



Томский политехнический университет

# **ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА: НАСТОЯЩЕЕ И БУДУЩЕЕ**

Игорь Владимирович Шаманин



## ДЕЛЕНИЕ ЯДРА

- Деление ядра — процесс расщепления атомного ядра на два ядра с близкими массами, называемых осколками деления. В результате деления могут возникать и другие продукты реакции: лёгкие ядра (в основном альфа-частицы), нейтроны и гамма-кванты.
- Деление бывает спонтанным (самопроизвольным) и вынужденным (в результате взаимодействия с другими частицами, прежде всего, с нейтронами).
- Деление тяжёлых ядер — экзотермический процесс, в результате которой высвобождается большое количество энергии в виде кинетической энергии продуктов реакции, а также излучения.
- Деление ядер служит источником энергии в ядерных реакторах и ядерном оружии



# ВЕРОЯТНОСТЬ РЕАКЦИИ ДЕЛЕНИЯ И ЭНЕРГИЯ НЕЙТРОНА

Что влияет на микроскопическое сечение реакций (вероятность реакций)?

Основной фактор, это энергия нейтрона, которую он имеет перед столкновением с ядром.

Нейтроны, сталкивающиеся с ядрами, обладают различной энергией.

В физике ядерного реактора принята единица измерения энергии –

**мегаэлектрон-вольт [МэВ]**

$1 \text{ МэВ} = 1.602 \times 10^{-13} \text{ Дж}$  ( $1 \text{ МэВ} = 1\,000\,000 \text{ эВ}$ ).

В зависимости от энергии принято делить нейтроны на группы:

## тепловые

энергия движения которых соизмерима энергией теплового движения атомов среды  **$E < 0.5 \text{ эВ}$** .

## замедляющиеся

энергия которых лежит в диапазоне от  **$0.5 \text{ эВ}$**  до  **$2000 \text{ эВ}$** .

## быстрые

**$E > 2000 \text{ эВ}$** .



# ДЕЛЕНИЕ РАЗЛИЧНЫХ ЯДЕР

Деление под действием  
тепловых нейтронов

Нечётно-чётные ядра  
 ${}_{1}p^{1}(\text{чёт.}) {}_{0}n^{1}(\text{нечёт.})$

Деление под действием  
быстрых нейтронов

Чётно-чётные ядра  
 ${}_{1}p^{1}(\text{чёт.}) {}_{0}n^{1}(\text{чёт.})$

Спонтанное деление

Чётно-чётные ядра

${}_{92}\text{U}^{233}$ ,  ${}_{92}\text{U}^{235}$ ,  ${}_{94}\text{Pu}^{239}$  – нечётно-чётные ядра

${}_{92}\text{U}^{238}$  – чётно-чётное ядро



## ДЕЛЕНИЕ ЯДЕР $U^{235}$ И $U^{238}$

Основным видом топлива в ядерных реакторах является смесь изотопов урана  
Изотоп  $U^{235}$  – ядерное горючее реакторов на тепловых нейтронах

Изотоп  $U^{238}$  – сырьевой (воспроизводящий) нуклид (изотоп)

В результате исследований было установлено, что деление изотопа урана  $^{238}U$  возможно только нейтронами с энергией большей 1 МэВ, но вероятность деления (сечение реакции деления), при таких энергиях в 4 раза меньше чем захвата или рассеяния.

Другими словами из 5 нейтронов столкнувшихся с ядром  $^{238}U$ , только 1 вызовет деление.

При меньших энергиях возможны только радиационный захват или рассеяние. Причем при энергиях 7 эВ - 200 эВ сечение захвата очень сильно возрастает (Резонансный захват). Нейтроны поглощаются без деления и выбывают из цепной реакции.

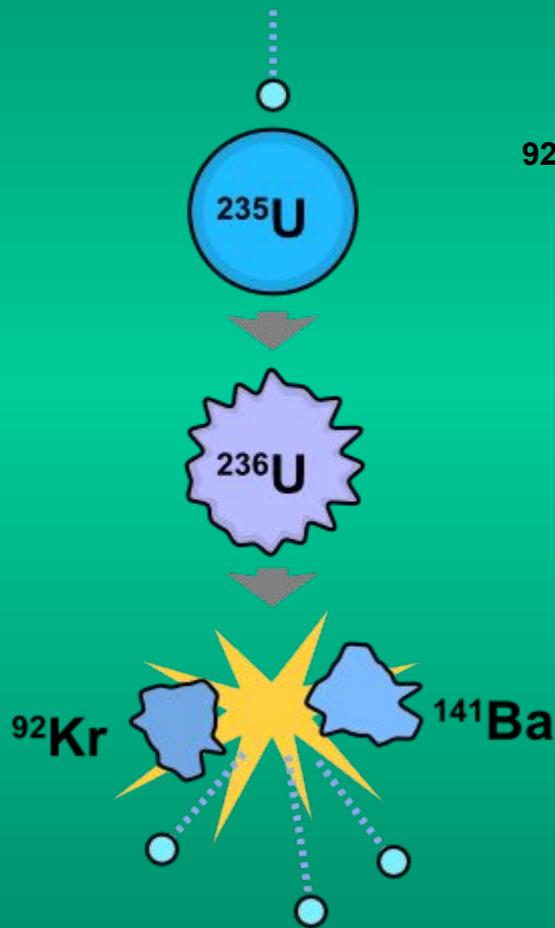
Для изотопа урана  $^{235}U$  деление возможно нейтронами любых энергий, однако вероятность деления (сечение реакции деления) для тепловых нейтронов в 100 раз больше чем для быстрых нейтронов с энергией 5 - 6 МэВ.



# ДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОВЫМ НЕЙТРОНОМ

$^{236}\text{U}$  – «составное» ядро  
(энергия возбуждения ядра велика)

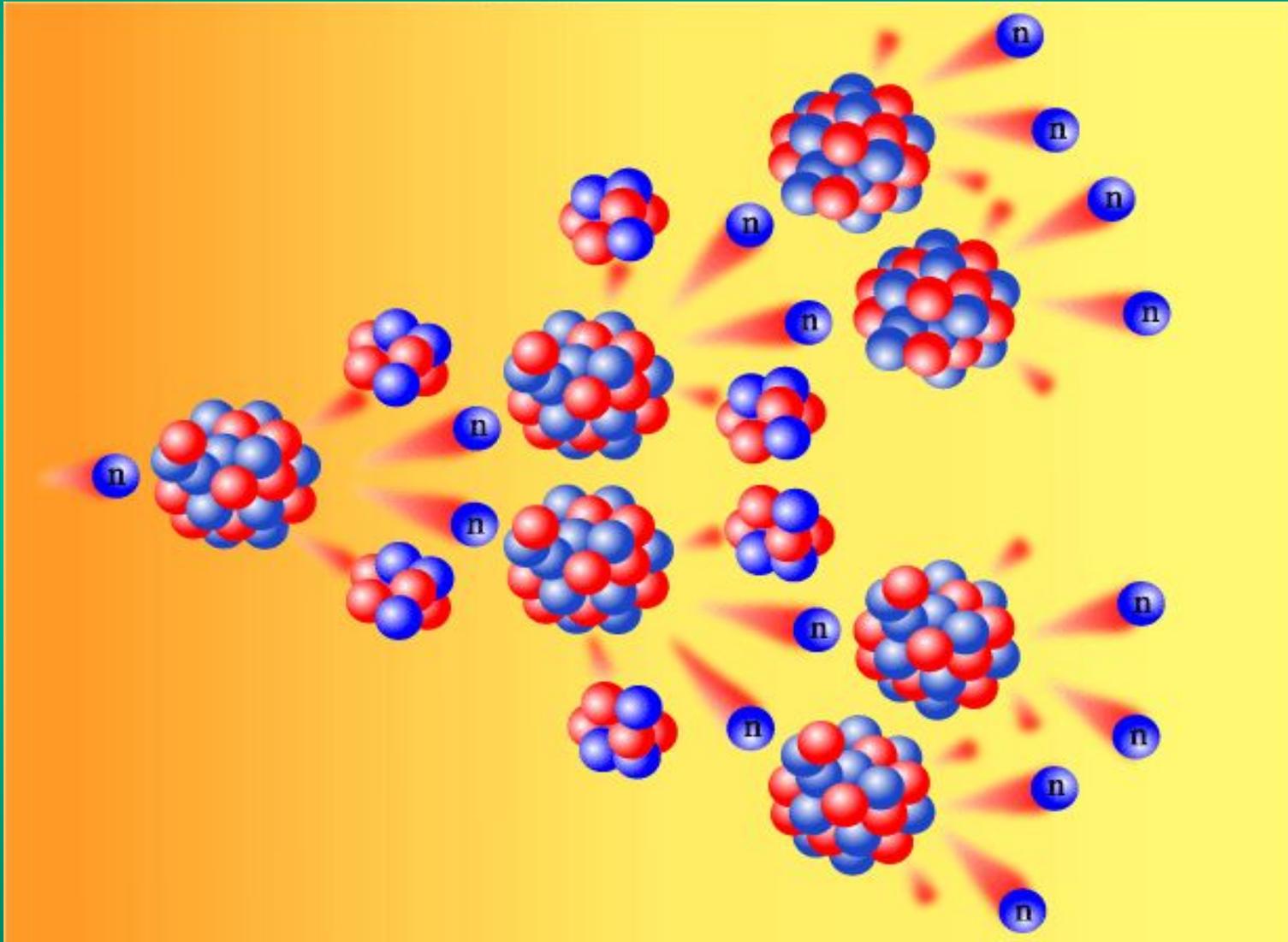
$^{92}\text{Kr}$  и  $^{141}\text{Ba}$  – осколки (продукты) деления  
(высокоэнергетические тяжелые заряженные частицы)



Ядро	$\text{U}^{233}$	$\text{U}^{235}$	$\text{Pu}^{239}$
$\bar{\nu}_f$	2,49	2,42	2,87
$E_f, \text{МэВ}$	198,5	204,3	210,3
$E_{\text{оск}}, \text{МэВ}$	160,5	166,0	171,5

