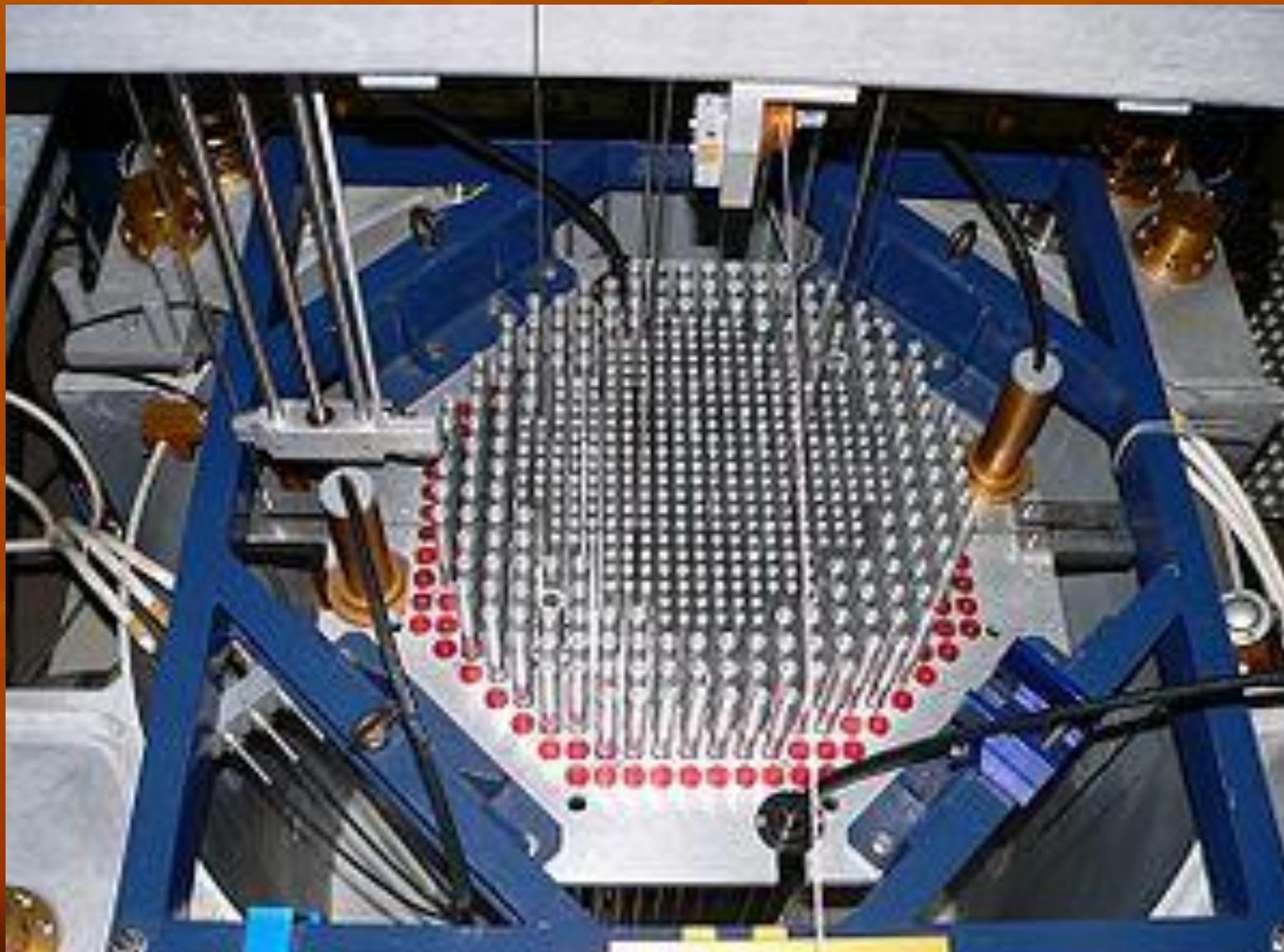


ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР

The background of the slide is a solid orange color with a pattern of stylized, overlapping leaves in various shades of orange and brown, creating a textured, autumnal effect.

Ядерный реактор CROCUS



- **Ядерный реактор** — это устройство, в котором осуществляется управляемая цепная ядерная реакция — это устройство, в котором осуществляется управляемая цепная ядерная реакция, сопровождающаяся выделением энергии. Первый ядерный реактор построен и запущен в декабре 1942 года в США — это устройство, в котором осуществляется управляемая цепная ядерная реакция, сопровождающаяся выделением энергии. Первый ядерный реактор построен и запущен в декабре 1942 года в США под руководством Э. Ферми — это устройство, в котором осуществляется управляемая цепная ядерная реакция, сопровождающаяся выделением энергии. Первый ядерный реактор построен и

- К 1978 году в мире работало уже около сотни ядерных реакторов различных типов. Составными частями любого ядерного реактора являются: активная зона с ядерным топливом, обычно окруженная отражателем нейтронов, теплоноситель, система регулирования цепной реакции, радиационная защита, система дистанционного управления. Основной характеристикой ядерного реактора является его мощность. Мощность в 1 МВт соответствует цепной реакции, в которой происходит $3 \cdot 10^{16}$ актов деления в 1 сек.

История

- Теоретическую группу «Урановый проект» Теоретическую группу «Урановый проект» нацистской Германии Теоретическую группу «Урановый проект» нацистской Германии, работающую в Обществе кайзера Вильгельма Теоретическую группу «Урановый проект» нацистской Германии, работающую в Обществе кайзера Вильгельма, возглавлял Вайцзеккер Теоретическую группу «Урановый проект» нацистской Германии, работающую в Обществе кайзера Вильгельма, возглавлял Вайцзеккер, но лишь формально. Фактическим лидером стал Гейзенберг Теоретическую группу «Урановый проект» нацистской Германии, работающую в Обществе кайзера Вильгельма,

- Однако имеющегося в наличии делящегося материала не хватило для достижения этой цели. В 1941 году в Лейпцигском университете Однако имеющегося в наличии делящегося материала не хватило для достижения этой цели. В 1941 году в Лейпцигском университете участником группы Гейзенберга Дёпелем Однако имеющегося в наличии делящегося материала не хватило для достижения этой цели. В 1941 году в Лейпцигском университете участником группы Гейзенберга Дёпелем был построен стенд с тяжеловодным замедлителем, в экспериментах на котором к маю 1942 года удалось достичь производства нейтронов в количестве, превышающем их поглощение. Полноценной цепной реакции немецким учёным удалось достичь в феврале 1945 года в эксперименте, проводимом в горной выработке близ Уайгераде. Однако имеющегося в наличии

Основанный на свидетельстве очевидца рисунок, изображающий запуск «Чикагской поленницы».



