# Ядерная энергия. Применение.

# Ядерный реактор

# Ядерный реактор

- *это устройство, предназначенное для осуществления управляемой ядерной реакции.*

# История

- 1895 г. В.К.Рентген открывает ионизирующее излучение (Х- лучи)
- 1896 г. А.Беккерель обнаруживает явления радиоактивности.
- 1898 г. М.Склодовская и П.Кюри открывают радиоактивные элементы Po (Полоний) и Ra (Радий).
- 1913 г. Н.Бор разрабатывает теорию строения атомов и молекул.
- 1932 г. Дж.Чадвик открывает нейтроны.
- 1939 г. О.Ган и Ф.Штрассман исследуют деление ядер U под действием медленных нейтронов.
- Декабрь 1942 г. - Впервые получена самоподдерживающаяся управляемая цепная реакция деления ядер на реакторе CP-1 (Группа физиков Чикагского университета, руководитель Э.Ферми).
- 25 декабря 1946 г. - Первый советский реактор Ф-1 введен в критическое состояние (группа физиков и инженеров под руководством И.В.Курчатова)
- 1949 г. - Введен в действие первый реактор по производству Pu
- 27 июня 1954 г. - Вступила в строй первая в мире атомная электростанция электрической мощностью 5 МВт в Обнинске.
- К началу 90-х годов в 27 странах мира работало более 430 ядерных энергетических реакторов общей мощностью ок. 340 ГВт.

# История создания ядерного реактора

**Энрико Ферми (1901-1954)**

**Курчатов И.В. (1903-1960)**

1942г. в США под руководством Э.Ферми был построен первый ядерный реактор

1946г. был запущен первый советский реактор под руководством академика И.В.Курчатова

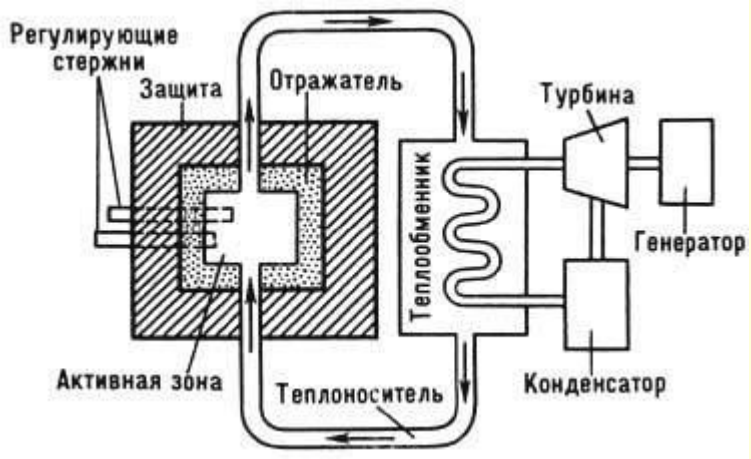
# Конструкция реактора АЭС (упрощенно)

Основные элементы:

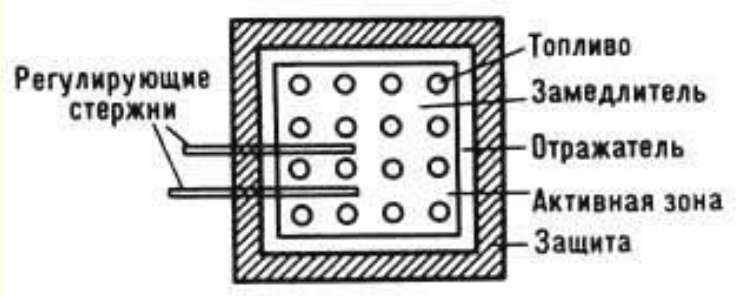
- Активная зона с ядерным топливом и замедлителем;
- Отражатель нейтронов, окружающий активную зону;
- Теплоноситель;
- Система регулирования цепной реакции, в том числе аварийная защита
- Радиационная защита
- Система дистанционного управления

Основная характеристика реактора — его выходная мощность.

Мощность в 1 МВт — $3 \cdot 10^{16}$ делений в 1 сек.

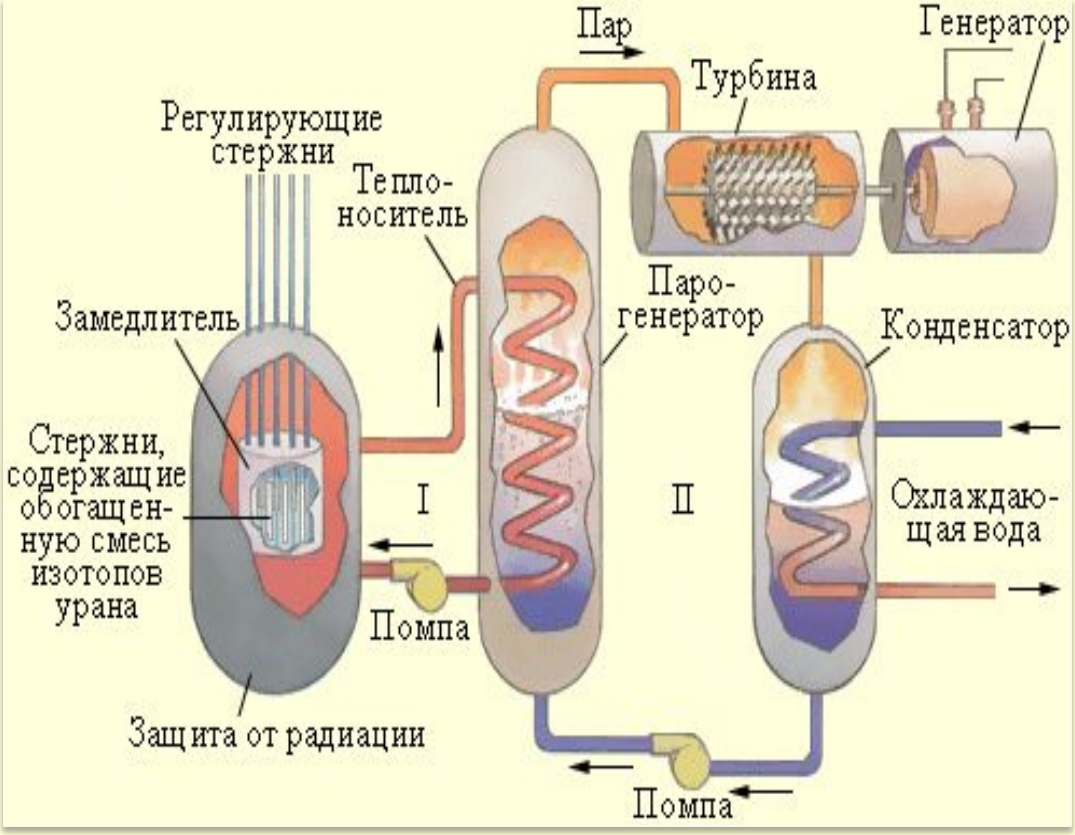



*Схематическое устройство АЭС*




*Разрез гетерогенного реактора*

# Строение


Пар
Генератор
Турбина
Регулирующие стержни
Тепло-носитель
Паро-генератор
Замедлитель
Конденсатор
Стержни, содержащие обогащен-ную смесь изотопов урана
I
II
Охлаждаю-щая вода
Помпа
Защита от радиации
Помпа

# Коэффициент размножения нейтронов

Характеризует быстроту роста числа нейтронов и равен отношению числа нейтронов в одном каком-либо поколении цепной реакции к породившему их числу нейтронов предшествующего поколения.