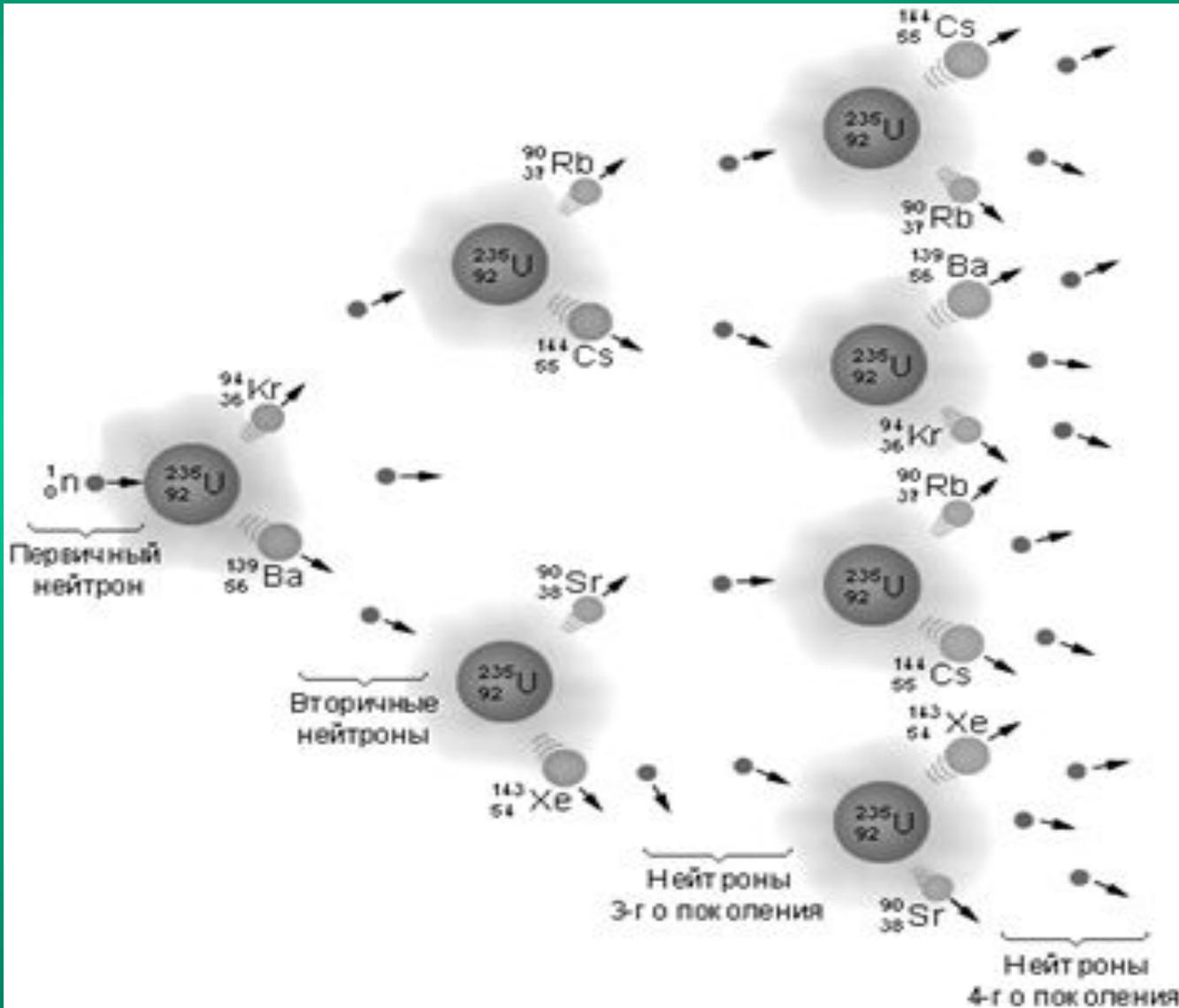


# ЦЕПНАЯ РЕАКЦИЯ ДЕЛЕНИЯ





# ЦЕПНАЯ РЕАКЦИЯ ДЕЛЕНИЯ ЯДЕР $U^{235}$





# УПРАВЛЕНИЕ ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ (коэффициент размножения)

**Коэффициент размножения нейтронов  $k$**  — отношение числа нейтронов последующего поколения к числу в предшествующем поколении во всём объеме размножающей нейтроны среды (активной зоны ядерного реактора). В общем случае, этот коэффициент может быть найден с помощью **формулы четырёх сомножителей**:

$$k_0 = \mu\phi\theta\eta$$

, где

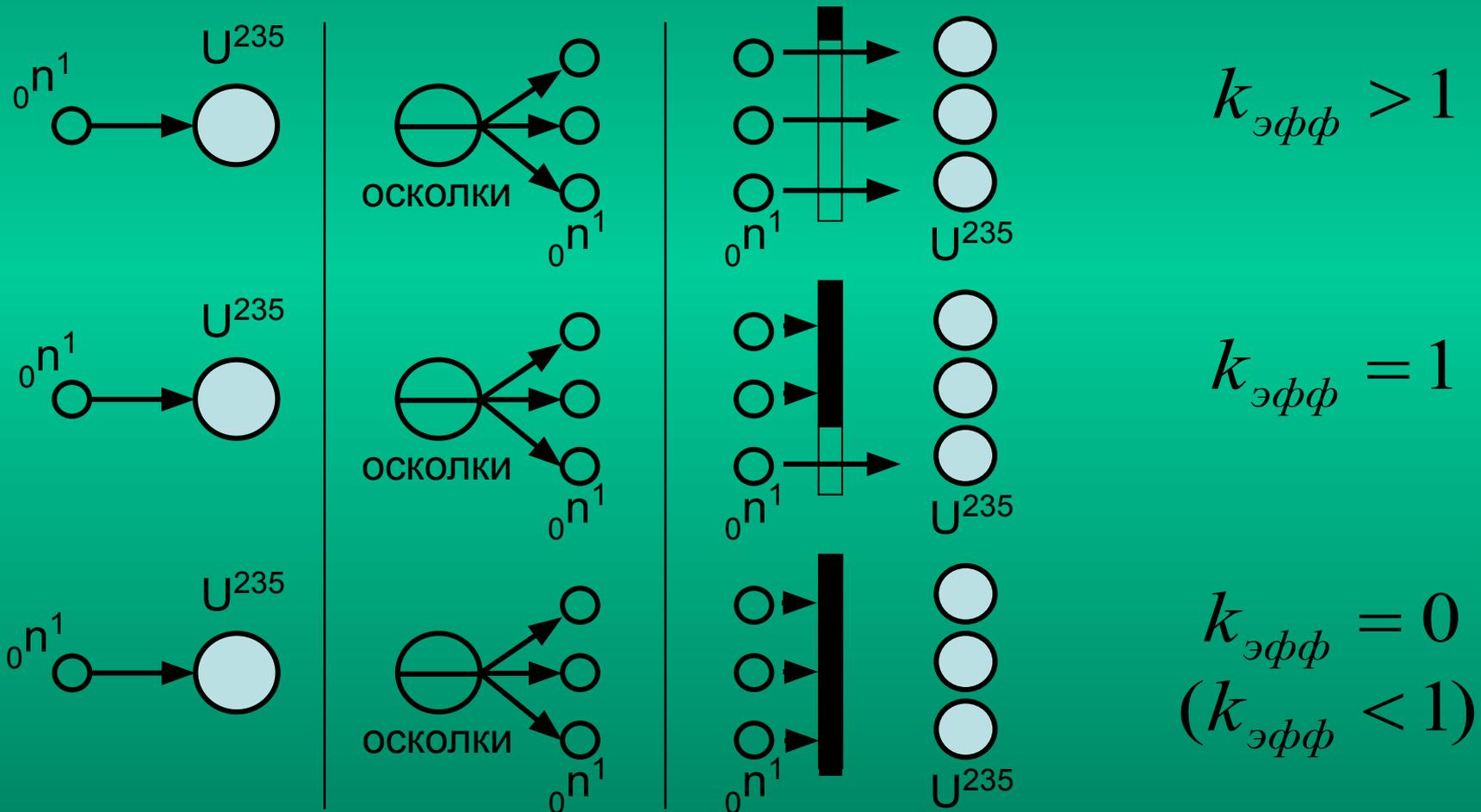
- $k_0$  — коэффициент размножения в бесконечной среде;
- $\mu$  — Коэффициент размножения на быстрых нейтронах;
- $\phi$  — Вероятность избежать резонансного захвата;
- $\theta$  — Коэффициент использования тепловых нейтронов;
- $\eta$  — Выход нейтронов на одно поглощение.



# УПРАВЛЕНИЕ ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ (стержни управления)

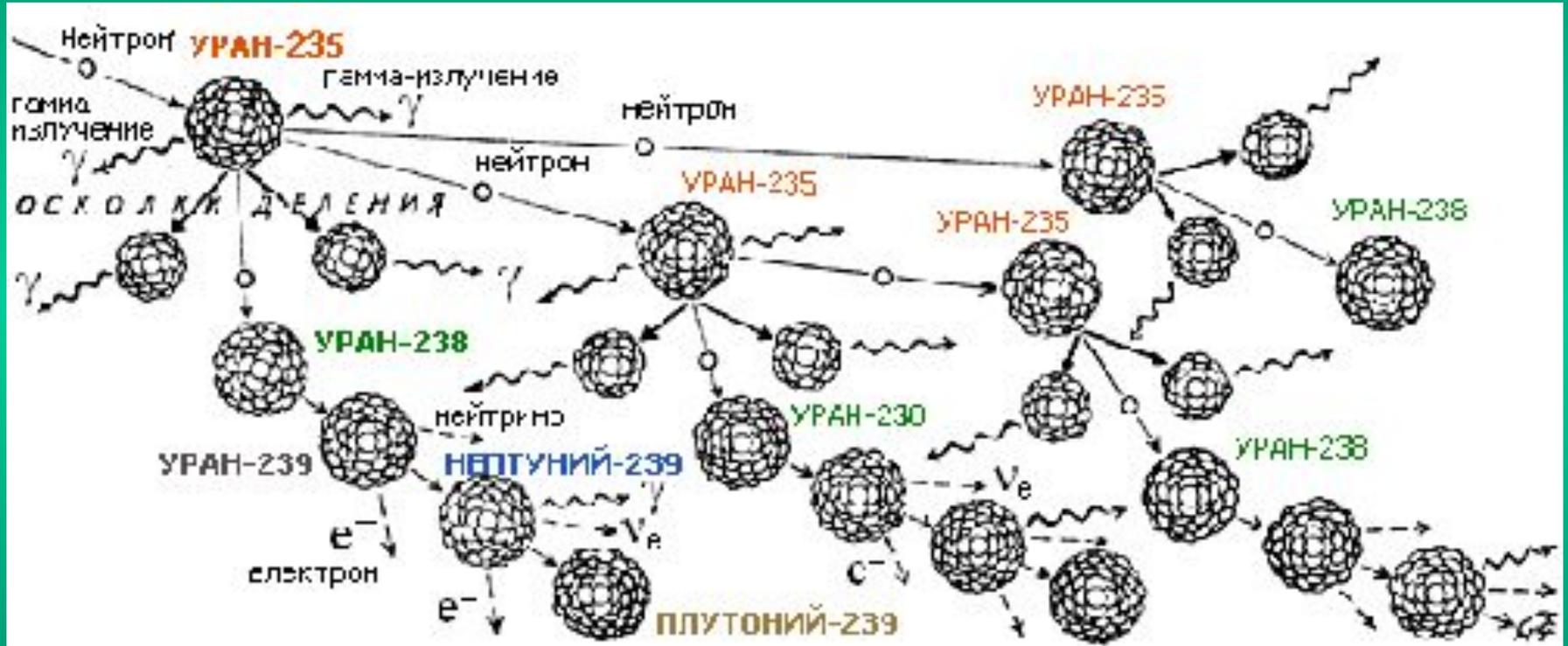
Эффективный к-нт размножения  $k_{эфф} = k_0 \cdot P$

$P$  – утечка нейтронов из активной зоны конечных размеров





# ЦЕПНАЯ РЕАКЦИЯ ДЕЛЕНИЯ В ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ





## ЦЕПНАЯ РЕАКЦИЯ ДЕЛЕНИЯ (возможность осуществления)

*Реакция деления в смеси изотопов урана  $^{238}\text{U}$  и  $^{235}\text{U}$ .*

В отдельных актах деления энергия рождающихся нейтронов может принимать значения от 100 эВ до 10 МэВ.

Средняя энергия нейтронов деления составляет около 2 МэВ.

Нейтроны с такой энергией, могут разделить изотопы  $^{238}\text{U}$ , но на 1 нейтрон, вызвавший деление  $^{238}\text{U}$ , придется четыре захваченных без деления

(поглощение без деления в 4 раза более вероятно, чем поглощение с делением)

в результате деления возникает в среднем 2,5 нейтрона следовательно, коэффициент размножения  $K_{эф} = (4+1)/2.5 = 0.5$  - реакция затухающая.

Можно сделать вывод, что при наличии только одного изотопа  $^{238}\text{U}$  осуществить цепную реакцию невозможно.



# ЦЕПНАЯ РЕАКЦИЯ ДЕЛЕНИЯ (рассеяние нейтронов)

Средняя энергия нейтронов деления составляет около 2 МэВ

В результате рассеяния на **тяжелых** ядрах они потеряют часть своей энергии (замедлятся)

Чем ниже их энергия, тем больше эффективное сечение деления для изотопа  $^{235}\text{U}$

Однако в процессе замедления в какой-то момент времени энергия нейтронов будет находиться в диапазоне 7 эВ - 200 эВ, где сечение захвата для ядер  $^{238}\text{U}$  очень сильно возрастает (резонансное поглощение).