- Цепная реакция деления ядер Цепная реакция деления ядер (кратко — цепная реакция) была впервые осуществлена в декабре 1942 года Цепная реакция деления ядер (кратко — цепная реакция) была впервые осуществлена в декабре 1942 года. Группа физиков Чикагского университета, возглавляемая Э. Ферми Цепная реакция деления ядер (кратко — цепная реакция) была впервые осуществлена в декабре 1942 года. Группа физиков Чикагского университета, возглавляемая Э. Ферми, создала первый в мире ядерный реактор, названный «Чикагской поленницей» (*Chicago Pile-1, CP-1*). Он состоял из графитовых). Он состоял из графитовых блоков, между которыми были расположены шары из природного урана). Он состоял из графитовых блоков, между которыми были расположены шары из природного урана и его двуокиси). Он состоял из графитовых блоков, между которыми были расположены шары из природного урана и его двуокиси. Быстрые нейтроны). Он состоял

- В СССР В СССР теоретические и экспериментальные исследования особенностей пуска, работы и контроля реакторов были проведены группой физиков и инженеров под руководством академика И. В. Курчатова В СССР теоретические и экспериментальные исследования особенностей пуска, работы и контроля реакторов были проведены группой физиков и инженеров под руководством академика И. В. Курчатова. Первый советский реактор Ф-1 В СССР теоретические и экспериментальные исследования особенностей пуска, работы и контроля реакторов были проведены группой физиков и инженеров под руководством академика И. В. Курчатова. Первый

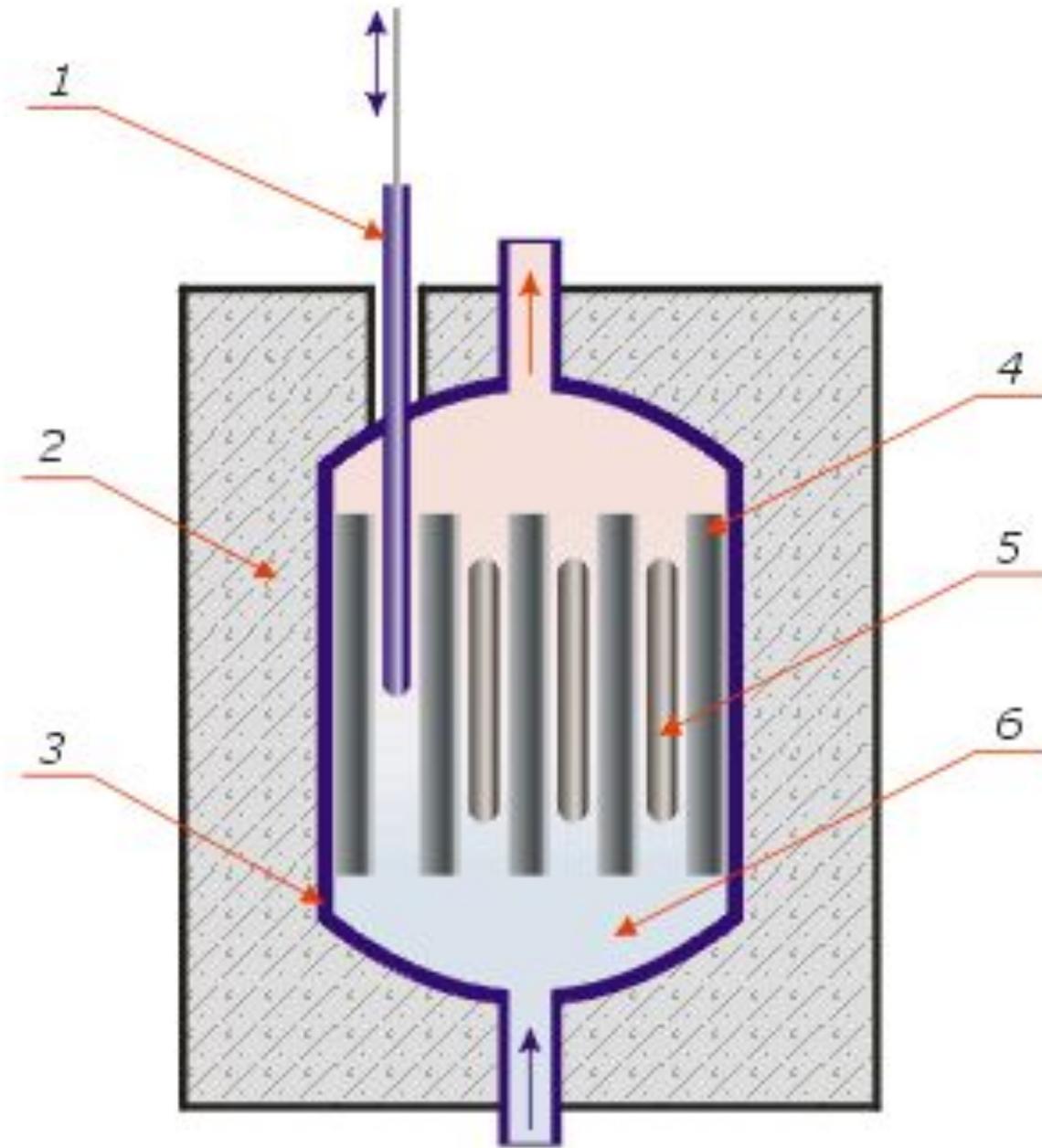
- Реактор Ф-1, как и реактор СР-1, не имел системы охлаждения, поэтому работал на очень малых уровнях мощности (доли ватта, редко — единицы ватт). Результаты исследований на реакторе Ф-1 стали основой проектов более сложных по конструкции промышленных реакторов. В 1948 году Реактор Ф-1, как и реактор СР-1, не имел системы охлаждения, поэтому работал на очень малых уровнях мощности (доли ватта, редко — единицы ватт). Результаты исследований на реакторе Ф-1 стали основой проектов более сложных по конструкции промышленных реакторов. В 1948 году введён в действие реактор И-1 Реактор Ф-1, как и реактор СР-1, не имел системы охлаждения, поэтому работал на очень

Цепная ядерная реакция

- Превращение вещества сопровождается выделением свободной энергии лишь в том случае, если вещество обладает запасом энергий. Последнее означает, что микрочастицы вещества находятся в состоянии с энергией покоя большей, чем в другом возможном, переход в которое существует. Самопроизвольному переходу всегда препятствует энергетический барьер Превращение вещества сопровождается выделением свободной энергии лишь в том случае, если вещество обладает запасом энергий. Последнее означает, что микрочастицы вещества находятся в состоянии с энергией покоя большей, чем в другом возможном, переход в которое существует. Самопроизвольному переходу всегда препятствует энергетический барьер, для преодоления которого микрочастица должна получить извне какое-то количество энергии — энергии возбуждения. Экзоэнергетическая реакция Превращение вещества сопровождается выделением свободной энергии

- Если иметь в виду макроскопические масштабы энерговыделения, то необходимую для возбуждения реакций кинетическую энергию должны иметь все или сначала хотя бы некоторая доля частиц вещества. Это достижимо только при повышении температуры среды до величины, при которой энергия теплового движения приближается к величине энергетического порога, ограничивающего течение процесса. В случае молекулярных превращений, то есть химических реакций, такое повышение обычно составляет сотни кельвинов. Если иметь в виду макроскопические масштабы энерговыделения, то необходимую для возбуждения реакций кинетическую энергию должны иметь все или сначала хотя бы некоторая доля частиц вещества. Это достижимо только при повышении температуры среды до величины, при которой энергия теплового движения приближается к величине энергетического порога, ограничивающего течение процесса. В случае молекулярных превращений, то есть химических реакций, такое повышение обычно составляет сотни кельвинов. В

- Возбуждение присоединяющимися частицами не требует большой кинетической энергии, и, следовательно, не зависит от температуры среды, поскольку происходит за счёт неиспользованных связей, присущих частицам сил притяжения. Но зато для возбуждения реакций необходимы сами частицы. И если опять иметь в виду не отдельный акт реакции, а получение энергии в макроскопических масштабах, то это возможно лишь при возникновении цепной реакции. Последняя же возникает, когда возбуждающие реакцию частицы снова появляются, как продукты экзоэнергетической реакции.