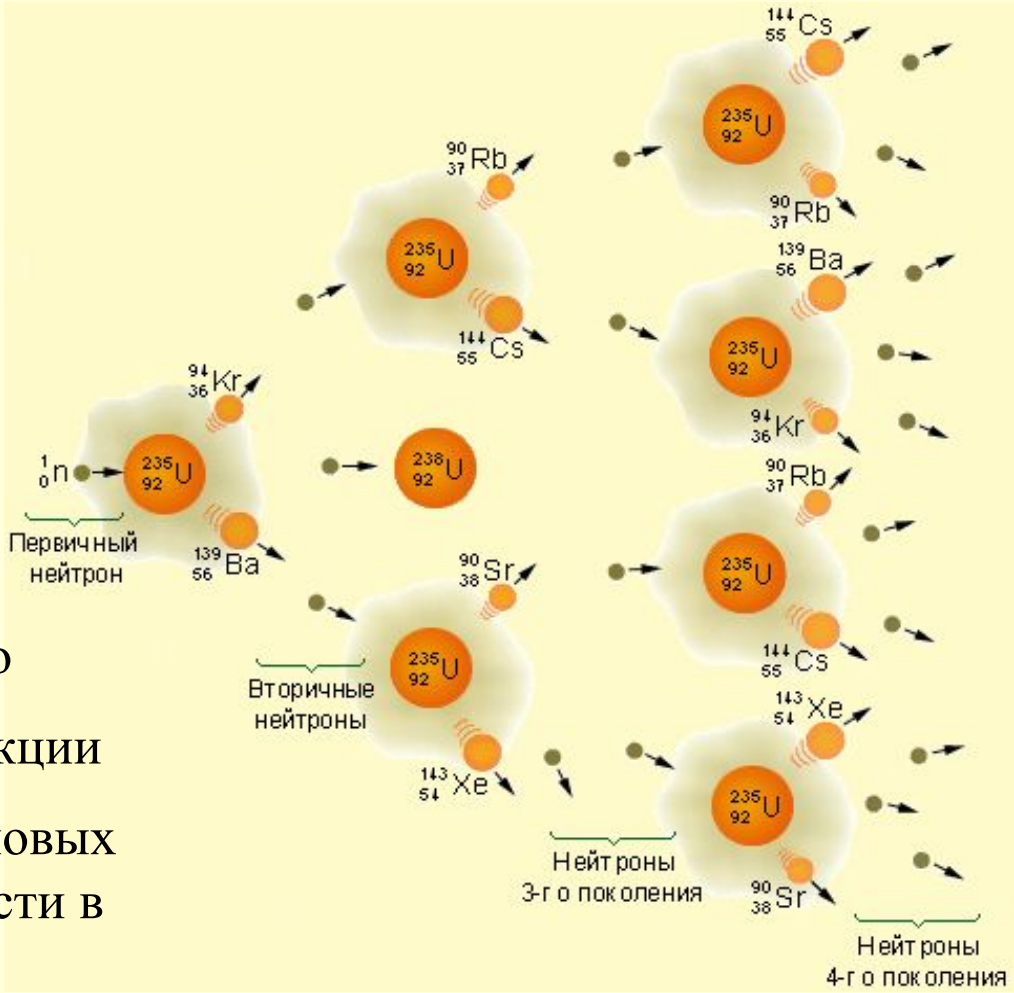
$$k = S_i / S_{i-1}$$

$k<1$ – Реакция затухает

$k=1$ – Реакция протекает стационарно

$k=1.006$ – Предел управляемости реакции

$k>1.01$ – Взрыв (для реактора на тепловых нейтронах энерговыделение будет расти в 20000 раз в секунду).




*Типичный для урана ход цепной реакции; не показаны γ-кванты (~180 МЭВ) и нейтрино*

# Система управления и защиты реактора

При выдвинутых из активной зоны реактора стержнях $k>1$.

При полностью вдвинутых стержнях $k<1$.

Вдвигая стержни внутрь активной зоны, можно в любой момент времени приостановить развитие цепной реакции.

# Управление реактором осуществляется при помощи стержней, содержащих кадмий или бор.

*Выделяют следующие типы стержней (по цели применения):*

- **Компенсирующие стержни** – компенсируют изначальный избыток реактивности, выдвигаются по мере выгорания топлива; до 100 штук
- **Регулирующие стержни** – для поддержания критического состояния в любой момент времени, для остановки, пуска реактора; несколько штук

*Примечание: Регулирующие и компенсирующие стержни не обязательно представляют собой различные элементы по конструктивному оформлению*

- **Аварийные стержни** - сбрасываются под действием силы тяжести в центральную часть активной зоны; несколько штук. Может дополнительно сбрасываться и часть регулирующих стержней.

# Классификация ядерных реакторов

- *По характеру использования*

| Название | Назначение | Мощность |
|---|---|---|
| Экспериментальные реакторы | Изучение различных физических величин, значения которых необходимы для проектирования и эксплуатации ядерных реакторов. | ~$10^3$Вт |
| Исследовательские реакторы | Потоки нейтронов и γ-квантов, создаваемые в активной зоне, используются для исследований в области ядерной физики, физики твердого тела, радиационной химии, биологии, для испытания материалов, предназначенных для работы в интенсивных нейтронных потоках (в т. ч. деталей ядерных реакторов), для производства изотопов. | <$10^7$Вт<br>Выделяющаяся энергия, как правило, не используется |
| Изотопные реакторы | Для наработки изотопов, используемых в ядерном вооружении, например, $^{239}$Pu, и в промышленности. | ~$10^3$Вт |
| Энергетические реакторы | Для получения электрической и тепловой энергии, используемой в энергетике, при опреснении воды, для привода силовых установок кораблей и т. д. | До 3-5× $10^9$Вт |