Поэтому до тепловой энергии, где вероятность деления  $^{235}\text{U}$  максимальна, сможет замедлиться лишь малая часть нейтронов.

В естественном уране количество изотопа  $^{235}\text{U}$  составляет 0.7 % остальное  $^{238}\text{U}$



# ЦЕПНАЯ РЕАКЦИЯ ДЕЛЕНИЯ (способы осуществления)

**Способ 1** - Для осуществления ЦРД необходимо произвести обогащение - увеличить концентрацию изотопа  $^{235}\text{U}$  таким образом, чтобы нейтроны после рождения сталкивались с ядрами  $^{235}\text{U}$  чаще, чем с ядрами  $^{238}\text{U}$ . В этом случае мы можем осуществить цепную реакцию деления на быстрых нейтронах в тяжелой замедляющей среде.

**Способ 2** - Использование замедлителя, например воды. Если нейтрон после рождения столкнется с ядром водорода, то он “сбросит” часть своей энергии, после нескольких столкновений (около 14) его энергия снизится до уровня тепловой, где вероятность деления  $^{235}\text{U}$  максимальна.

В этом случае мы можем получить цепную реакцию в смеси изотопов урана с меньшим обогащением по  $^{235}\text{U}$ .



# ТЕПЛОВЫЕ И БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ

Реакторы, в которых большинство актов деления вызвано быстрыми нейтронами, называют реакторами **на быстрых нейтронах**.

Реакторы, в которых большинство актов деления вызвано тепловыми нейтронами называют реакторами **на тепловых нейтронах**. В таких реакторах обязательно используется замедлитель.

В качестве замедлителей обычно используют:

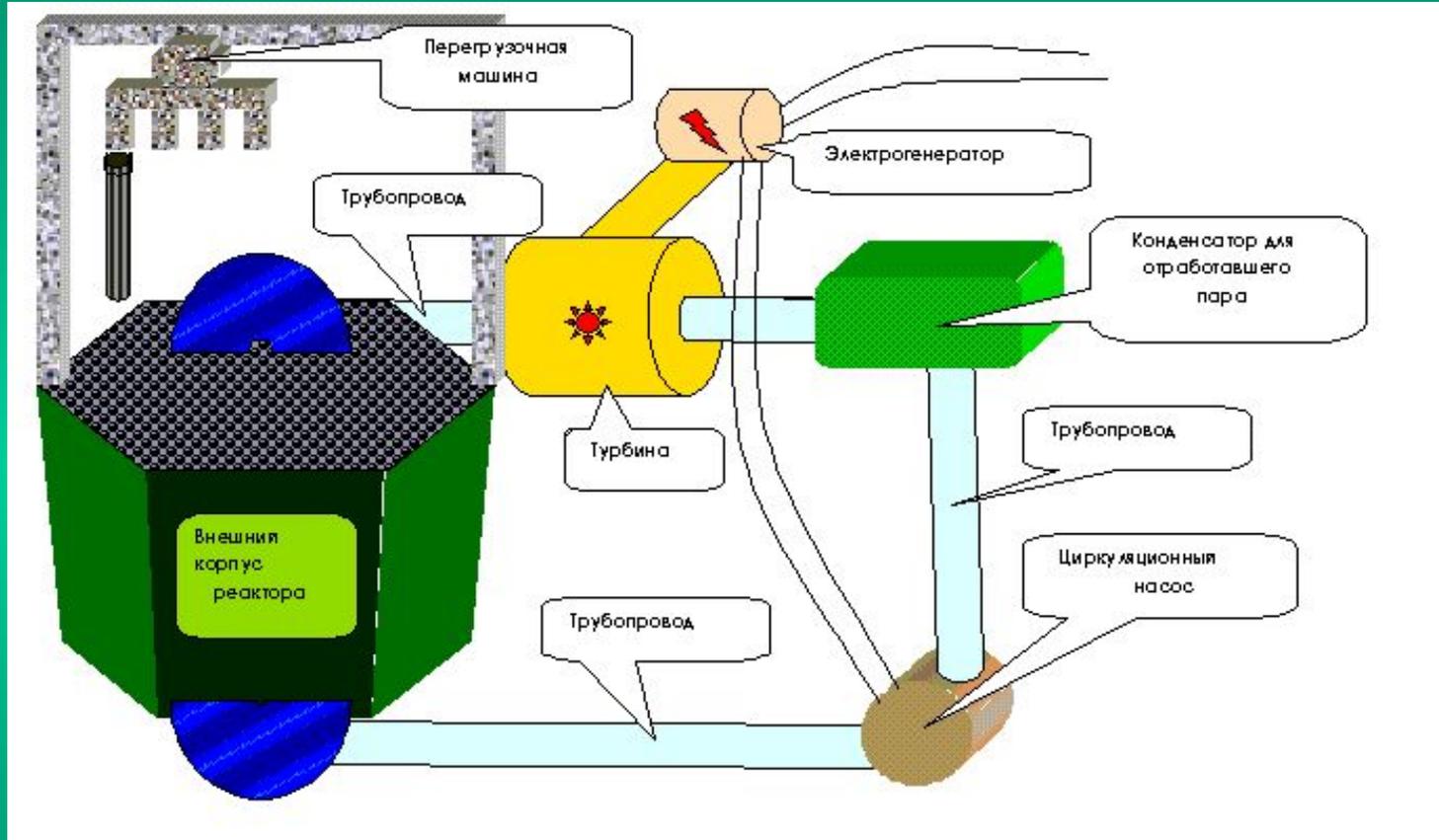
**Воду** ( $H_2O$ ) - реакторы типа PWR, ВВЭР.

**Тяжелую воду** ( $D_2O$ ) - реакторы типа CANDU

**Графит** - реакторы типа РБМК, Magnox, HTGR.



# АЭС НА БАЗЕ КАНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА



Активная зона («графитовая кладка»): высота 8м; диаметр 12м.

Замедлитель – графит.

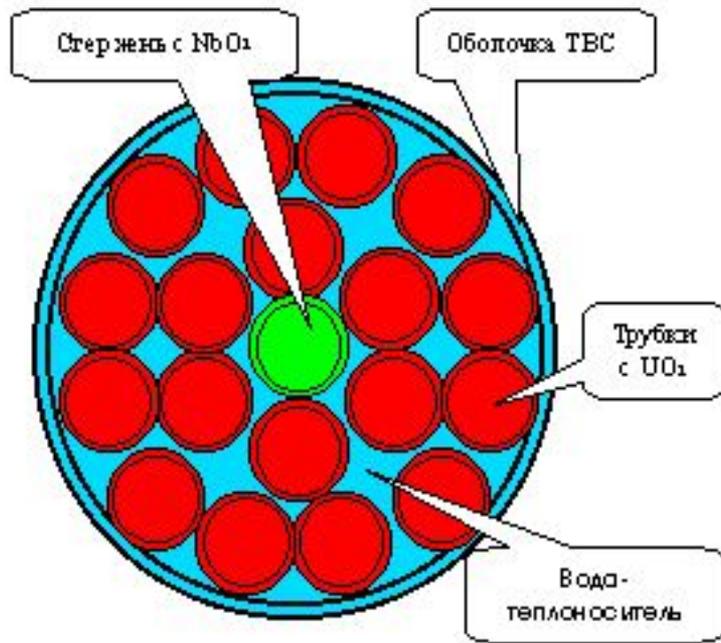
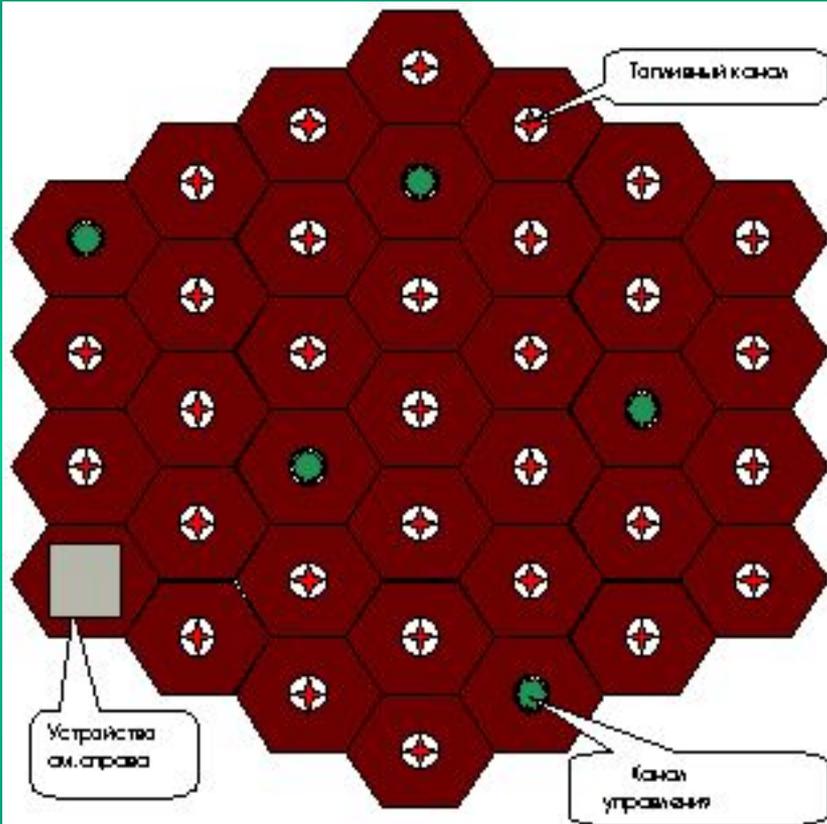
РБМК – одноконтурная схема; теплоноситель-вода;

кипение воды на выходе из активной зоны (наверху)

В активной зоне РБМК-1000 около 5 тонн  $U^{235}$  в составе топлива.



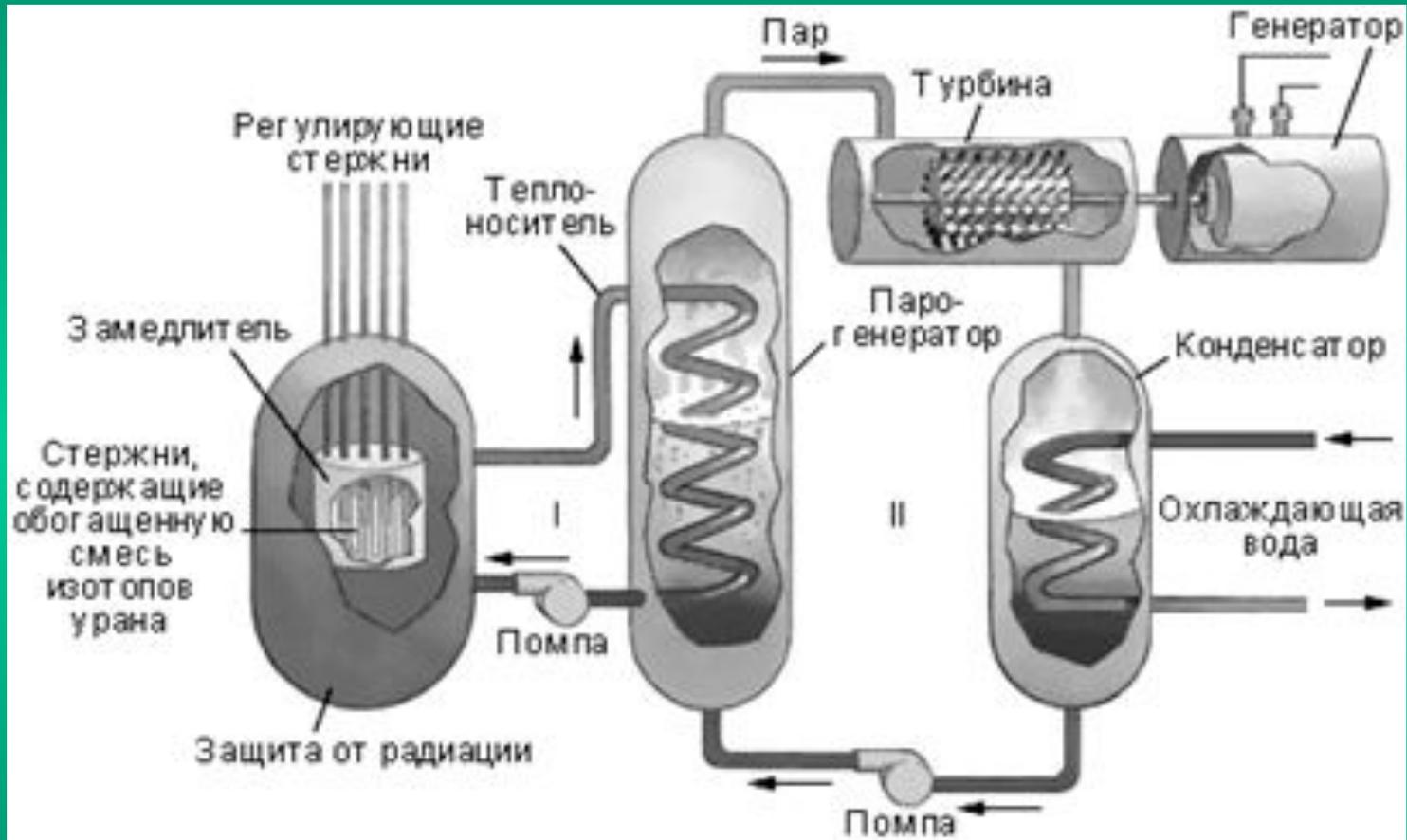
# АКТИВНАЯ ЗОНА КАНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА



Слева - фрагмент активной зоны. Вверху - одна топливная кассета. Вид сверху.