■ Схематическое устройство гетерогенного реактора на тепловых нейтронах

1 — Управляющий стержень;

2 — Радиационная защита;

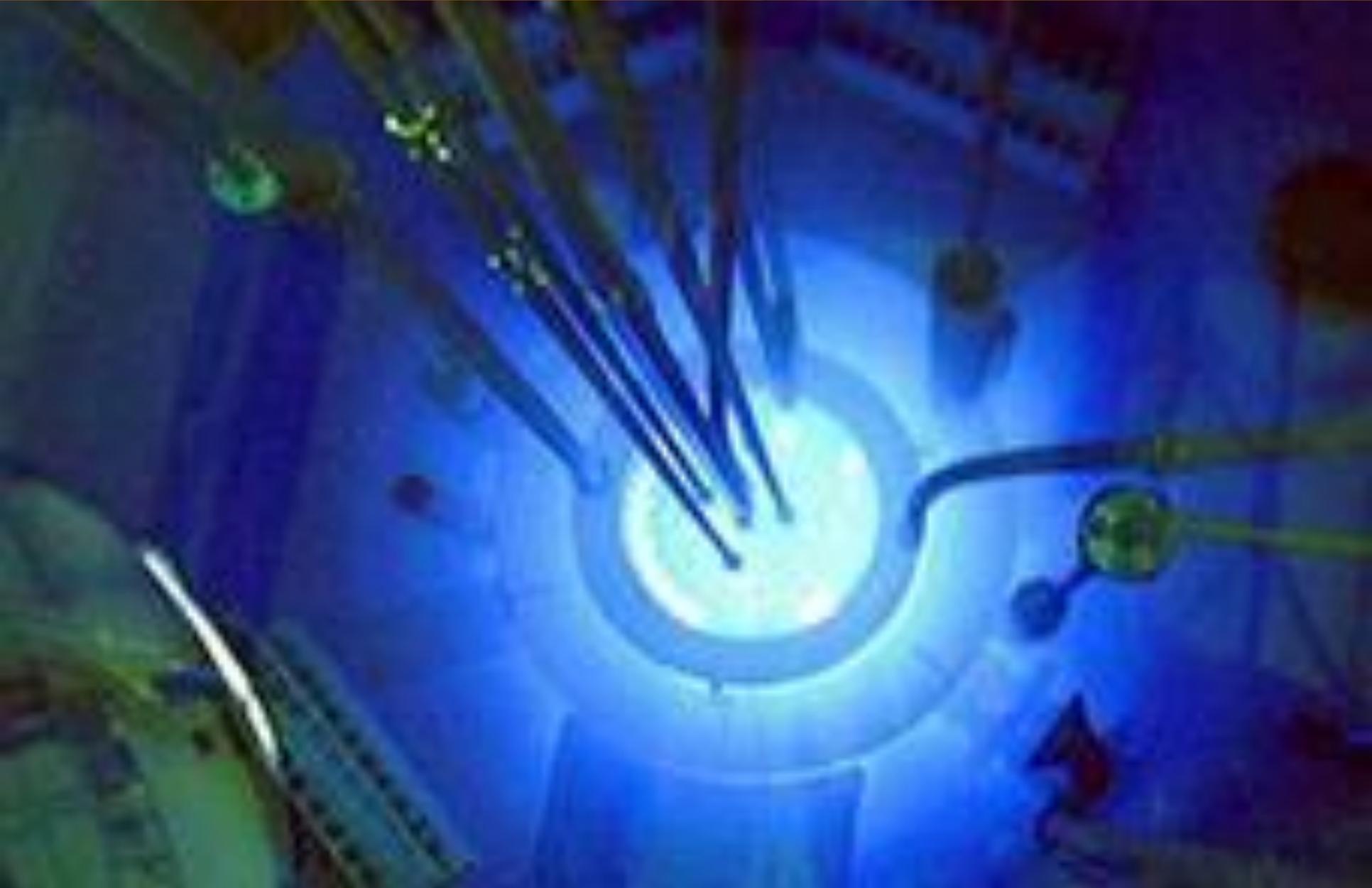
3 — Теплоизоляция;

4 — Замедлитель;

5 — Ядерное топливо;

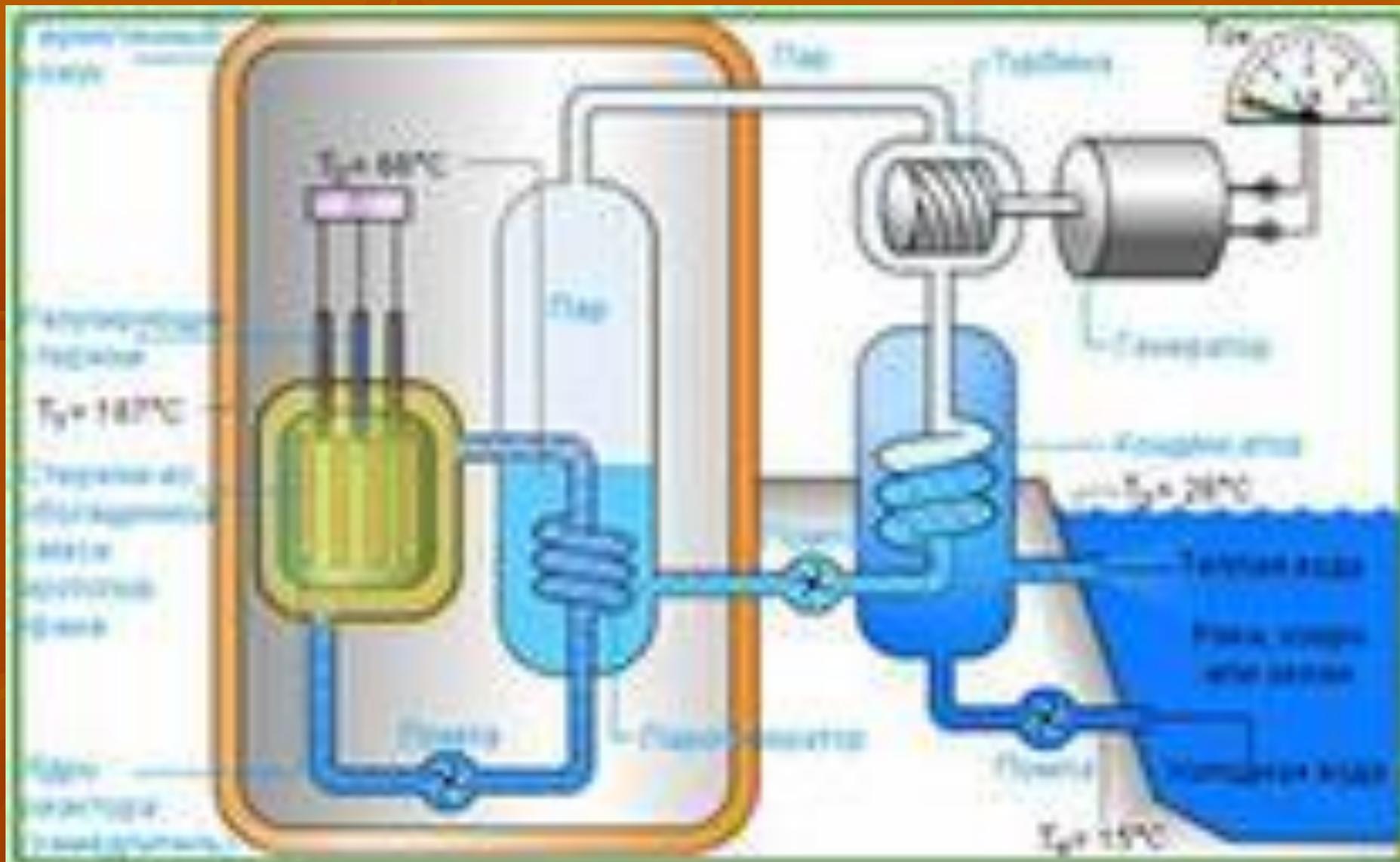
6 — Теплоноситель.