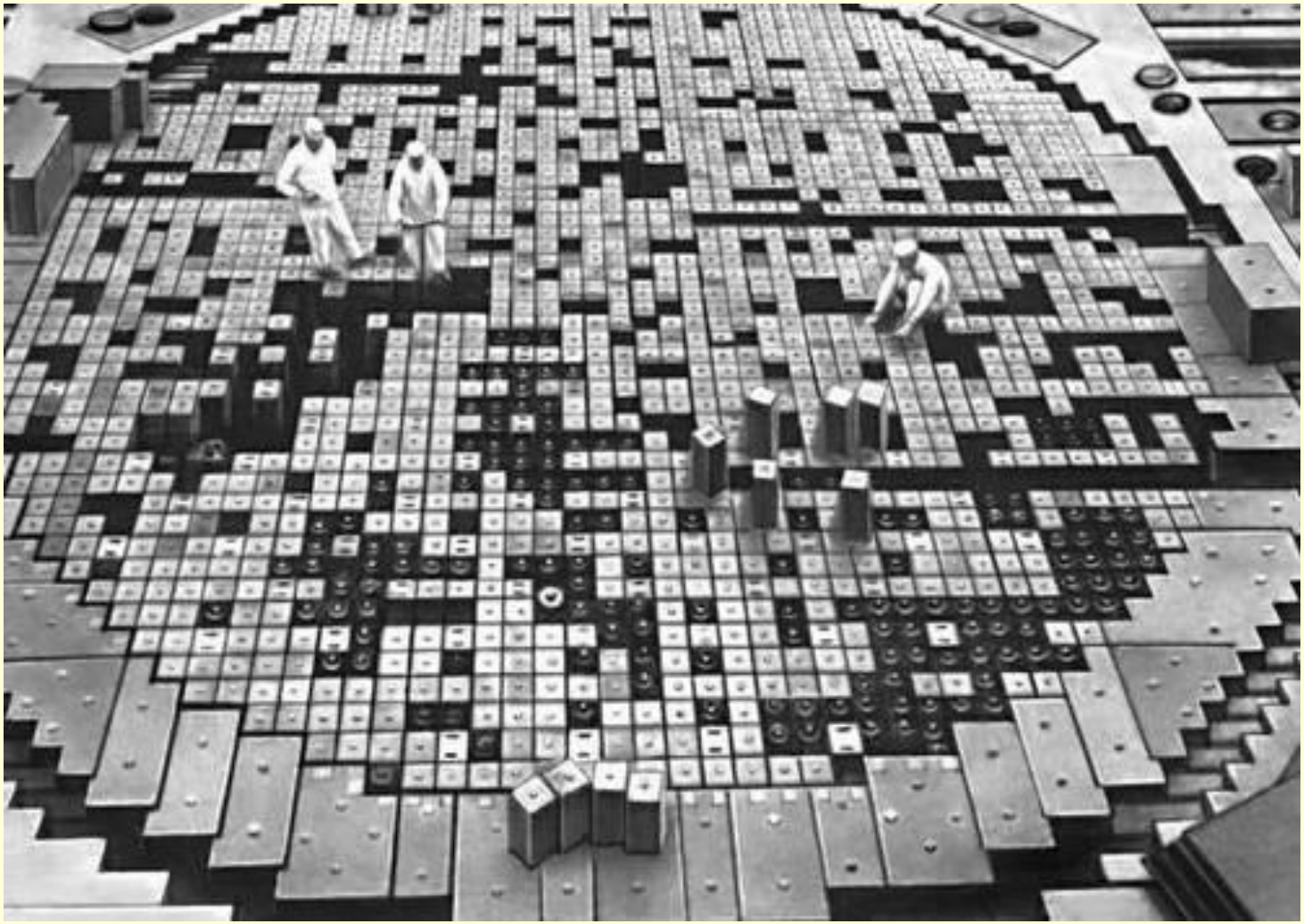
## ●*По спектру нейтронов*

- Реактор на тепловых нейтронах («тепловой реактор»)
  - ●Необходим замедлитель быстрых нейтронов (вода, графит, бериллий) до тепловых энергий (доли эВ).
  - ●Небольшие потери нейтронов в замедлителе и конструкционных материалах => **природный и слабообогащённый уран** может быть использован в качестве топлива.
  - ●В мощных энергетических реакторах может использоваться уран с высоким обогащением — до 10 %.
  - ●Необходим большой запас реактивности.
- Реактор на быстрых нейтронах («быстрый реактор»)
  - ● Используются карбид урана **UC**, $\mathbf{PuO_2}$ и пр. в качестве замедлителя и замедление нейтронов гораздо меньше (0,1—0,4 МэВ).
  - ● В качестве топлива может использоваться **только высокообогащенный уран**. Но при этом эффективность использования топлива в 1.5 раз больше.
  - ● Необходим отражатель нейтронов ($^{238}$**U**, $^{232}$**Th**). Они возвращают в активную зону быстрые нейтроны с энергиями выше 0,1 МэВ. Нейтроны, захваченные ядрами $^{238}$**U**, $^{232}$**Th**, расходуются на получение делящихся ядер $^{239}$**Pu** и $^{233}$**U**.
  - ● Выбор конструкционных материалов не ограничивается сечением поглощения, Запас реактивности гораздо меньше.
- Реактор на промежуточных нейтронах
  - ●Быстрые нейтроны перед поглощением замедляются до энергии 1—1000 эВ.
  - ●Высокая загрузка ядерного топлива по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах.
  - ●Невозможно осуществить расширенное воспроизводство ядерного топлива, как в реакторе на быстрых нейтронах.

## ●*По размещению топлива*

- Гомогенные реакторы - топливо и замедлитель представляют однородную смесь
  - Ядерное горючее находится в активной зоне реактора в виде гомогенной смеси: растворы солей урана; суспензии окислов урана в легкой и тяжелой воде; твердый замедлитель, пропитанный ураном; расплавленные соли. Предлагались варианты гомогенных реакторов с газообразным горючим (газообразные соединения урана) или взвесью урановой пыли в газе.
  - Тепло, выделяемое в активной зоне, отводится теплоносителем (водой, газом и т. д.), движущимся по трубам через активную зону; либо смесь горючего с замедлителем сама служит теплоносителем, циркулирующим через теплообменники.
  - **Нет широкого применения** (Высокая коррозия конструкционных материалов в жидком топливе, сложность конструкции реакторов на твердых смесях, больше загрузки слабообогащённого уранового топлива и др.)
- Гетерогенные реакторы – топливо размещается в активной зоне дискретно в виде блоков, между которыми находится замедлитель
  - Основной признак — наличие **тепловыделяющих элементов** (**ТВЭЛов**). ТВЭЛы могут иметь различную форму (стержни, пластины и т. д.), но всегда существует четкая граница между горючим, замедлителем, теплоносителем и т. д.
  - **Подавляющее большинство** используемых сегодня **реакторов** — гетерогенные, что обусловлено их конструктивными преимуществами по сравнению с гомогенными реакторами.

# Сборка гетерогенного реактора



В гетерогенном реакторе ядерное топливо распределено в активной зоне дискретно в виде блоков, между которыми находится замедлитель нейтронов

## *По виду теплоносителя (сортировка по частоте применения)*

- **Водо-водяной реактор.** Дешевизна, безопасность. **Но**: конструктивная сложность узлов парового контура, т.к. давление пара высоко.
- **Тяжеловодный ядерный реактор.** Более дешевое (менее обогащенное) топливо **Но**: конструкция реактора дороже. Применяется чаще в промышленных (наработка изотопов) и исследовательских целях, чем в энергетике.
- **Графито-газовый реактор.** Газ – хороший теплоноситель, нагреваемый до высоких температур. **Но**: большие размеры, избыточное давление газа => особые требования к конструкции реактора. Построено несколько АЭС в Великобритании.
- **Реактор с жидкометаллическим теплоносителем.** Упрощение конструкции реактора (не требуются высокопрочные паропроводы). **Но**: Усложнение периферийного оборудования. Применяется в некоторых космических аппаратах.
- **Реактор на расплавах солей.** Гомогенный. Высокий термодинамический КПД, эффективное использование топлива. **Но**: радиационная опасность выше. Экспериментальные версии строились в Окридже, США.

Теперь рассмотрим их подробнее . . .

# Реактор на быстрых нейтронах

## Основные особенности реактора на быстрых нейтронах:

1. Вода не может быть использована в качестве замедлителя, так как при столкновении с легкими ядрами нейтроны замедляются очень эффективно. Основной метод – жидкометаллический замедлитель: Na, сплав NaK (легкоплавкий); раньше – Hg, Pb. Варианты – газы, расплавы солей (NaF, KCl, RbCl, $ZrF_4$).
2. Для поддержания цепной реакции на быстрых нейтронах необходима степень обогащения топлива в десятки раз выше, так как отношение сечения деления к сечению захвата для быстрых нейтронов 8:1 (для тепловых 100:1). Но при этом нейтронов деления испускается в 1.5 раз больше.
3. Возможно строительство реактора-размножителя, производящего больше топлива, чем он потребляет сам (например, за счет $^{238}U \rightarrow {}^{239}Pu$)
4. Ходом цепной реакции можно управлять, регулируя утечку нейтронов. С другой стороны, отрицательный коэффициент обратной связи может появляться за счет тепловых колебаний атомов, в том числе топлива – нейтроны выводятся из оптимального спектра.