# АЭС НА БАЗЕ КОРПУСНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

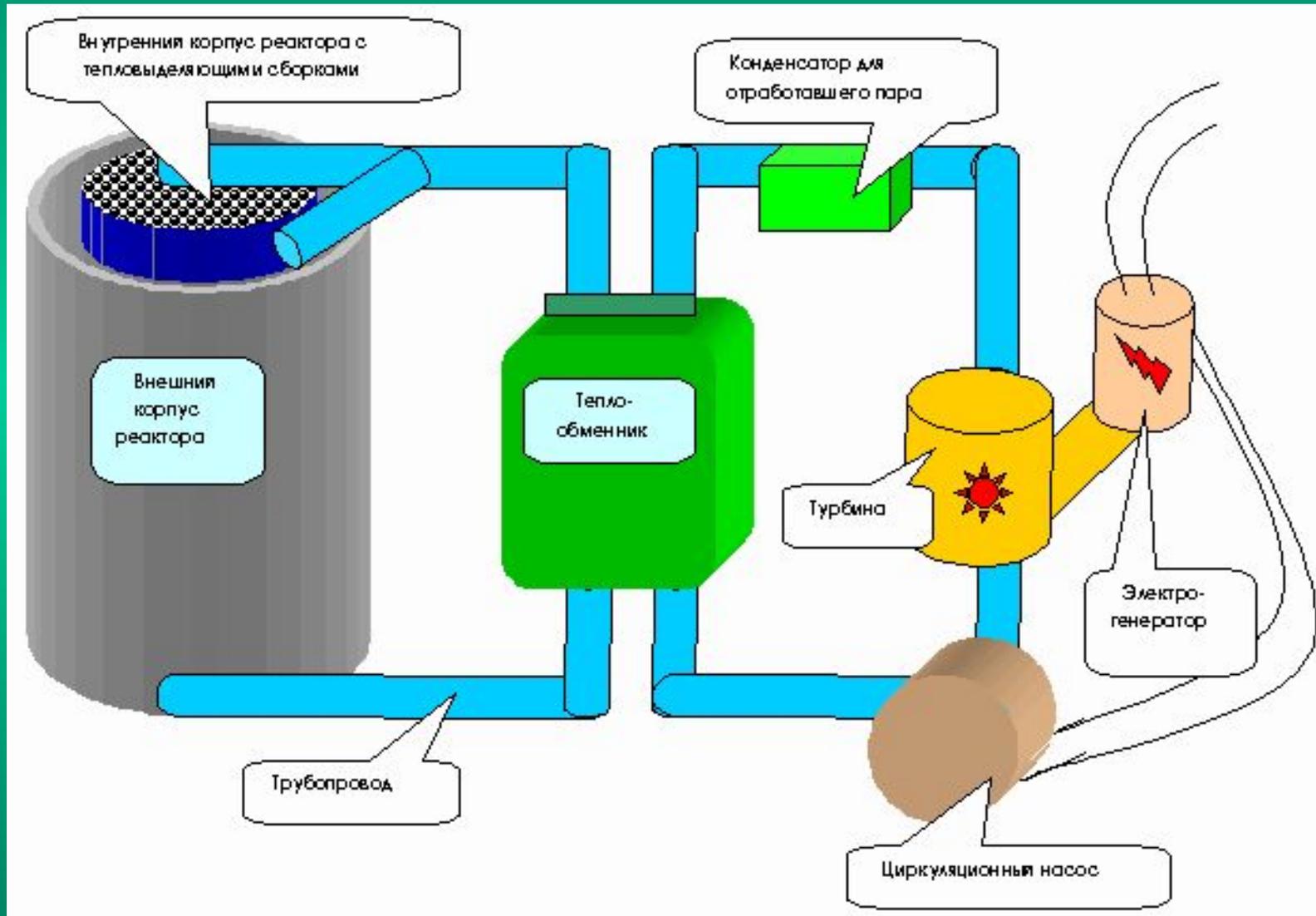


## Двухконтурная схема

В случае если теплоноситель – вода, давление в 1-ом контуре велико (нет кипения)  
Реакторы **ВВЭР, PWR**

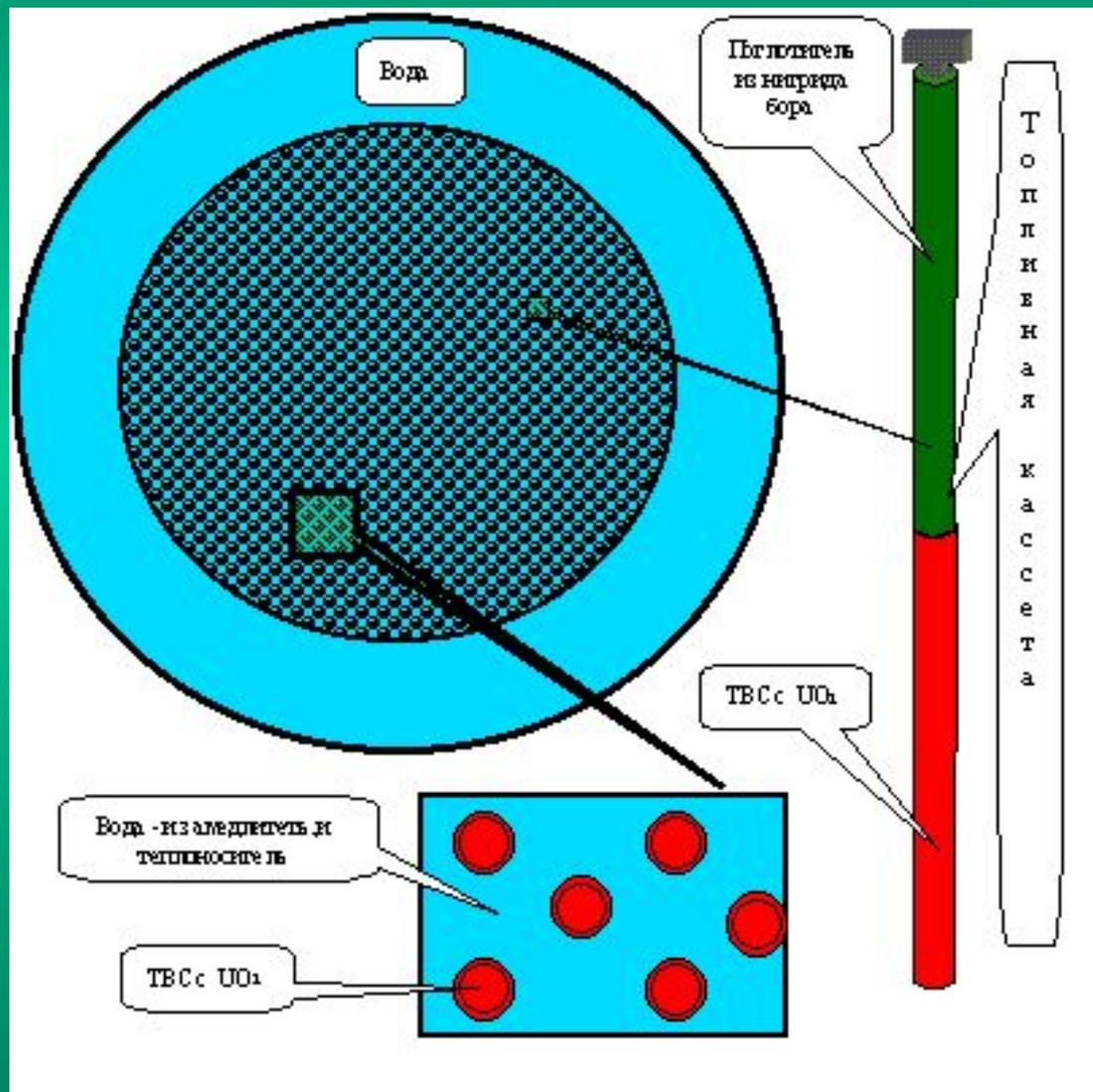


# АЭС НА БАЗЕ ВОДО-ВОДЯНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА





# АКТИВНАЯ ЗОНА РЕАКТОРА ВВЭР



«Тесная решётка» ТВЭлов в ТВС

Вода – замедлитель и (одновременно) теплоноситель



# АКТИВНАЯ ЗОНА

**Активная зона** ядерного реактора — пространство, в котором происходит контролируемая цепная реакция деления ядер тяжёлых изотопов урана или плутония. В ходе цепной реакции выделяется энергия в виде нейтронного и  $\gamma$ -излучения,  $\beta$ -распада, кинетической энергии осколков деления.



# СОСТАВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

В состав активной зоны входят:

- **Ядерное топливо** (Основой ЯТ является ядерное горючее — делящееся вещество)
- **Замедлитель** (в реакторах на тепловых нейтронах)
- **Теплоноситель**, передающий образующееся тепло за пределы реактора, например для привода электрических генераторов.
- **Устройства системы управления и защиты реактора (СУЗ)**

Делящееся вещество может быть конструктивно отделено от замедлителя и других элементов активной зоны (**гетерогенный реактор**), либо быть в смеси с ними (**гомогенный реактор**).



# ЗАМЕДЛИТЕЛЬ НЕЙТРОНОВ

В качестве замедлителя используют следующие вещества:

- Вода ( Легководный реактор, Водо-водяной реактор);
- Тяжёлая вода;
- Графит ( Графито-водный реактор, Графито-газовый реактор);
- Бериллий;
- Органические жидкости.

## Физические свойства некоторых материалов замедлителей

Свойство	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Be	C
Макроскопическое сечение поглощения $\Sigma_a$ (тепловые), м <sup>-1</sup>	1,7	0,0080	0,13	0,036
Микроскопическое сечение рассеяния $\sigma_s$ (надтепловые), б	49	10,6	5,9	4,7
$\xi$	0,927	0,510	0,209	0,158
$\xi \cdot \Sigma_s$ (надтепловые) / $\Sigma_a$ (тепловые)	62	5860	138	166

Качество замедлителя уменьшается в порядке D<sub>2</sub>O>C>Be>H<sub>2</sub>O.



# ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ

В качестве теплоносителя применяются:

- Вода ( Легководный реактор, Водо-водяной реактор);
- Водяной пар ( Кипящий реактор);
- Тяжёлая вода;
- Органические жидкости ( Реактор с органическим теплоносителем);
- Гелий (Высокотемпературный реактор);
- Углекислый газ;
- Жидкие металлы (преимущественно натрий) ( Реактор с жидкометаллическим теплоносителем, в т.ч. реакторы на быстрых нейтронах).



# ОТРАЖАТЕЛЬ

Снаружи активная зона окружается отражателем для нейтронов, состоящим, как правило, из того же вещества, что и замедлитель.

Наличие отражателя необходимо для повышения эффективности использования ядерного топлива и “улучшения” других нейтронно-физических параметров реактора, так как отражатель возвращает назад в зону часть вылетевших из активной зоны нейтронов.

Отражатель уменьшает утечку нейтронов из активной зоны  
(увеличивает  $k_{эфф}$ )



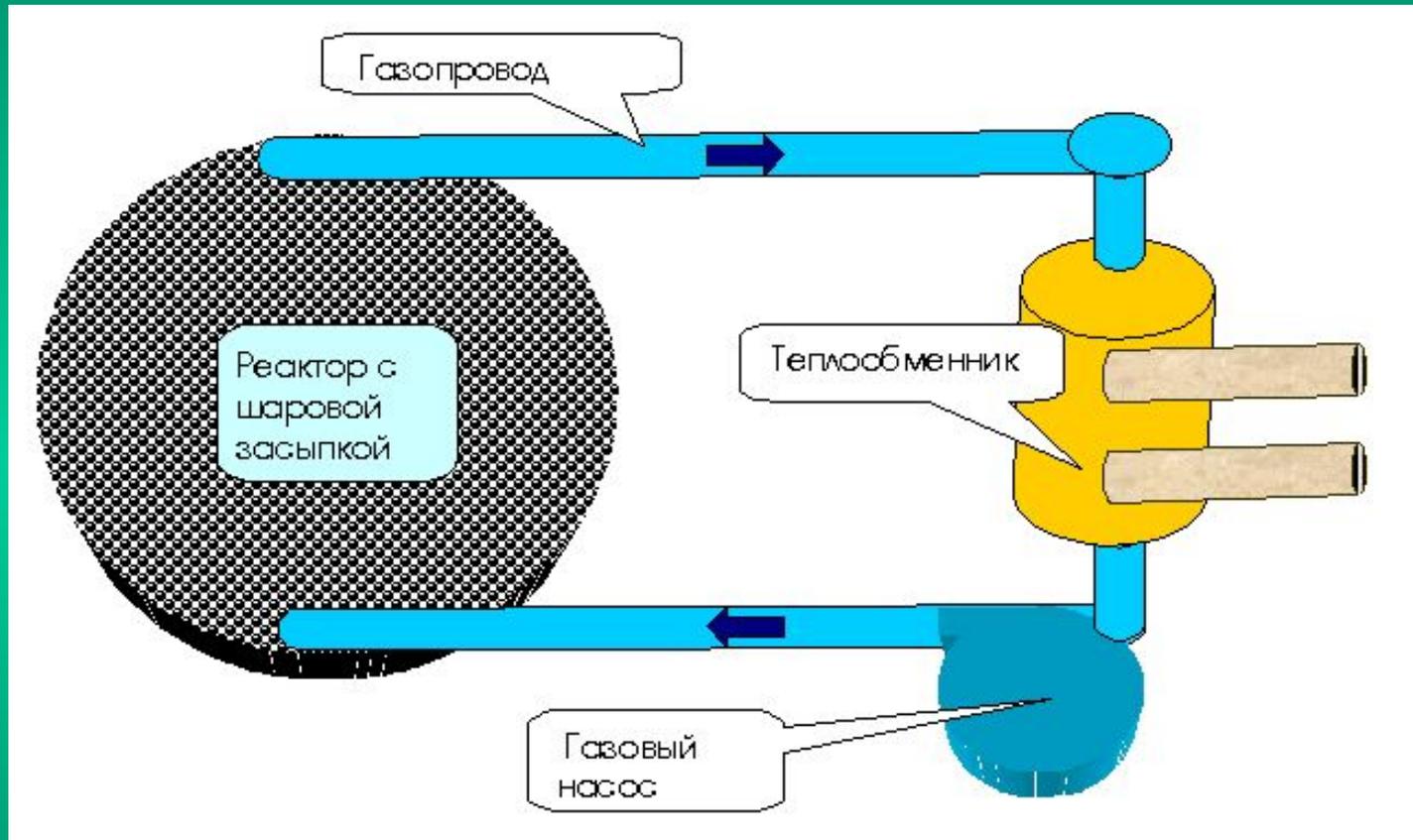
# БАЛАНС ЭНЕРГИИ, ВЫДЕЛЯЮЩЕЙСЯ ПРИ ДЕЛЕНИИ ЯДЕР $U^{235}$

- Кинетическая энергия осколков деления 82.0%
- Кинетическая энергия нейтронов деления 2.5%
- Энергия излучения  $\gamma$ -квантов 5.3%
- Энергия излучения  $\beta$ -распада 3.4%
- Энергия излучения, возникающего при захвате нейтронов без деления 1.5%
- Энергия нейтрино 5.3%

Кинетическая энергия осколков деления ядер является основной частью выделяющейся энергии. Практически все осколки деления остаются в объеме таблеток ядерного топлива, теряя всю свою кинетическую энергию. Материал таблеток нагревается и эта энергия может быть отведена в виде тепла от тепловыделяющих элементов (ТВЭл) ядерного реактора.



# РЕАКТОР С ШАРОВЫМИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИМИ ЭЛЕМЕНТАМИ

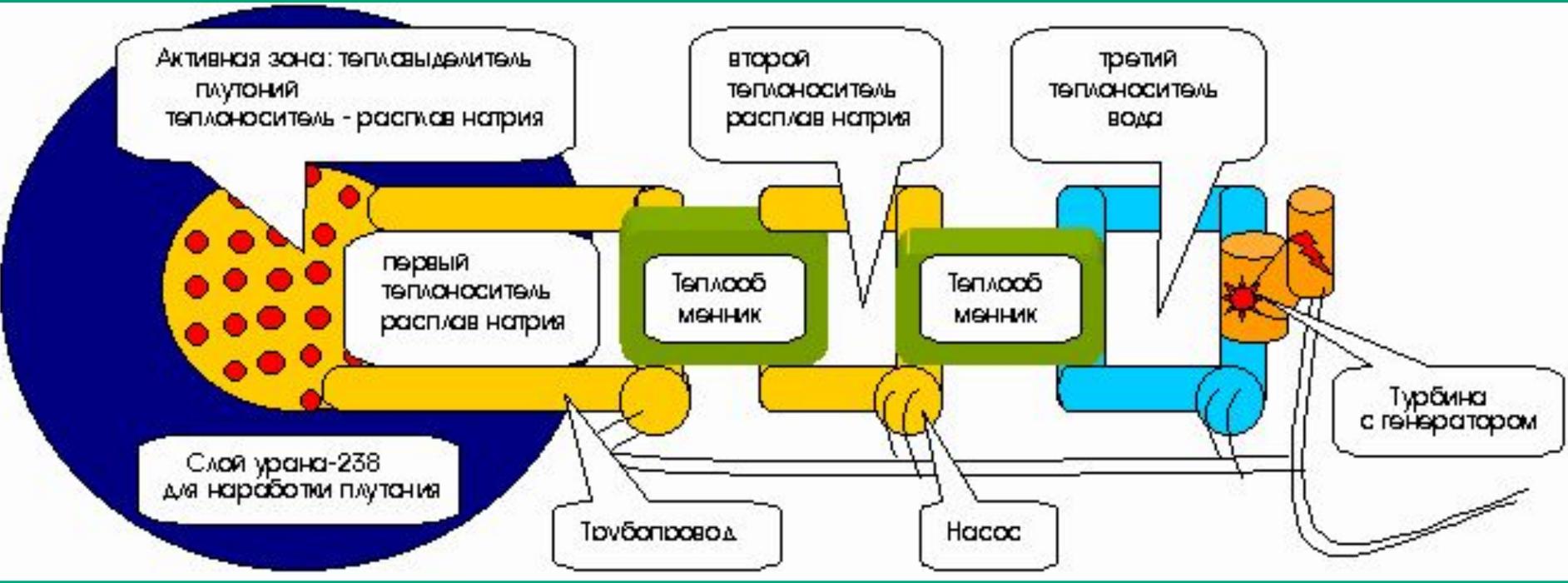


Теплоноситель – гелий ( $1000^{\circ}\text{C}$ )

Топливо (Coated Particles) диспергировано в графитовую матрицу (шары  $d=6\text{см}$ )