- Любой ядерный реактор состоит из следующих частей:
- Активная зона Активная зона с ядерным топливом Активная зона с ядерным топливом и замедлителем;
- Отражатель нейтронов, окружающий активную зону;
- Теплоноситель;
- Система регулирования цепной реакции Система регулирования цепной реакции, в том числе аварийная защита;
- Радиационная защита;
- Система дистанционного управления.

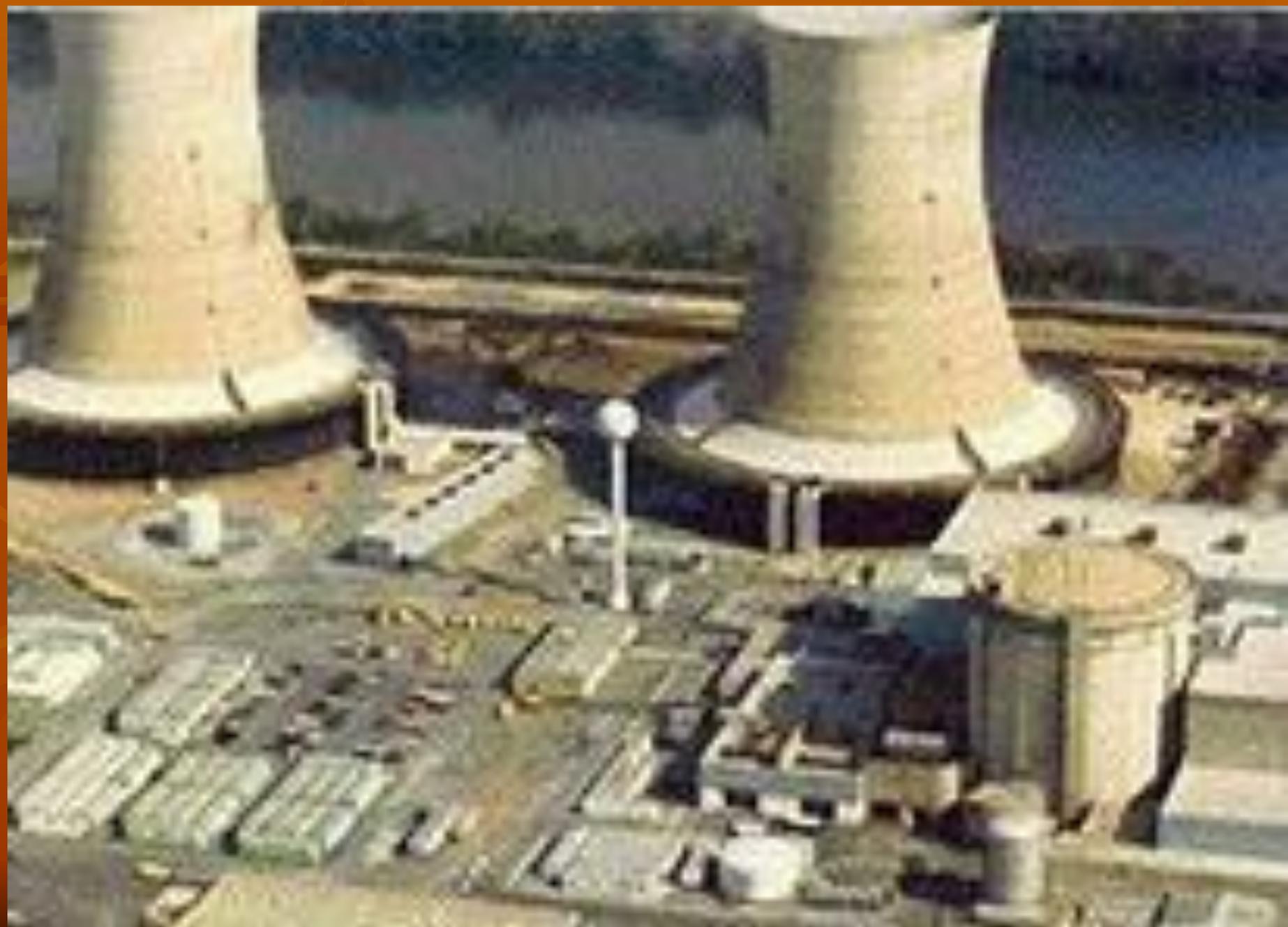








- The cycle is reversible
- The cycle is irreversible
- The cycle is...