# Плюсы и минусы реакторов на быстрых нейтронах

Основной плюс реактора – наличие быстрых нейтронов. Они способствуют как возможности нарабатывать ядерное топливо взамен израсходованного (после запуска реакции в качестве топлива можно загружать даже обедненный уран из ядерных отходов реактора на тепловых нейтронах), так и производить трансмутации трансурановых элементов, получившихся при захвате нейтронов ядерным топливом без деления (такие вещества являются источником длительной радиоактивности отработанного ядерного топлива). Например, $^{240}Pu$ (период полураспада около 6000 лет) преобразуется в $^{241}Pu$ (до 30 лет), осколки которого в свою очередь имеют период полураспада не более 27 лет. Таким образом, отходы работы такого реактора станут неопасными не через десятки тысяч лет, а всего через несколько веков.

Минусы: так как скорость нейтронов велика, то стандартные методы управления реакцией методом регулирующих стержней являются слишком медленными, поэтому требуются более дорогостоящие и изощренные системы (подвижный отражатель, учет тепловых колебаний ядер, управляемое нейтронное отравление зоны реакции). Кроме того, при прорыве контура часть жидких металлов (Na, K) на атмосфере представляют огромную пожароопасность (горение Na при прорыве второго контура на реакторе Монджу (Япония) привело к расплавлению части стальных конструкций, но без радиационного заражения).

# Реактор-размножитель

Реактор-размножитель (бридер) – такой ядерный реактор, который производит больше ядерного топлива, чем потребляет его. Коэффициент размножения топлива может быть рассчитан и для обычных реакторов, но там он в среднем составляет около 0.3. В современных реакторах коэффициент размножения приближается к 0.55. У размножителей же он достигает, например, 1.2 у советского (ныне в Казахстане) реактора БН-350. Теоретически верхний предел может быть доведен до 1.8.

## Типы реакторов-размножителей

Размножитель на быстрых нейтронах. Из-за большего количества испускаемых нейтронов реактор на быстрых нейтронах является наиболее эффективным для использования в качестве размножителя. Основная реакция размножения – $^{238}U \rightarrow {}^{239}U \rightarrow {}^{239}Pu$. Первый эксперимент – EBR-1, США: 20.12.1951 – мощности хватало на 4 лампочки, 21.12.1951 – на обеспечение электричеством всего здания.

Размножитель на тепловых нейтронах. AHWR, Индия (владеет 30% мирового запаса тория при 1% урана). Реакция: $^{232}Th \rightarrow {}^{233}Th \rightarrow {}^{233}U$.

## Пример использования

На основе реактора БН-350 в 1973 г. построена единственная в мире ядерная опреснительная станция (казахское побережье Каспия). Остановлена в 1999.

# Водо-водяной ядерный реактор

**Достоинства**

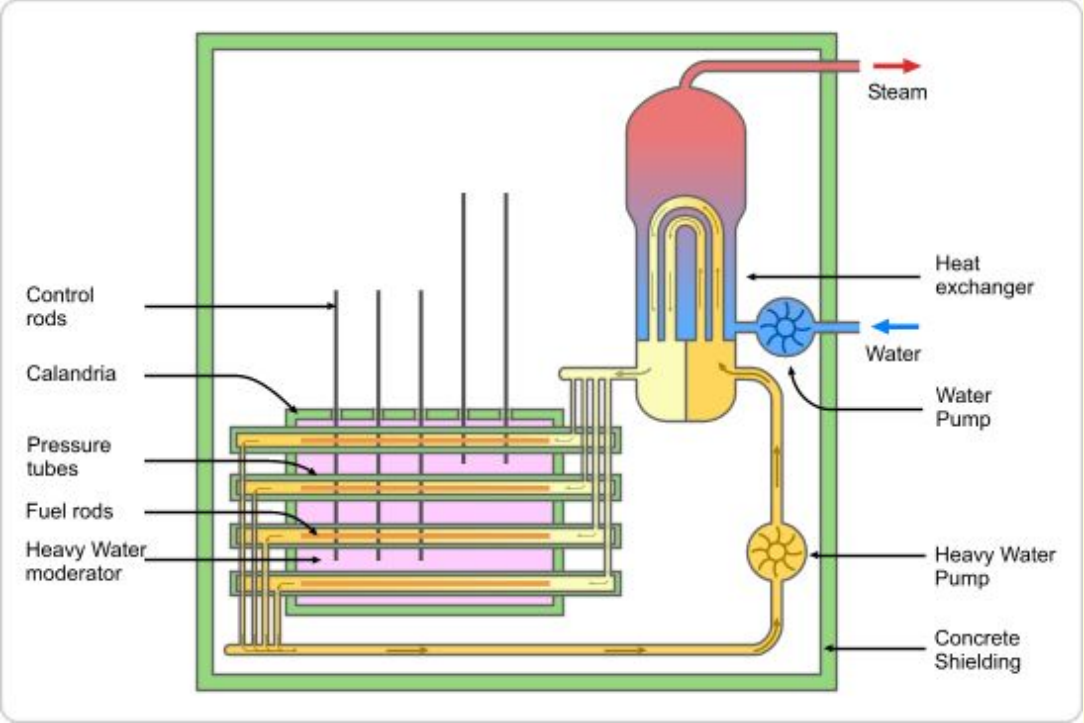
- Хорошие теплопередающие свойства воды, относительно простая и с малыми затратами мощности перекачка ее насосами.
- Непосредственная генерация пара в реакторе (кипящие реакторы), упрощение конструкции.
- Невоспламеняемость и невозможность затвердевания воды, упрощение эксплуатации реактора и вспомогательного оборудования.
- Дешевизна.
- Безопасность эксплуатации.
- Отрицательный коэффициент реактивности, предохранение реактора от самопроизвольного разгона мощности.

**Недостатки**

- Коррозия (необходимы антикоррозионные покрытия ТВЭЛов), особенно при температуре выше 300°С.
- Высокое давление воды, усложнение конструкции корпуса реактора и его отдельных узлов.
- Наведенная радиоактивность (активация атомов кислорода и продуктов коррозии оборудования 1-го контура).

# Тяжеловодный ядерный реактор

- **Достоинства**
  - Меньшее сечение поглощения нейтронов => Улучшенный нейтронный баланс => Использование в качестве топлива природного урана
  - Возможность создания промышленных тяжеловодных реакторов для производства трития и плутония, а также широкого спектра изотопной продукции, в том числе и медицинского назначения.
- **Недостатки**
  - Высокая стоимость дейтерия




*Реактор CANDU (КАНАДА).*

Экспортировались в Китай, Южную Корею, Индию, Румынию, Аргентину и Пакистан. Всего в мире на данный момент действует 40 энергетических реакторов на тяжелой воде, 9 строятся.

# Графито-газовый ядерный реактор

Замедлителем служит графит, теплоносителем — газ (гелий, углекислый газ и т. д.)