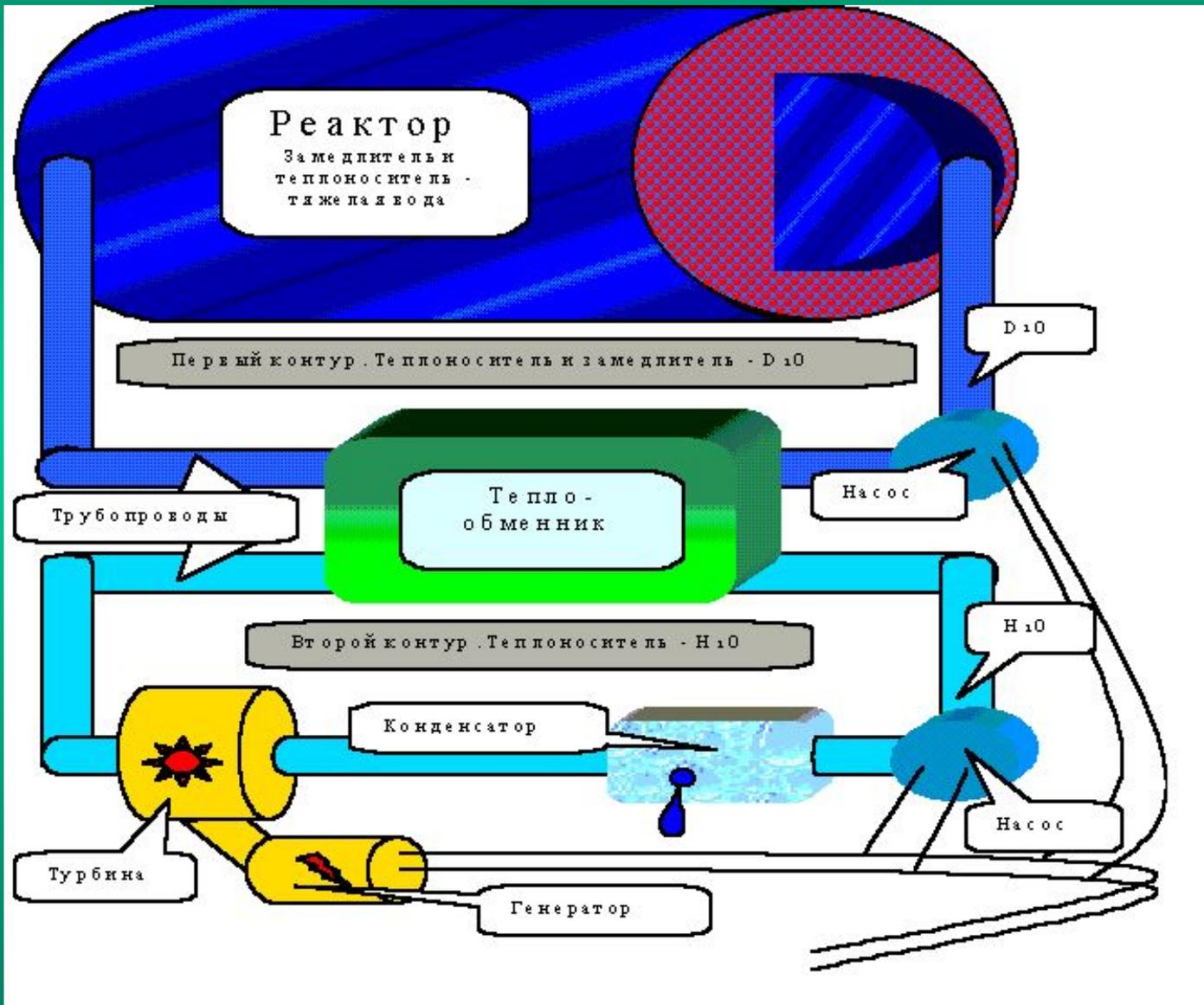


# АЭС НА БАЗЕ «БЫСТРОГО» ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА



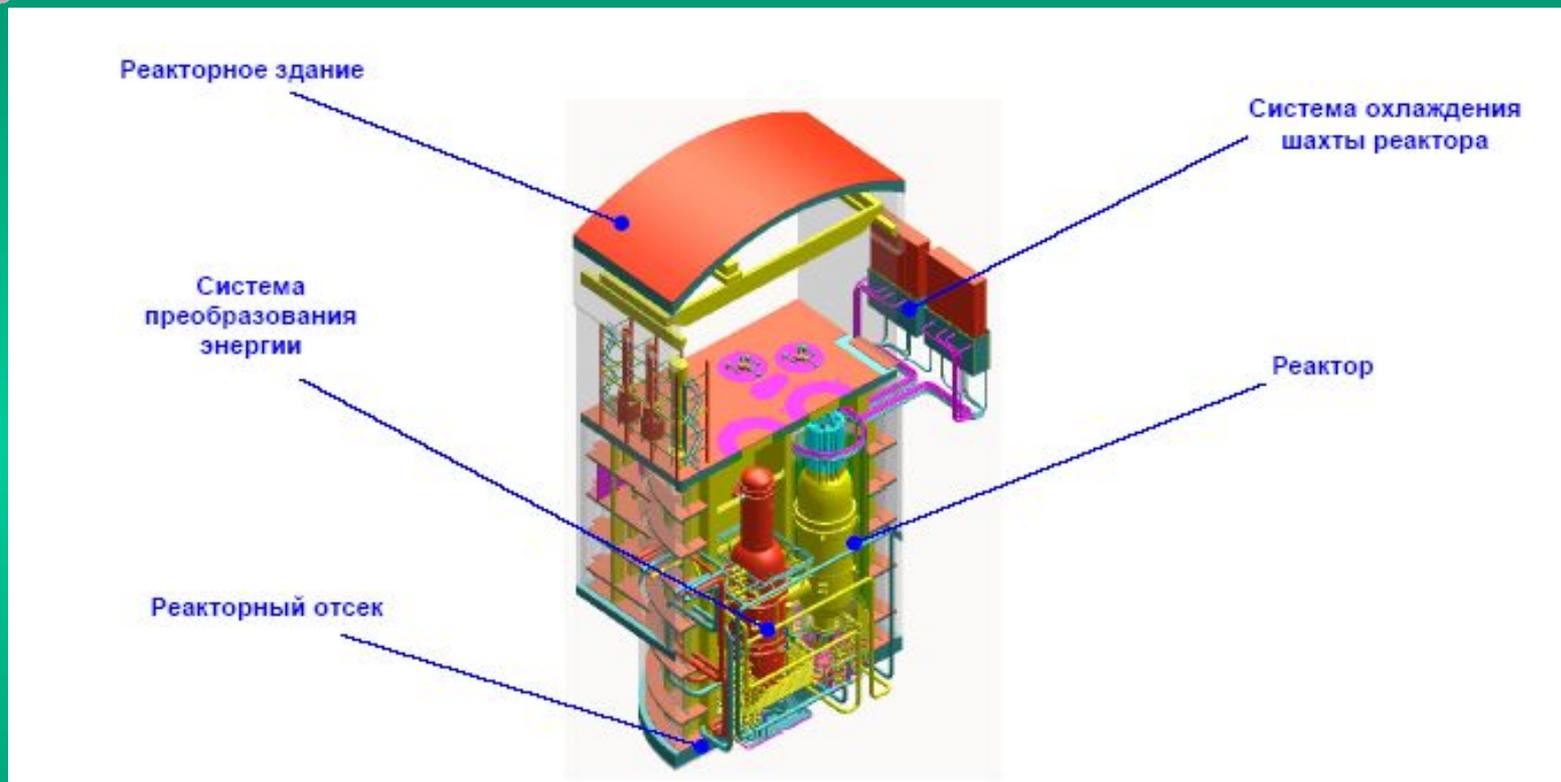


# АЭС НА БАЗЕ ТЯЖЕЛОВОДНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА





# ЭНЕРГОБЛОК НА БАЗЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА С ГАЗОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ (ГЕЛИЙ)



Реакторы ГТ-МГР; МГР-Т

Назначение:

- Генерация электричества (газовая турбина)
- Генерация высокопотенциального тепла
- Генерация водорода (паровая конверсия природного газа)



# ЦИРКУЛЯЦИЯ ГЕЛИЯ В ВТГР

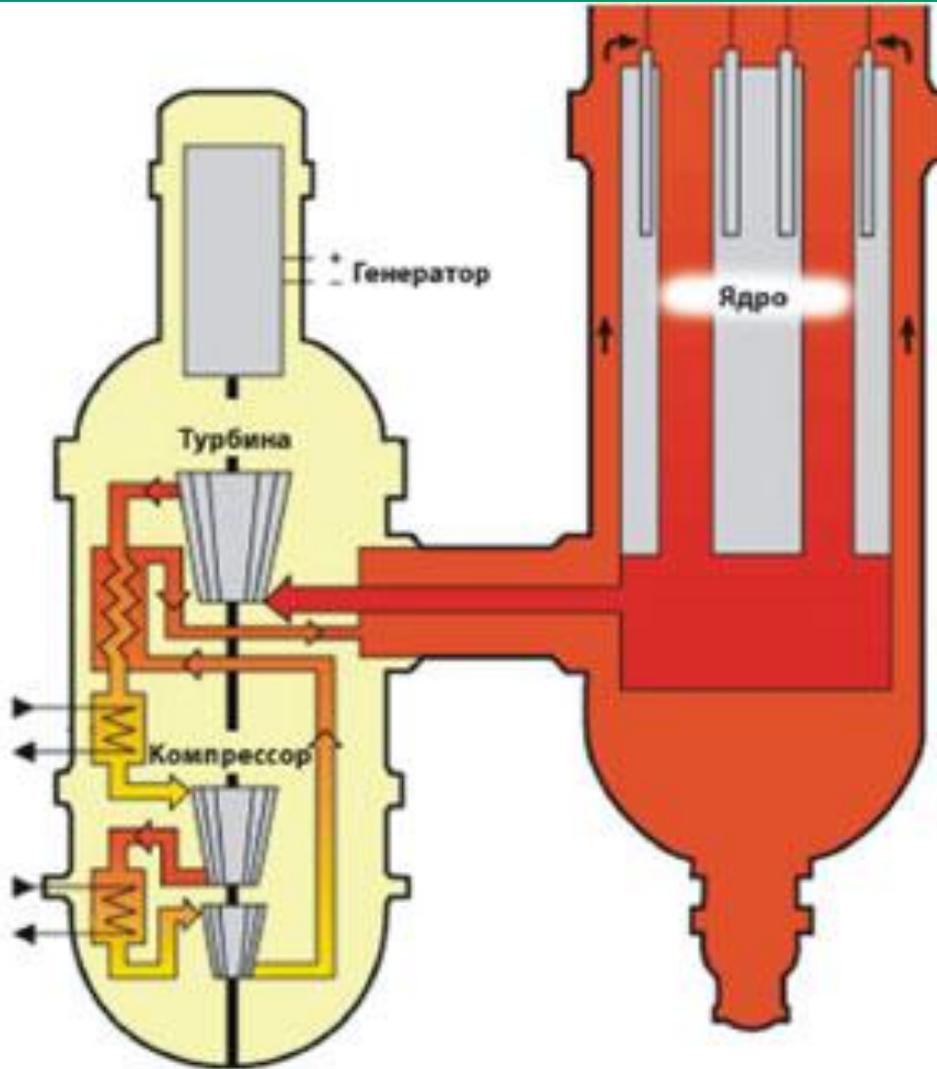
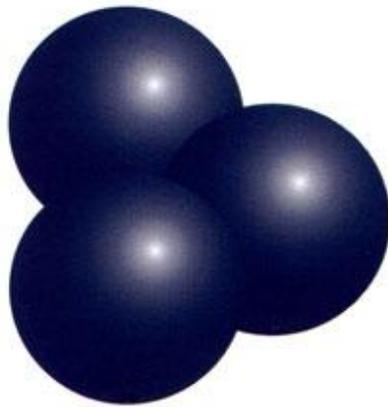


Схема циркуляцији (иллюстрација с сайта [gt-mhr.ga.com](http://gt-mhr.ga.com))

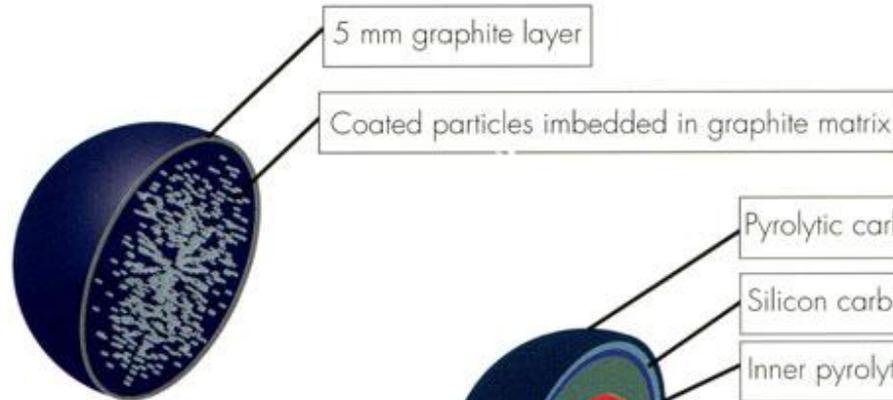


# ШАРОВОЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИЙ ЭЛЕМЕНТ

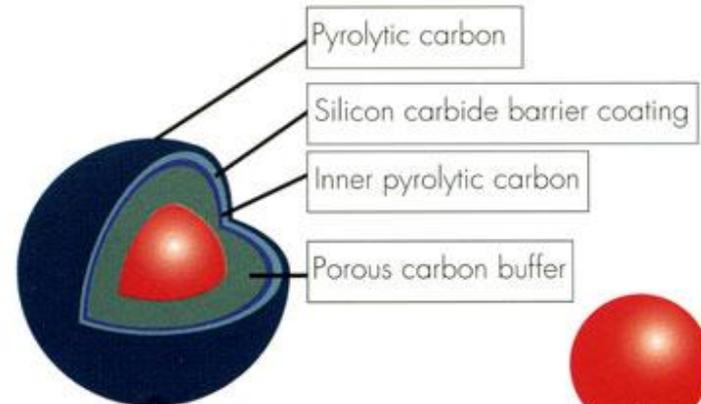
## Fuel element design for PBMR.