TOSHIBA
MICRO **Manufacturing**





www.haberler.com

(C) Çihan

(C) Çihan

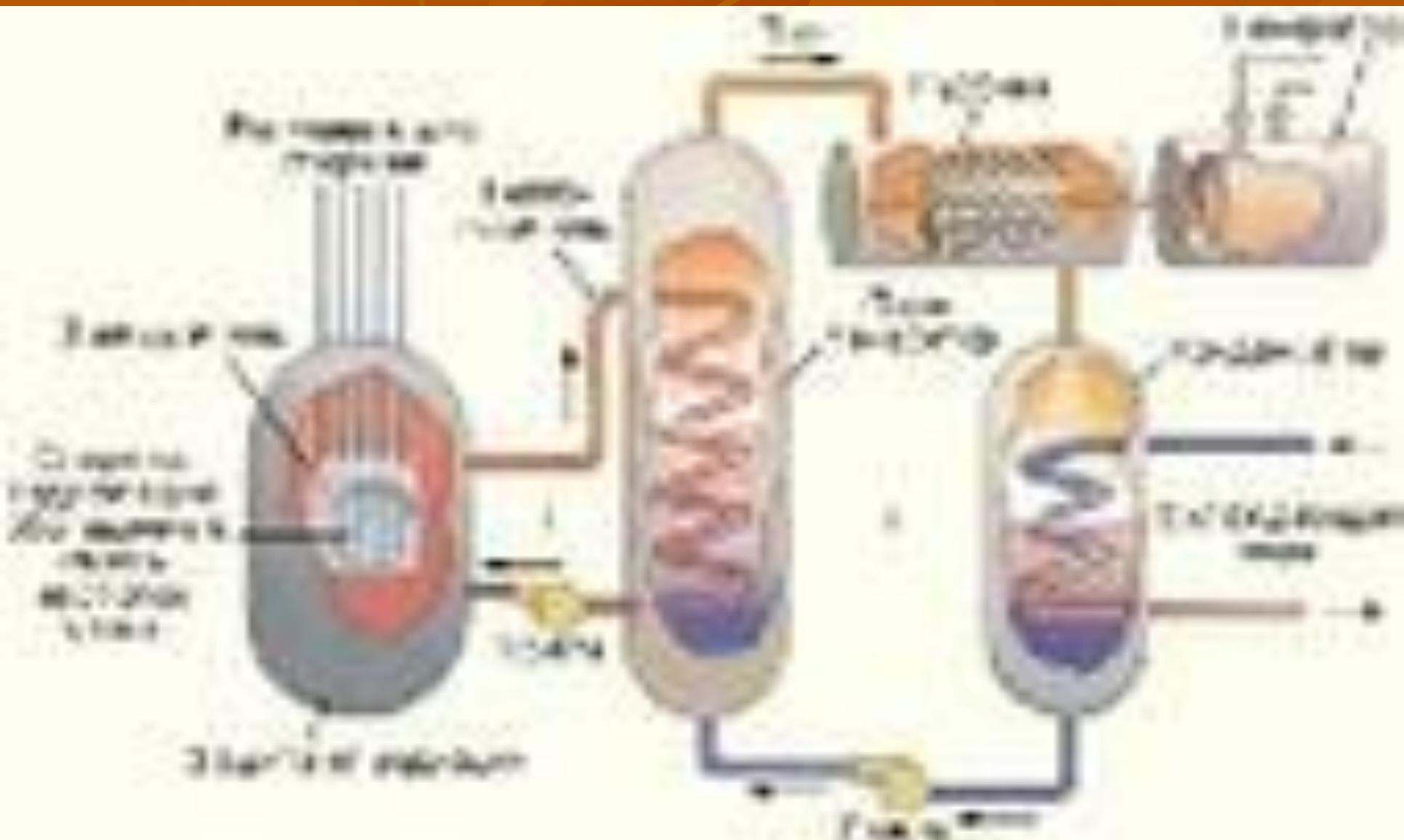
(C) Çihan

(C) Çihan



















Физические принципы работы

- Текущее состояние ядерного реактора можно охарактеризовать эффективным коэффициентом размножения нейтронов k или реактивностью ρ , которые связаны следующим соотношением:
- Для этих величин характерны следующие значения:
- $k > 1$ — цепная реакция нарастает во времени, реактор находится в *надкритичном* состоянии, его реактивность $\rho > 0$;
- $k < 1$ — реакция затухает, реактор — *подкритичен*, $\rho < 0$;
- $k = 1$, $\rho = 0$ — число делений ядер постоянно, реактор находится в стабильном *критическом* состоянии.

- Условие критичности ядерного реактора:
- , где
- есть доля полного числа образующихся в реакторе нейтронов, поглощённых в активной зоне реактора, или вероятность избежать нейтрону утечки из конечного объёма.
- k_0 — коэффициент размножения нейтронов в активной зоне бесконечно больших размеров.
- Обращение коэффициента размножения в единицу достигается сбалансированием размножения нейтронов с их потерями. Причин потерь фактически две: захват без деления и утечка нейтронов за пределы размножающей среды.

- Обращение коэффициента размножения в единицу достигается сбалансированием размножения нейтронов с их потерями. Причин потерь фактически две: захват без деления и утечка нейтронов за пределы размножающей среды.
- Очевидно, что $k < k_0$, поскольку в конечном объёме вследствие утечки потери нейтронов обязательно больше, чем в бесконечном. Поэтому, если в веществе данного состава $k_0 < 1$, то цепная самоподдерживающаяся реакция невозможна как в бесконечном, так и в любом конечном объёме. Таким образом, k_0 определяет принципиальную способность среды размножать нейтроны.

Классификация

- По назначению
- По характеру использования ядерные реакторы делятся на [5] По характеру использования ядерные реакторы делятся на [5] [6] По характеру использования ядерные реакторы делятся на [5] [6] [7]:
- Энергетические реакторы, предназначенные для получения электрической и тепловой энергии, используемой в энергетике, предназначенные для получения электрической и тепловой энергии, используемой в энергетике, а также для опреснения морской воды, предназначенные для получения электрической и тепловой энергии, используемой в энергетике, а также для опреснения морской воды (реакторы для

- В отдельную группу выделяют:
 - Транспортные реакторы, предназначенные для снабжением энергией двигателя транспортных средств. Наиболее широкие группы применения — морские транспортные реакторы, применяющиеся на подводных лодках, предназначенные для снабжением энергией двигателя транспортных средств. Наиболее широкие группы применения — морские транспортные реакторы, применяющиеся на подводных лодках и различных надводных судах, предназначенные для снабжением энергией двигателя транспортных средств. Наиболее широкие группы применения — морские транспортные реакторы, применяющиеся на подводных лодках и различных надводных судах, а также реакторы, применяющиеся в космической технике.
 - Экспериментальные реакторы, предназначенные для изучения различных физических величин, значение которых

- Исследовательские реакторы, в которых потоки нейтронов и гамма-квантов, в которых потоки нейтронов и гамма-квантов, создаваемые в активной зоне, используются для исследований в области ядерной физики, в которых потоки нейтронов и гамма-квантов, создаваемые в активной зоне, используются для исследований в области ядерной физики, физики твёрдого тела, в которых потоки нейтронов и гамма-квантов, создаваемые в активной зоне, используются для исследований в области ядерной физики, физики твёрдого тела, радиационной химии, в которых потоки нейтронов и гамма-квантов, создаваемые в активной зоне, используются для исследований в области ядерной физики, физики твёрдого

- Промышленные (оружейные, изотопные) реакторы, используемые для наработки изотопов, используемые для наработки изотопов, применяющихся в различных областях. Наиболее широко используются для производства ядерных оружейных, используемые для наработки изотопов, применяющихся в различных областях. Наиболее широко используются для производства ядерных оружейных материалов, например ^{239}Pu , используемые для наработки изотопов, применяющихся в различных областях.

- Часто реакторы применяются для решения двух и более различных задач, в таком случае они называются **многоцелевыми**. Например, некоторые энергетические реакторы, особенно на заре атомной энергетики, предназначались, в основном, для экспериментов. Реакторы на быстрых нейтронах могут быть одновременно и энергетическими, и нарабатывать изотопы. Промышленные реакторы кроме своей основной задачи часто вырабатывают электрическую и тепловую энергию.

По спектру нейтронов

- Реактор на тепловых (медленных) нейтронах («тепловой реактор»)
- Реактор на быстрых нейтронах («быстрый реактор»)
- Реактор на промежуточных нейтронах
- Реактор со смешанным спектром

По размещению топлива

- Гетерогенные реакторы, где топливо размещается в активной зоне дискретно в виде блоков, между которыми находится замедлитель;
- Гомогенные реакторы Гомогенные реакторы, где топливо и замедлитель представляют однородную смесь (гомогенную систему).

- В гетерогенном реакторе топливо и замедлитель могут быть пространственно разнесены, в частности, в полостном реакторе замедлитель-отражатель окружает полость с топливом, не содержащим замедлителя. С ядерно-физической точки зрения критерием гомогенности/гетерогенности является не конструктивное исполнение, а размещение блоков топлива на расстоянии, превышающем длину замедления нейтронов в данном замедлителе. Так, реакторы с так называемой «тесной решёткой» рассчитываются как гомогенные, хотя в них топливо обычно отделено от замедлителя.

- Блоки ядерного топлива в гетерогенном реакторе называются тепловыделяющим и сборками (ТВС), которые размещаются в активной зоне в узлах правильной решётки, образуя *ячейки*.

По виду топлива

- изотопы урана 235, 238, 233 (235Uизотопы урана 235, 238, 233 (235U, 238Uизотопы урана 235, 238, 233 (235U, 238U, 233U))
- изотоп плутония 239 (239Puизотоп плутония 239 (239Pu), также изотопы 239-242Pu в виде смеси с 238U (МОХ-топливо))
- изотоп тория 232 (232Th) (посредством преобразования в 233U)
- По степени обогащения:
 - природный уран
 - слабо обогащённый уран

- По химическому составу:
- металлический U
- UO_2 (диоксид урана)
- UC (карбид урана) и т. д.