- **Достоинства**
- Теплоноситель-газ можно нагревать до высоких температур – повышение КПД. Кроме того, газ практически не поглощает нейтронов. Поэтому изменение содержания газа в реакторе не влияет на реактивность.
- Возможность использования природного и слабообогащенного урана.
- **Недостатки**
- Удельная мощность реактора составляет всего 0,3—0,5 кВт/кг, т.е. примерно в 100 раз меньше, чем в ВВР и ГВР. Из-за низкой удельной мощности – большой объем активной зоны
- Большое давление горячего газа => требования к прочности корпуса реактора
- **Перспективы**
- В Великобритании работает несколько АЭС с ГГР.
- Замена оболочек из сплава магния оболочками из нержавеющей стали, а природного урана — двуокисью обогащенного урана.

# Реактор с жидкометаллическим теплоносителем

В качестве теплоносителя используются расплавленный металл

- **Достоинства**
- Малая упругость паров металлов => давление в системе определяется только потерей напора в контуре (~7 атм) => меньше опасность разрыва контура. КОМПАКТНОСТЬ (космические аппараты).
- Высокая температура кипения металлов обеспечивает большую гибкость в работе (при повышении температуры контур не лопнет).
- Высокая электропроводность жидких щелочных металлов позволяет использовать герметизированные электронасосы. По расходу энергии на прокачивание жидкие металлы лишь немногим уступают воде.
- Относительная дешевизна.
- **Недостатки**
- Сложности работы с химически активными щелочными металлами
- Активация теплоносителя => необходима биологическая защита и внешней части контура теплоносителя
- Необходимость установки для заполнения (плавления и передавливания жидкого металла) контура.
- Необходимость устройства для удаления окислов и других соединений теплоносителя.
- Часть металлов (особенно Na) проникают в поры графита и сильно повышают его поглощающие свойства.

# Реактор на расплавах солей

Гомогенные реакторы, работающие на смеси расплавов фторидов лития, урана и др. веществ

- **Достоинства**
  - Низкое давление в корпусе реактора (0,1 *атм*) — позволяет использовать очень дешевый корпус, при этом исключается целый класс аварий с разрывом корпуса и трубопроводов 1-го контура.
  - Высокие температуры 1-го контура — 540 °C => высокий термодинамический КПД (до 44 %).
  - Фториды солей, в отличие от жидкого натрия, практически не взаимодействуют с водой и не горят, что исключает специфические аварии, возможные для жидкометаллических реакторов с натриевым теплоносителем.
  - Высокая топливная эффективность.
- **Недостатки**
  - Необходимость организовывать переработку топлива на АЭС (высокая радиоактивность для транспортировки).
  - Более высокая радиоактивность 1-го контура по сравнению с ВВЭР .
  - Значительно большие (в 2—3 раза) по сравнению с водо-водяными реакторами выбросы трития.

# Реактор с органическим теплоносителем

В качестве теплоносителя используются органические жидкости (газойль, дифенильная смесь и пр.), с хорошими замедляющими свойствами и высокой температурой кипения

- **Достоинства**
  - Простота конструкции (низкое давление в 1-ом контуре). Так, для равных параметров пара во вторичном контуре) (p = 30 *атм*) давление в реакторе с органическим теплоносителем может составлять порядка 2-3 *атм* (для водяного реактора ~ 100 *атм*) .
  - Упрощается проблема подбора покрытий для тепловыделяющих элементов (химическая инертность органических жидкостей).
- **Недостатки**
  - Термическая и радиационная нестойкость теплоносителя => необходимы устройства удаления продуктов (осадка) во избежание засорения контура
  - Температура плавления органических теплоносителей выше температуры окружающей среды => устройства подогрева внешних частей контура
- **Перспективы**
  - На практике никогда не применялись.
  - В 1960е в СССР и США было создано несколько экспериментальных конструкций, тогда же органические теплоносители испытывались в специальных каналах реакторов ВВЭР. Существовал проект мобильного реактора «Арбус» небольшой мощности
  - Ведутся ли работы по таким реакторам сейчас – достоверно неизвестно

# Природный ядерный реактор

В природе при условиях, подобных искусственному реактору, могут создаваться зоны *природного ядерного реактора*.

Единственный известный природный ядерный реактор существовал 2 млрд лет назад в районе ***Окло*** *(Габон)*.

***Происхождение:*** в очень богатую жилу урановых руд попадает вода с поверхности, которая играет роль замедлителя нейтронов. Случайный распад запускает цепную реакцию. При активном ее ходе вода выкипает, реакция ослабевает – саморегуляция.

Реакция продолжалась ~100000 лет. Сейчас такое невозможно из-за истощенных природным распадом запасов урана.

Проводятся изыскания на местности с целью исследования миграции изотопов – важно для разработки методик подземного захоронения радиоактивных отходов.

# Ядерное топливо

# Классификация

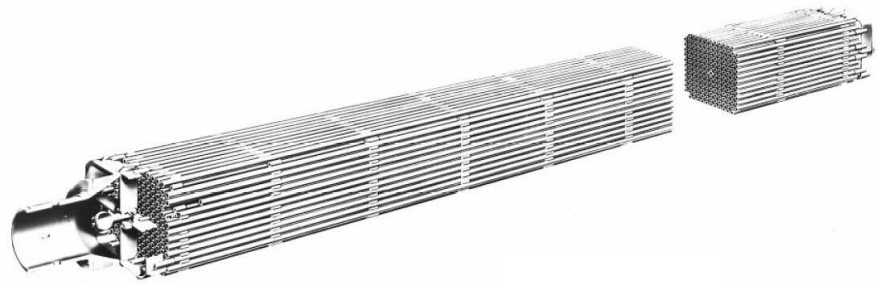
Ядерное топливо используется в ядерных реакторах, где оно обычно располагается в герметично закрытых тепловыделяющих элементах (ТВЭЛах).

Ядерное топливо делится на два вида:

- Природное урановое, содержащее делящиеся ядра $^{235}$**U** (0.7%) с большим сечением процесса деления, а также сырье $^{238}$**U** (99.3%), способное при захвате нейтрона образовывать плутоний $^{239}$**Pu**;
- Вторичное топливо, которое не встречается в природе, в том числе $^{239}$**Pu**, получаемый из топлива первого вида, а также изотопы $^{233}$**U**, образующиеся при захвате нейтронов ядрами тория $^{232}$**Th**.

По химическому составу ядерное топливо может быть:

- Металлическим, включая сплавы;
- Оксидным (например, $\mathbf{UO_2}$);
- Карбидным (например, **PuC**)



Наиболее широко применяются оксиды, слабо подверженные распуханию из-за накопления в них продуктов деления (прочны)

# Получение ядерного топлива

Урановое ядерное топливо получают переработкой руд.

В настоящее время богатые месторождения урановых руд отсутствуют (исключения составляют канадские месторождения, где концентрация урана доходит до 30%; и австралийские с содержанием урана до 3%).

В относительно **богатых** рудных месторождениях может быть экономически оправдана добыча руд карьерным и шахтовым методом. Руда дробится и отстаивается в воде, тяжелые оксиды урана (обычно $\mathbf{U_3O_8}$) осаждаются быстрее.

В случае **бедных** месторождений используется более дешевый способ подземного вышелачивания руд, т.е. через закачные трубы под землю над месторождением закачивается серная кислота или едкий натр (в зависимости от состава руды и породы в месторождении), которые вымывают оксиды урана из породы. Полученный раствор откачивается через откачные трубы.