Diameter 60 mm  
**Fuel sphere**



**Half section**



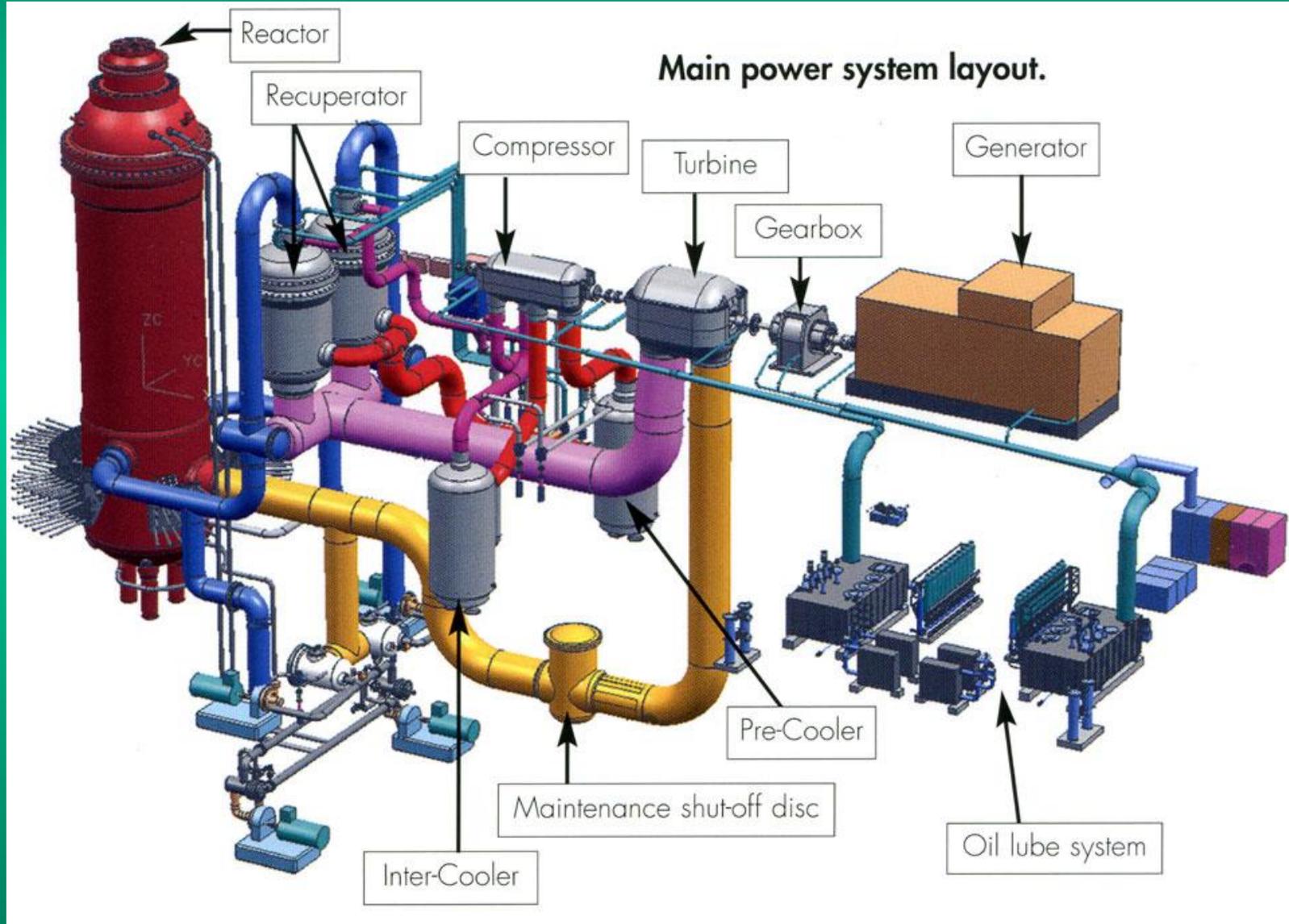
Diameter 0.92 mm  
**Coated particle**



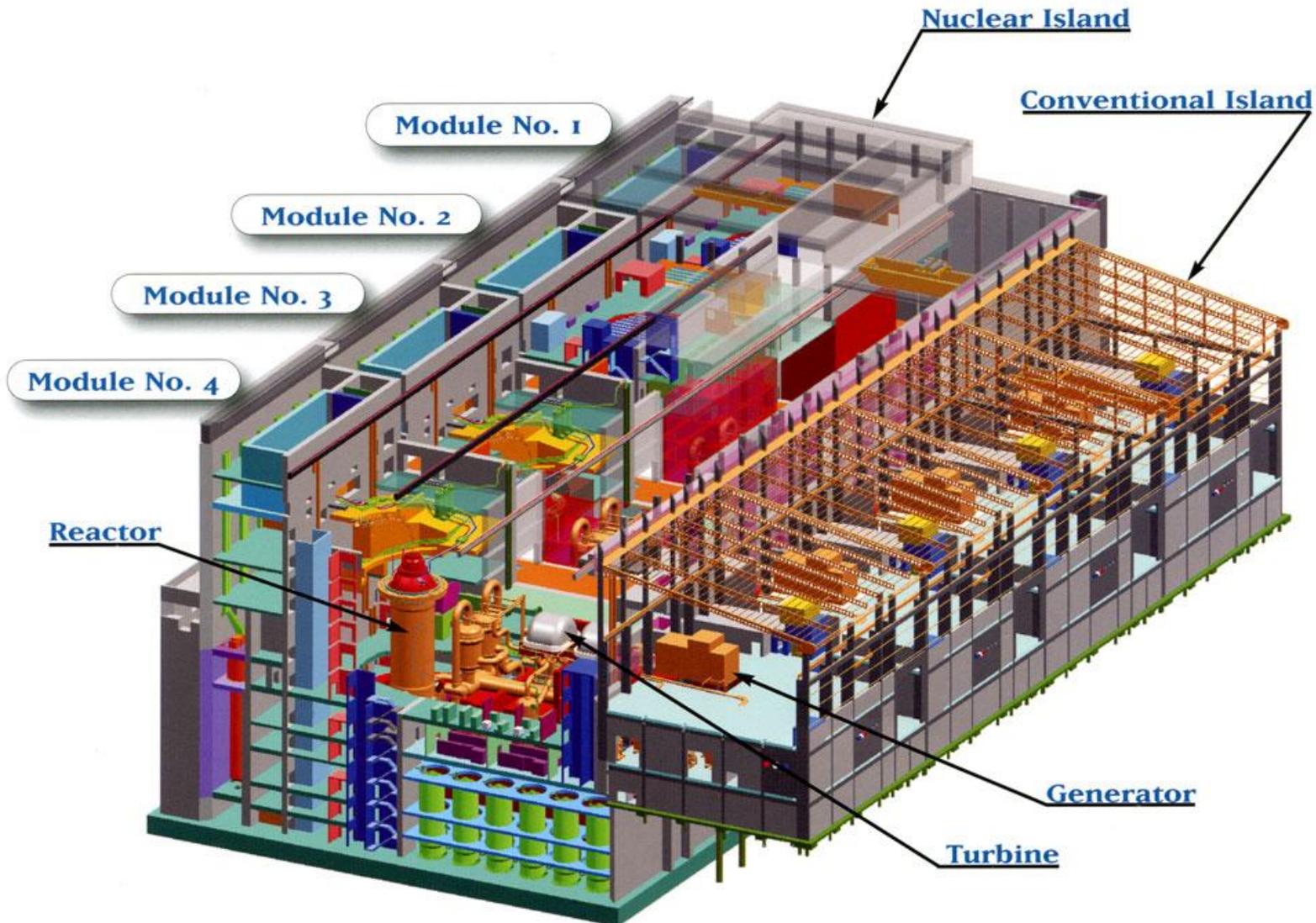
Diameter 0.5 mm  
Uranium dioxide  
**Fuel**



# АЭС НА БАЗЕ PBMR



# ЧЕТЫРЕХМОДУЛЬНАЯ КОНФИГУРАЦИЯ АЭС НА БАЗЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ





# ПОЛУЧЕНИЕ И ПРИМЕНЕНИЕ ВОДОРОДА

При окислении метана на никелевом катализаторе возможны следующие

основные реакции:



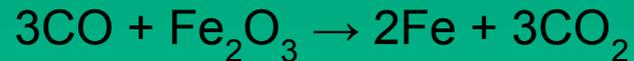
Высокотемпературную конверсию осуществляют в отсутствие катализаторов при температурах 1350—1450 °С и давлениях до 30—35  $\text{кгс/см}^2$ , или 3—3,5  $\text{Мн/м}^2$ ; при этом происходит почти полное окисление метана и др. углеводородов кислородом до  $\text{CO}$  и  $\text{H}_2$ .

$\text{CO}$  и  $\text{H}_2$  легко разделяются.



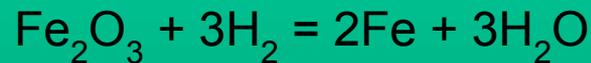
# ПОЛУЧЕНИЕ И ПРИМЕНЕНИЕ ВОДОРОДА

## Восстановление железа из руды:



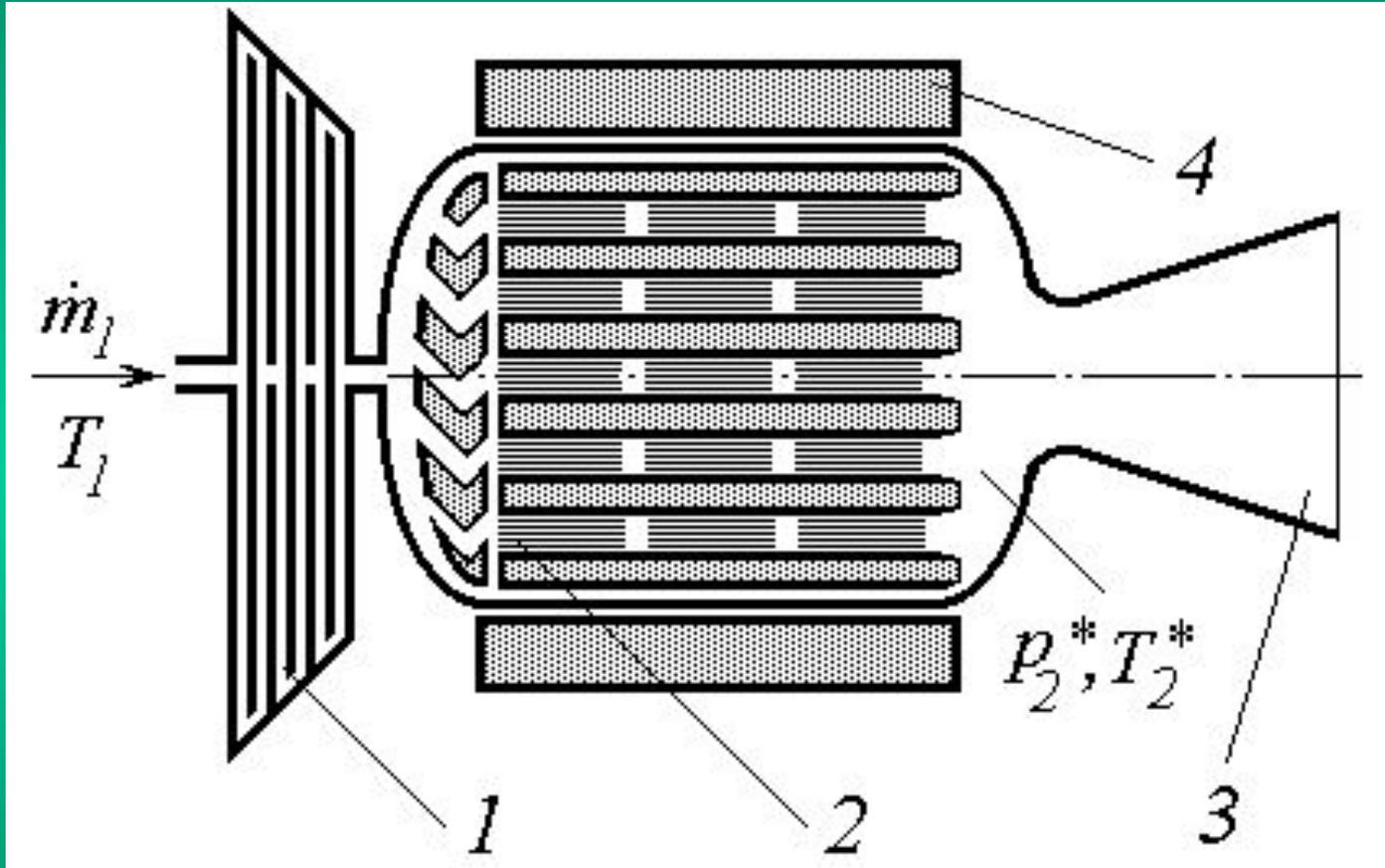
Водород способен восстанавливать многие металлы из их оксидов (такие, как железо (Fe), никель (Ni), свинец (Pb), вольфрам (W), медь (Cu) и др.).