По виду теплоносителя

- H_2O (вода H_2O (вода, см. Водо-водяной реактор)
- Газ, (см. Графито-газовый реактор)
- D_2O (тяжёлая вода D_2O (тяжёлая вода, см. Тяжеловодный ядерный реактор D_2O (тяжёлая вода, см. Тяжеловодный ядерный реактор, CANDU)
- Реактор с органическим теплоносителем
- Реактор с жидкометаллическим теплоносителем
- Реактор на расплавах солей
- Реактор с твердым теплоносителем

По роду замедлителя

- C (графит) C (графит, см. Графито-газовый реактор) C (графит, см. Графито-газовый реактор, Графито-водный реактор)
- H₂O (вода, см. Легководный реактор) H₂O (вода, см. Легководный реактор, Водо-водяной реактор) H₂O (вода, см. Легководный реактор, Водо-водяной реактор, ВВЭР)
- D₂O (тяжёлая вода, см. Тяжеловодный ядерный реактор) D₂O (тяжёлая вода, см. Тяжеловодный ядерный реактор, CANDU)
- Be, BeO
- Гидриды металлов
- Без замедлителя (см. Реактор на быстрых)

- По конструкции
 - Корпусные реакторы
 - Канальные реакторы
- По способу генерации пара
 - Реактор с внешним парогенератором Реактор с внешним парогенератором (См. Водоводяной реактор Реактор с внешним парогенератором (См. Водоводяной реактор, ВВЭР)
 - Кипящий реактор

Классификация МАГАТЭ

- PWR (pressurized water reactors) — водо-водяной реактор (реактор с водой под давлением);
- BWR (boiling water reactor) — кипящий реактор;
- FBR (fast breeder reactor) — реактор-размножитель FBR (fast breeder reactor) — реактор-размножитель на быстрых нейтронах;
- GCR (gas-cooled reactor) — газоохлаждаемый реактор;
- LWGR (light water graphite reactor) — графито-LWGR (light water graphite reactor) — графито-LWGR (light water graphite reactor) — графито-водный реактор
- PHWR (pressurised heavy water reactor) — тяжеловодный реактор
- Наиболее распространёнными в мире являются водо-водяные (около 62 %) и кипящие (20 %) реакторы.

Материалы реакторов

- Материалы, из которых строят реакторы, работают при высокой температуре в поле нейтронов Материалы, из которых строят реакторы, работают при высокой температуре в поле нейтронов, γ -квантов и осколков деления. Поэтому для реакторостроения пригодны не все материалы, применяемые в других отраслях техники. При выборе реакторных материалов учитывают их радиационную стойкость, химическую инертность, сечение поглощения и другие

- Оболочки ТВЭЛов Оболочки ТВЭЛов, каналы, замедлители Оболочки ТВЭЛов, каналы, замедлители (отражатели Оболочки ТВЭЛов, каналы, замедлители (отражатели) изготавливают из материалов с небольшими сечениями поглощения. Применение материалов, слабо поглощающих нейтроны, снижает непроизводительный расход нейтронов, уменьшает загрузку ядерного топлива и увеличивает коэффициент воспроизводства Оболочки ТВЭЛов, каналы, замедлители (отражатели) изготавливают из материалов с небольшими сечениями поглощения. Применение материалов, слабо поглощающих нейтроны, снижает непроизводительный расход

- Быстрые нейтроны Быстрые нейтроны, γ -кванты и осколки деления повреждают структуру вещества. Так, в твёрдом веществе быстрые нейтроны выбивают атомы из кристаллической решётки Быстрые нейтроны, γ -кванты и осколки деления повреждают структуру вещества. Так, в твёрдом веществе быстрые нейтроны выбивают атомы из кристаллической решётки или сдвигают их с места. Вследствие этого ухудшаются пластические свойства и теплопроводность Быстрые нейтроны, γ -кванты и осколки деления повреждают структуру вещества. Так, в твёрдом веществе быстрые нейтроны выбивают атомы из кристаллической решётки или сдвигают их с места. Вследствие

- Радиационная нестойкость материалов меньше сказывается при высоких температурах. Подвижность атомов становится настолько большой, что вероятность возвращения выбитых из кристаллической решётки атомов на своё место или рекомбинация Радиационная нестойкость материалов меньше сказывается при высоких температурах. Подвижность атомов становится настолько большой, что вероятность возвращения выбитых из кристаллической решётки атомов на своё место или рекомбинация водорода и кислорода в молекулу воды заметно увеличивается. Так, радиоллиз воды несущественен в энергетических некипящих реакторах (например, ВВЭР), в то время как в мощных исследовательских реакторах выделяется

- Реакторные материалы контактируют между собой (оболочка ТВЭЛа Реакторные материалы контактируют между собой (оболочка ТВЭЛа с теплоносителем Реакторные материалы контактируют между собой (оболочка ТВЭЛа с теплоносителем и ядерным топливом Реакторные материалы контактируют между собой (оболочка ТВЭЛа с теплоносителем и ядерным топливом, тепловыделяющие кассеты — с теплоносителем и замедлителем и т. д.). Естественно, что контактирующие материалы должны быть химически

- У большинства материалов прочностные свойства резко ухудшаются с увеличением температуры. В энергетических реакторах конструкционные материалы работают при высоких температурах. Это ограничивает выбор конструкционных материалов, особенно для тех деталей энергетического реактора, которые должны выдерживать высокое давление.