Полученный в результате оксид переводится в $\mathbf{UF_6}$ при взаимодействии прямо с плавиковой кислотой **HF**; или с азотной кислотой $\mathbf{HNO_3}$ с последующим фторированием, в зависимости от состава исходных материалов.

Полученное вещество относительно эффективно можно подвергать *обогащению* по изотопу $^{235}\mathbf{U}$ (для АЭС необходимо обогащение до 10%).

# Утилизация радиоактивных отходов

***Отходы можно подразделить на:***

- отработанное ядерное топливо – подвергается переработке в регенерированное топливо, и твердые и жидкие отходы
- твердые отходы – захораниваются
- жидкие отходы – переводятся в твердые и захораниваются

***Захоронение:***

- в шахтах, не допускающих утечки: по проекту «Олкилуото» (ВВР) начато строительство хранилища в гранитном массиве на глубине около 1000 м
- под водой на глубинах более 3000 м

***В будущем:***

- проблема поиска мест для захоронения отходов
- проблема консервации оборудования и сооружений отслуживших АЭС

# Необходимость использования ядерной энергии:

**Надежно подтвержденных запасов «энергетических» полезных ископаемых может хватить:**

- ***угля*** *— примерно на* ***350*** *лет;*
- ***нефти*** *— примерно на* ***40*** *лет;*
- ***газа*** *— примерно на* ***60*** *лет.*

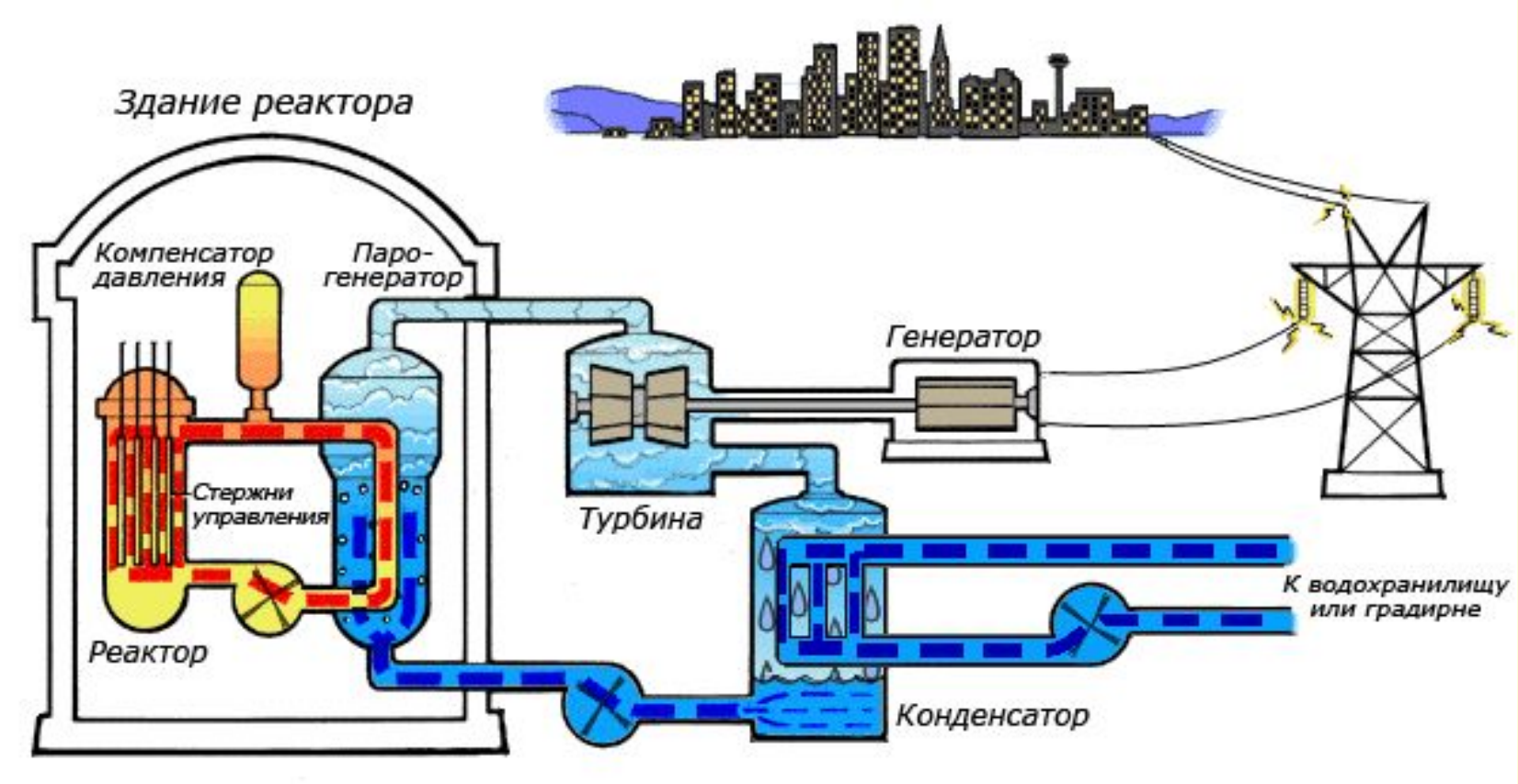
# Где

# используются

# ядерные реакторы

# Атомная электростанция

Схема работы атомной электростанции на двухконтурном водо-водяном энергетическом реакторе (ВВЭР)



# Достоинства и недостатки атомных станций

●+

- Отсутствие вредных выбросов (выбросы радиоактивных веществ в несколько раз меньше угольной электростанции той же мощности);
- Небольшой объем используемого топлива, возможность после его переработки использовать многократно;
- Высокая мощность: 1000—1600 МВт на энергоблок;
- Низкая себестоимость энергии

  ( единицы центов на квтчас), особенно тепловой.

●-

- Облученное топливо опасно, требует сложных и дорогих мер по переработке и хранению;
- При низкой вероятности аварий последствия их крайне тяжелы

  Большие капиталовложения, как удельные, для блоков мощностью менее 700—800 МВт, так и общие, необходимые для постройки станции, ее инфраструктуры, а также в случае возможного демонтажа.

Атомная электростанция около Вены. На фотографии хорошо видны градирня и здания двух реакторов.

# Безопасность атомных электростанций

***<u>Необходимо учитывать при размещении АЭС:</u>***

- прочность грунта
- возможность землетрясений и пр. стихийных бедствий
- близость крупных населенных пунктов
- возможность терактов

**<u>Воздействие на здоровье человека</u>**

*Кроме маловероятных катастроф, сохраняется опасность малых доз облучения при:*

- добыче и обогащении топлива
- обслуживании ядерного реактора
- утилизации отходов

Кроме АЭС, ядерные реакторы используются:

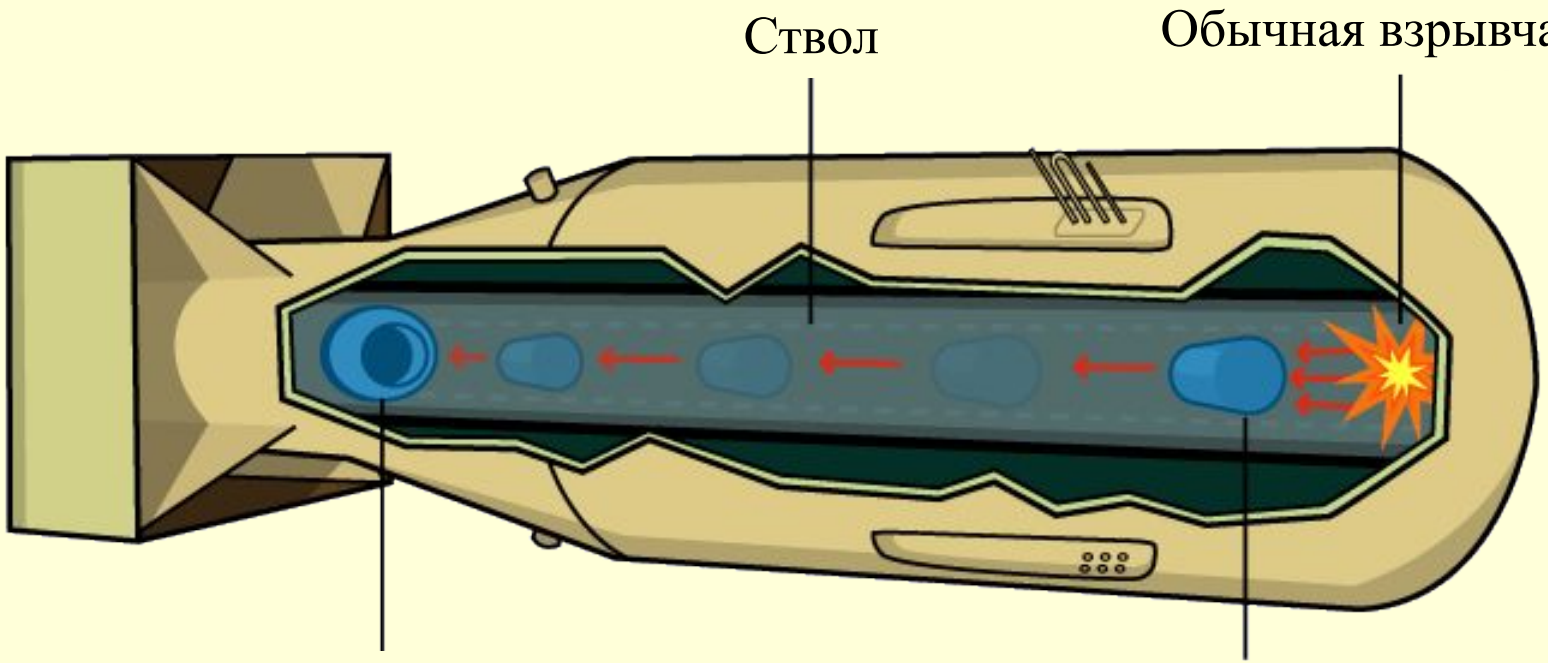
- на атомных ледоколах;
- на атомных подводных лодках;
- при работе ядерных ракетных двигателей ( в частности на АМС).

Где ещё используется ядерная энергия

# Бомба. Принцип неуправляемой ядерной реакции.

Единственная физическая необходимость – получение критической массы для k>1.01.
Разработки систем управления не требуется – дешевле, чем АЭС.

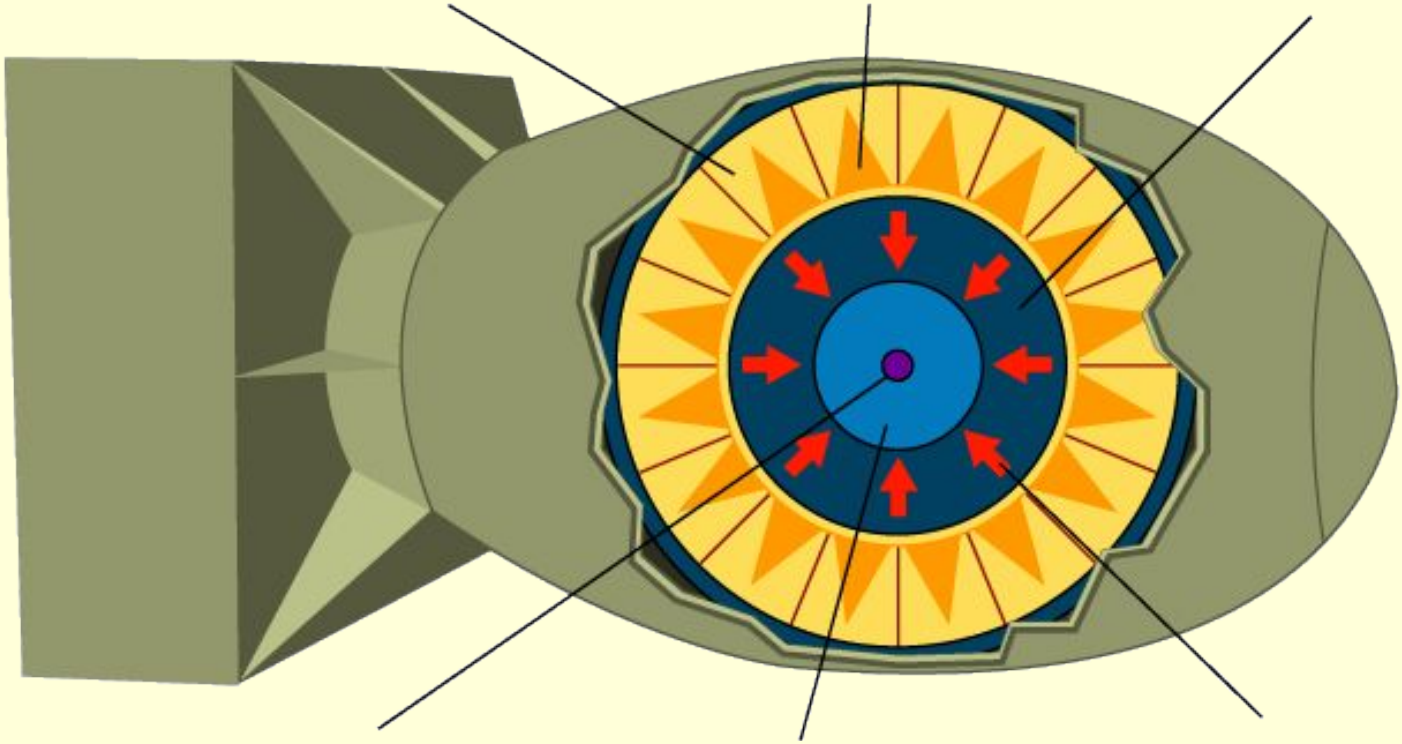
Метод «пушки»




Два слитка урана докритических масс при объединении превышают критическую. Степень обогащения $^{235}U$ – не менее 80%.

Такого типа бомба «малыш» были сброшены на Хиросиму 06/08/45 8:15 (78-240 тыс. убитых, 140 тыс. умерло в течении 6 мес.)