Так, при нагревании до температуры 400-450°C и выше происходит восстановление железа (Fe) водородом из его любого оксида, например:





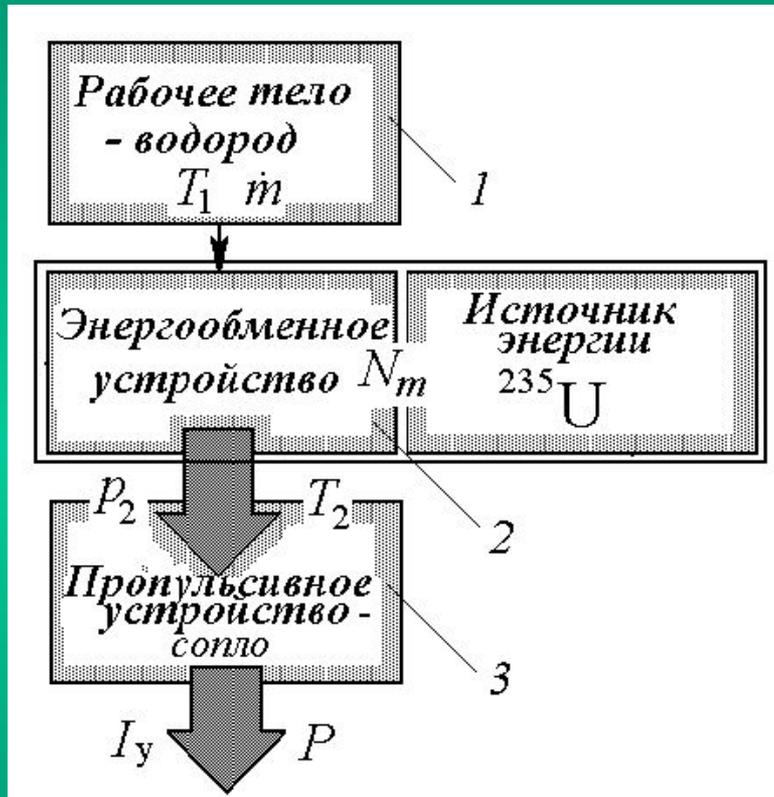
# ЯДЕРНЫЙ РАКЕТНЫЙ ДВИГАТЕЛЬ (МАРШЕВЫЙ)



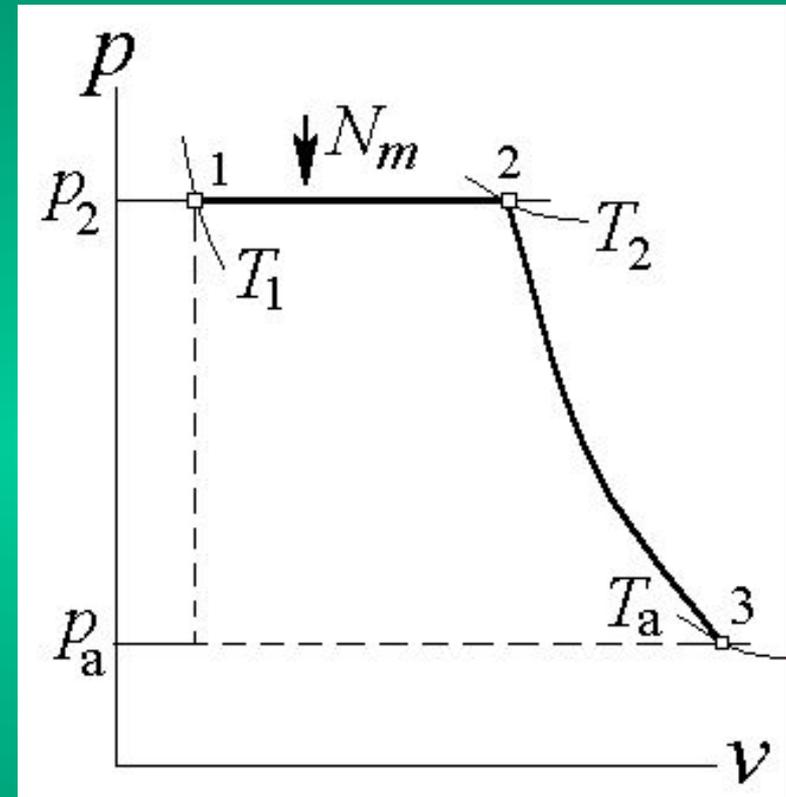
- 1- теньевая радиационная защита
- 2- активная зона
- 3- сопло
- 4- боковой отражатель нейтронов (Be)



# ЯДЕРНЫЙ РАКЕТНЫЙ ДВИГАТЕЛЬ (МАРШЕВЫЙ)



Составляющие



Т-Д цикл ЯРД

- 1- блок с рабочим телом (жидкий  $H_2$ )
- 2- ядерный реактор (канальная компоновка)
- 3- сопло



# ИСПЫТАННЫЕ ЯРД



NERVA 3 (США)



Россия



# ХИМИЧЕСКИЙ (ЖИДКОСТНОЙ) РАКЕТНЫЙ ДВИГАТЕЛЬ И ЯДЕРНЫЙ РАКЕТНЫЙ ДВИГАТЕЛЬ

Ракетные двигатели

а) химический б) ядерный

1- бак с жидким окислителем

2- бак с жидким горючим

3- бак с жидким водородом

4- насос

5- камера сгорания

6- сопло

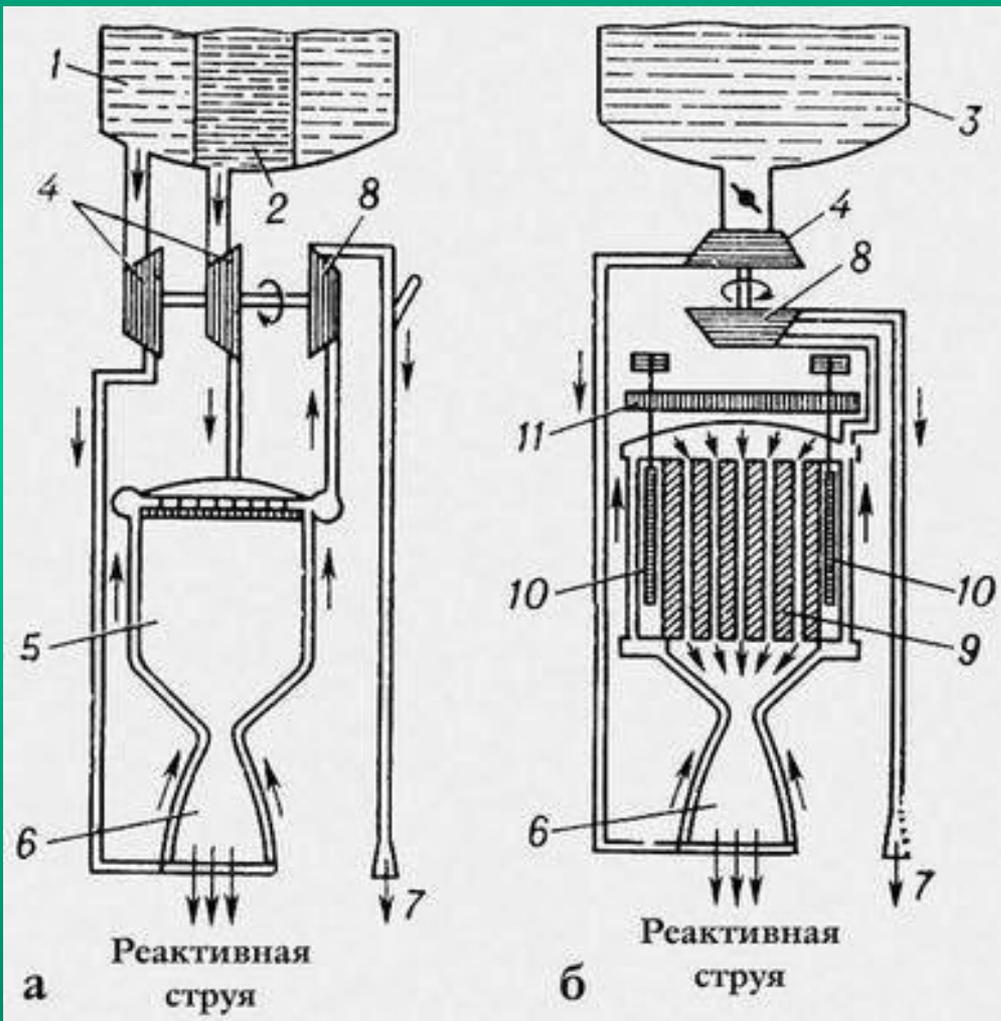
7- выхлоп газов из турбины

8- турбина

9- ТВЭЛы

10- стержни СУЗ

11- теневая защита





# УРАНОВЫЙ И ТОРИЕВЫЙ ЯТЦ

$U^{238}$  и  $Th^{232}$  – сырьевые (воспроизводящие) нуклиды

$U^{238} + U^{235}$  – ядерное топливо

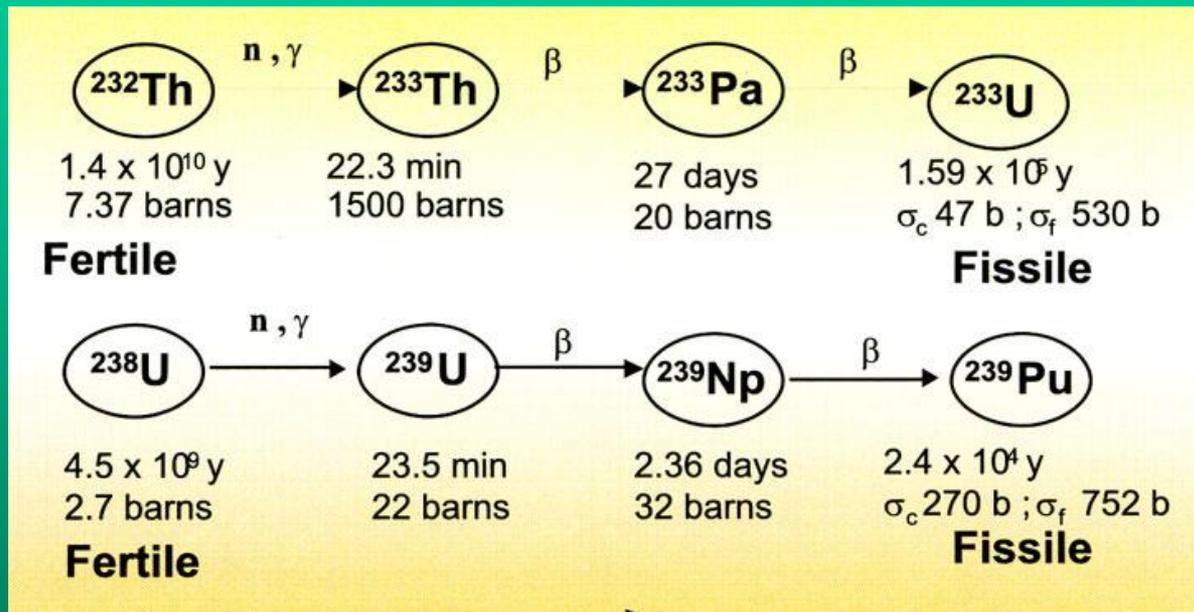
$Th^{232} + U^{235}(Pu^{239})$  – ядерное топливо

«запал»



накопление      выгорание

$Th^{232} + U^{233}$  – ядерное топливо





# ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ЯТЦ