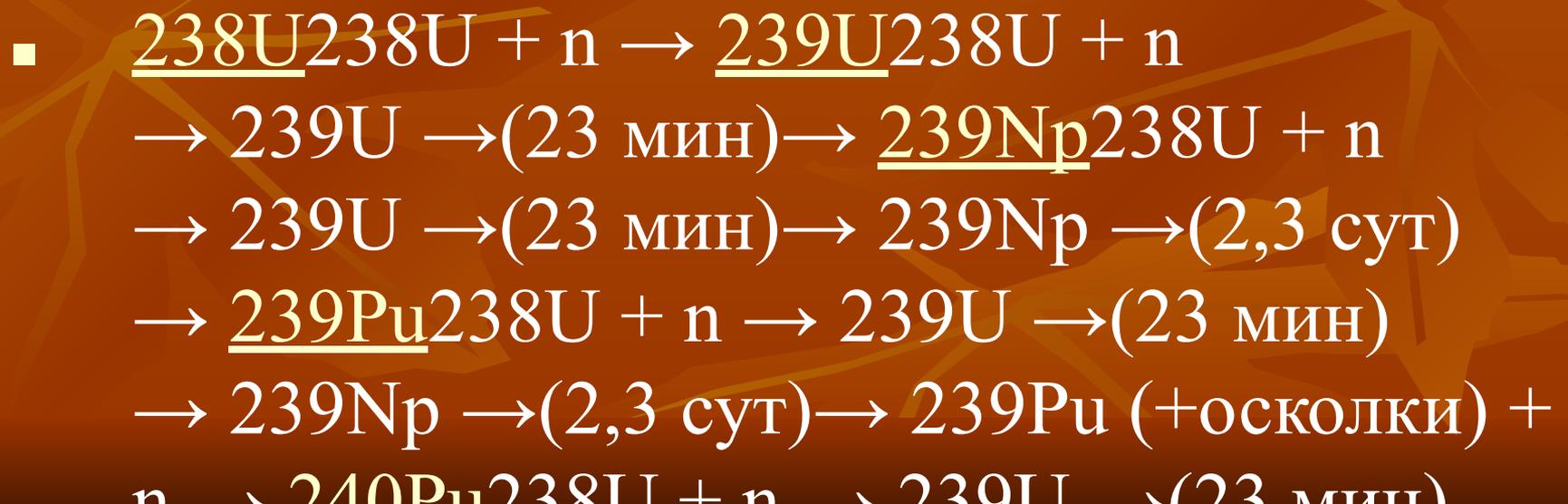
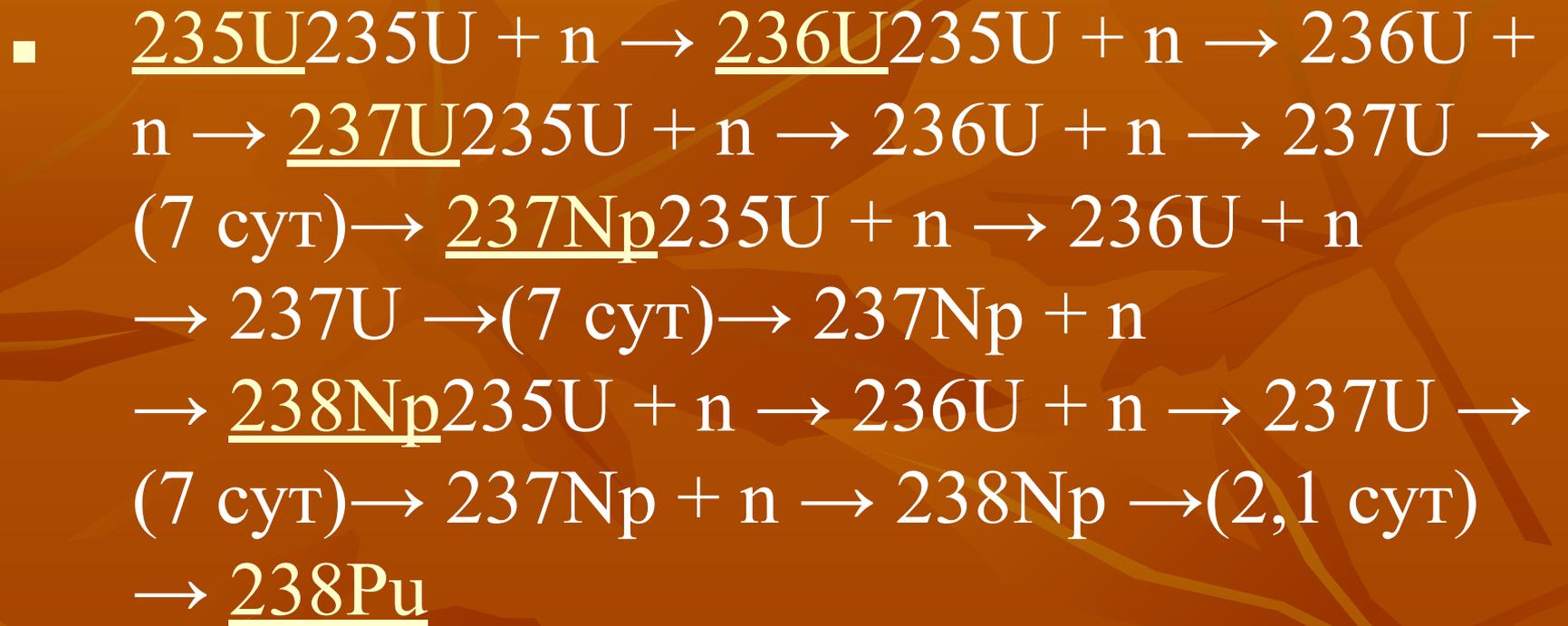
Выгорание и воспроизводство ядерного топлива

- В процессе работы ядерного реактора из-за накопления в топливе осколков деления изменяется его изотопный и химический состав, происходит образование трансурановых элементов, главным образом изотопов Pu. Влияние осколков деления на реактивность ядерного реактора называется *отравлением* (для радиоактивных осколков) и *зашлаковыванием* (для стабильных изотопов).

- Основная причина отравления реактора — ^{135}Xe Основная причина отравления реактора — ^{135}Xe , обладающий наибольшим сечением поглощения нейтронов ($2,6 \cdot 10^6$ барн). Период полураспада ^{135}Xe $T_{1/2} = 9,2$ ч; выход при делении составляет 6—7 %. Основная часть ^{135}Xe образуется в результате распада ^{135}I ($T_{1/2} = 6,8$ ч). При отравлении Кэф изменяется на 1—3 %. Большое сечение поглощения ^{135}Xe и наличие промежуточного изотопа ^{135}I приводят к двум важным явлениям:

- К увеличению концентрации ^{135}Xe и, следовательно, к уменьшению реактивности реактора после его остановки или снижения мощности («иодная яма»), что делает невозможным кратковременные остановки и колебания выходной мощности. Данный эффект преодолевается введением запаса реактивности в органах регулирования. Глубина и продолжительность иодной ямы зависят от потока нейтронов Φ : при $\Phi = 5 \cdot 10^{18}$ нейтрон/(см²·сек) продолжительность йодной ямы ~ 30 ч, а глубина в 2 раза превосходит стационарное изменение $K_{\text{эф}}$, вызванное отравлением ^{135}Xe .

- Из-за отравления могут происходить пространственно-временные колебания нейтронного потока Φ , а, следовательно, и мощности реактора. Эти колебания возникают при $\Phi > 10^{18}$ нейтронов/(см²·сек) и больших размерах реактора. Периоды колебаний ~ 10 ч.
- При делении ядер возникает большое число стабильных осколков, которые различаются сечениями поглощения по сравнению с сечением поглощения делящегося изотопа. Концентрация осколков с большим значением сечения поглощения достигает насыщения в течение нескольких первых суток работы реактора. Главным образом это ^{149}Sm , изменяющий Кэф на 1 %). Концентрация осколков с малым значением сечения поглощения и вносимая ими отрицательная реактивность возрастают линейно во времени.
- Образование трансурановых элементов в ядерном реакторе происходит по следующим схемам:



- Время между стрелками обозначает период полураспада, «+n» обозначает поглощение нейтрона.
- В начале работы реактора происходит линейное накопление ^{239}Pu , причём тем быстрее (при фиксированном выгорании ^{235}U), чем меньше обогащение урана. Далее концентрация ^{239}Pu стремится к постоянной величине, которая не зависит от степени обогащения, а определяется отношением сечений захвата нейтронов ^{238}U и ^{239}Pu . Характерное время установления равновесной концентрации ^{239}Pu $\sim 3/\Phi$ лет (Φ в ед. 10^{13} нейтронов/ $\text{cm}^2 \times \text{сек}$). Изотопы ^{240}Pu , ^{241}Pu достигают равновесной концентрации только при повторном сжигании горючего в ядерном реакторе после регенерации ядерного топлива.

- Выгорание ядерного топлива характеризуют суммарной энергией, выделившейся в реакторе на 1 тонну топлива. Эта величина составляет:
 - ~ 10 ГВт·сут/т — реакторы на тяжёлой воде;
 - $\sim 20-30$ ГВт·сут/т — реакторы на слабообогащённом уране (2—3 % ^{235}U);
 - до 100 ГВт·сут/т — реакторы на быстрых нейтронах.
- Выгорание 1 ГВт·сут/т соответствует сгоранию 0,1 % ядерного топлива.