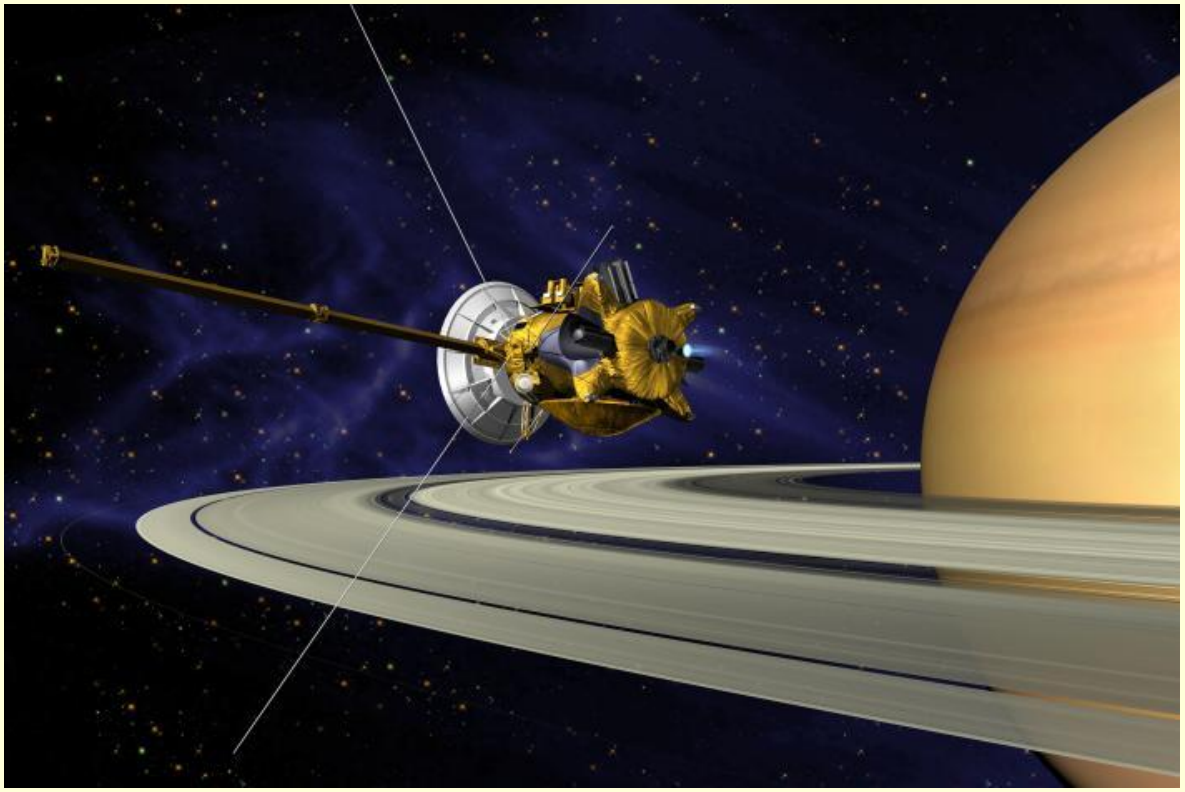
# Метод взрывного обжима




**Бомба на основе плутония, который с помощью сложной системы одновременного подрыва обычного ВВ сжимается до сверхкритического размера.**

**Бомба такого типа «Толстяк» была сброшена на Нагасаки 09/08/45 11:02 (75 тыс. убитых и раненых).**

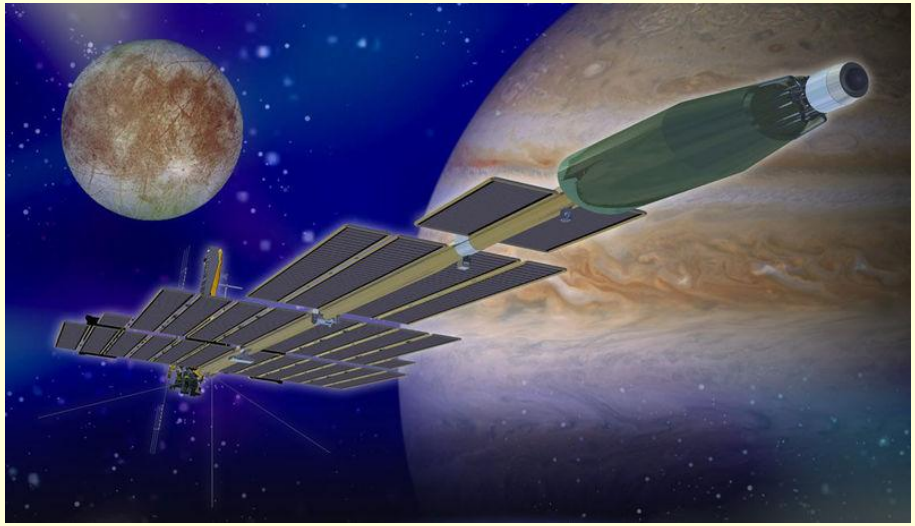
# Ядерная энергия в космосе

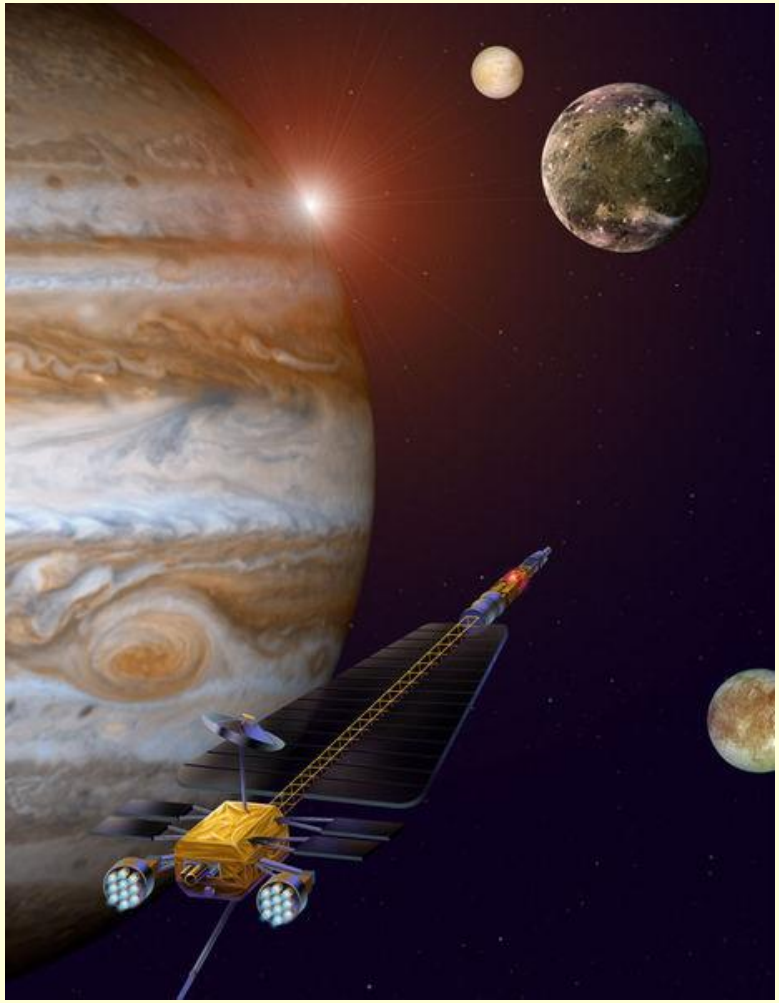


Космический зонд «Кассини», созданный по проекту НАСА и ЕКА, запущен 15.10.1997 для исследования ряда объектов Солнечной системы.

Выработка электроэнергии осуществляется тремя радиоизотопными термоэлектрическими генераторами: "Кассини" несет на борту 30 кг $^{238}Pu$, который, распадаясь, выделяет тепло, преобразуемое в электричество

# Космический корабль «Прометей 1»





НАСА разрабатывает ядерный реактор, способный работать в условиях невесомости.

Цель – электроснабжение космического корабля «Прометей 1» по проекту поиска жизни на спутниках Юпитера.

# Спасибо за внимание !

Презентацию подготовила:

Мазурук Наталия

9 ,, А “