- По мере выгорания топлива реактивность реактора уменьшается. Замена выгоревшего топлива производится сразу из всей активной зоны или постепенно, оставляя в работе ТВЭЛы разных «возрастов».
- В случае полной замены топлива, реактор имеет избыточную реактивность, которую нужно компенсировать, тогда как во втором случае компенсация требуется только при первом пуске реактора. Непрерывная перегрузка позволяет повысить глубину выгорания, так как реактивность реактора определяется средними концентрациями делящихся изотопов.

- Масса загруженного топлива превосходит массу выгруженного за счёт «веса» выделившейся энергии. После остановки реактора, сначала главным образом за счёт деления запаздывающими нейтронами, а затем, через 1-2 мин, за счёт β - и γ -излучения осколков деления и трансурановых элементов, в топливе продолжается выделение энергии. Если реактор работал достаточно долго до момента остановки, то через 2 мин после остановки выделение энергии составляет около 3 %, через 1 ч — 1 %, через сутки — 0,4 %, через год — 0,05 % от первоначальной мощности.

- Отношение количества делящихся изотопов Pu, образовавшихся в ядерном реакторе, к количеству выгоревшего ^{235}U называется *коэффициентом конверсии* КК. Величина КК увеличивается при уменьшении обогащения и выгорания. Для тяжеловодного реактора на естественном уране, при выгорании $10 \text{ ГВт} \cdot \text{сут/т}$ $\text{КК} = 0,55$, а при небольших выгораниях (в этом случае КК называется *начальным плутониевым коэффициентом*) $\text{КК} = 0,8$. Если ядерный реактор сжигает и производит одни и те же изотопы (реактор-размножитель), то отношение скорости воспроизводства к скорости выгорания называется *коэффициентом воспроизводства* КВ. В ядерных реакторах на тепловых нейтронах $\text{КВ} < 1$, а для реакторов на быстрых нейтронах КВ может достигать 1,4-1,5. Рост КВ для реакторов на быстрых нейтронах объясняется главным образом тем, что, особенно в случае ^{239}Pu , для быстрых нейтронов g растёт, а a падает.

Управление ядерным реактором

- Управление ядерным реактором возможно только благодаря тому, что часть нейтронов Управление ядерным реактором возможно только благодаря тому, что часть нейтронов при делении Управление ядерным реактором возможно только благодаря тому, что часть нейтронов при делении вылетает из осколков с запаздыванием, которое может составить от нескольких миллисекунд до нескольких минут.
- Для управления реактором используют поглощающие стержни Для управления реактором используют поглощающие стержни, вводимые в активную зону, изготовленные из материалов, сильно поглощающих нейтроны (в основном В Для управления реактором используют поглощающие стержни, вводимые в активную зону, изготовленные из материалов, сильно поглощающих нейтроны (в основном В Сд Для управления реактором

- На случай различных аварийных ситуаций в каждом реакторе предусмотрено экстренное прекращение цепной реакции На случай различных аварийных ситуаций в каждом реакторе предусмотрено экстренное прекращение цепной реакции, осуществляемое сбрасыванием в активную зону всех поглощающих

Остаточное тепловыделение

- Важной проблемой, непосредственно связанной с ядерной безопасностью, является остаточное тепловыделение. Это специфическая особенность ядерного топлива, заключающаяся в том, что, после прекращения цепной реакции деления и обычной для любого энергоисточника тепловой инерции, выделение тепла в реакторе продолжается ещё долгое время, что создаёт ряд технически сложных проблем.

- Остаточное тепловыделение является следствием β -
Остаточное тепловыделение является следствием β - и γ -
Остаточное тепловыделение является
следствием β - и γ - распада Остаточное тепловыделение
является следствием β - и γ - распада продуктов
деления Остаточное тепловыделение является
следствием β - и γ - распада продуктов деления, которые
накопились в топливе за время работы
реактора. Ядра продуктов деления вследствие распада
переходят в более стабильное или полностью стабильное
состояние с выделением значительной энергии.
- Хотя мощность остаточного тепловыделения быстро
спадает до величин, малых по сравнению со
стационарными значениями, в мощных энергетических
реакторах она значительна в абсолютных величинах. По
этой причине остаточное тепловыделение влечёт
необходимость длительное время обеспечивать теплоотвод
от активной зоны реактора после его остановки.

- Эта задача требует наличия в конструкции реакторной установки Эта задача требует наличия в конструкции реакторной установки систем расхолаживания с надёжным электроснабжением, а также обуславливает необходимость длительного (в течение 3-4 лет) хранения отработавшего ядерного топлива Эта задача требует наличия в конструкции реакторной установки систем расхолаживания с надёжным электроснабжением, а также обуславливает необходимость длительного (в течение 3-4

Литература

- БСЭ
- Левин В. Е. **Ядерная физика и ядерные реакторы**. 4-е изд. — М.: Атомиздат, 1979.
- Шуколюков А. Ю. «Уран. Природный ядерный реактор». «Химия и Жизнь» № 6, 1980 г., с. 20-24

Примечания

- ↑ «ZEEP — Canada's First Nuclear Reactor», Canada Science and Technology Museum.
- ↑ Грешилов А. А., Егунов Н. Д., Матущенко А. М. Ядерный щит. — М.: Логос, 2008. — 438 с. — ISBN 978-5-98704-272-0
- ↑ Horst Kant Werner Heisenberg and the German Uranium Project (англ.). Preprint 203. Max Planck Institute for the History of Science. Max Planck Institute for the History of Science (2002). Архивировано из первоисточника 30 мая 2012. Проверено 10 февраля 2012.
- ↑ Круглов А. К. Как создавалась атомная промышленность в СССР. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1995. — 380 с. — ISBN 5-85165-011-7

- ↑ *Дементьев Б. А.* Ядерные энергетические реакторы. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — С. 21—22. — 351 с. — ISBN 5-283-03836-X
- ↑ *Бартоломей Г. Г., Бать Г. А., Байбаков В. Д., Алхутов М.* С. Основы теории и методы расчёта ядерных энергетических реакторов / Под ред. Г. А. Батя. — М.: Энергоиздат, 1982. — С. 31. — 511 с.
- ↑ *Angelo, Joseph A.* Nuclear technology Nuclear technology. — USA: Greenwood Press Nuclear technology. — USA: Greenwood Press, 2004. — P. 275—276. — 647 p. — (Sourcebooks in modern technology). — ISBN 1-57356-336-6
- ↑ *Андрушечко С. А., Афоров А. М., Васильев Б. Ю., Генералов В. Н., Косоуров К. Б., Семченков Ю. М., Украинцев В. Ф.* АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. — М.: Логос, 2010. — 604 с. — 1000 экз. — ISBN 978-5-98704-496-4
- ↑ *Кириллов П. Л., Богословская Г. П.* Тепло-массообмен в ядерных энергетических установках. — М.: Энергоатомиздат, 2000. — 456 с. — 1000 экз. — ISBN 5-283-03636-7

- \updownarrow *Овчинников Ф. Я., Семёнов В. В.* Эксплуатационные режимы водородных энергетических реакторов. — 3 изд., пер. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1988. — 359 с. — 3400 экз. — ISBN 5-283-03818-1
- \updownarrow *Сидоренко В. А.* Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР. — М.: Атомиздат, 1977. — 216 с. — (Проблемы ядерной энергетики). — 3000 экз.

Ссылки

- [Энергетические блоки атомного подводного флота](#)
- [Ядерные технологии](#)
- [Категории:](#)
- [Ядерный реактор](#)
- [Ядерные реакторы](#)
- [Ядерная физика](#)
- [Ядерная химическая технология](#)

Источник

- https://ru.wikipedia.org/wiki/Ядерный_реактор