



# **Лекция 3. Принцип работы и основные компоненты атомного реактора**

**Дисциплина: Радиационные эффекты и современная спектроскопия твердого тела.**

**Преподаватель: Phd, и.о. доцента Мархабаева А.А.**



**Цель лекции:** Изучить физические основы работы атомного реактора, рассмотреть основные типы реакторов и функции их конструктивных элементов, а также принципы поддержания управляемой цепной ядерной реакции.

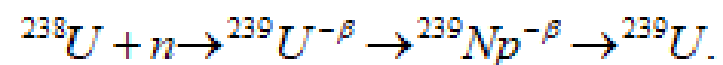
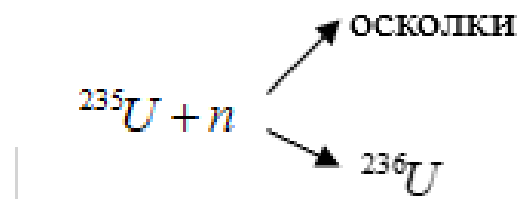
### **Основные вопросы лекции**

- Физический принцип действия ядерного реактора.
- Цепная ядерная реакция деления.
- Критическое состояние реактора и коэффициент размножения нейтронов.
- Основные конструктивные элементы реактора.
- Тепловыделяющая сборка (ТВС) и топливо.
- Замедлители нейтронов, отражатели и охлаждающие системы.
- Системы управления и защиты.

*Классификация реакторов: тепловые, быстрые, исследовательские, энергетические.*

Ядерный реактор представляет собой устройство, предназначенное для организации и поддержания управляемой цепной реакции деления ядер некоторых тяжелых элементов, в результате которой высвобождается ядерная энергия, преобразуемая в тепловую с последующим использованием ее внешним потребителем. В качестве природного ядерного топлива используется уран. В природном уране содержатся три изотопа: . Из этого числа путем деления цепную реакцию поддерживает только изотоп . Доля этого изотопа составляет лишь 0,714%. Более 99% приходится на неделящийся изотоп . Содержанием третьего изотопа в виду малости пренебрегают.

При облучении урана нейтронами происходят следующие ядерные реакции:





Отношение масс вновь накопленного топлива и выгоревшего исходного называется коэффициентом воспроизводства (КВ) и представляет важную эксплуатационную характеристику реактора. В зависимости от типа реактора КВ может быть меньше или больше единицы и, в частном случае, близким к единице. Если рассмотреть баланс нейтронов, то в процессе одного акта деления в среднем образуются 2,5-3 нейтрона. Часть нейтронов участвует в последующих реакциях деления, часть идет на образование нового ядерного топлива. Еще одна часть поглощается продуктами деления и конструкционными материалами, часть покидает реактор, не про взаимодействовав ни с чем. Их называют нейтронами утечки. Для самоподдерживающейся цепной реакции деления с выделением тепла на постоянном уровне необходимо, чтобы на каждый акт деления после всех потерь оставался один нейтрон. В этом случае реактор будет находиться точно в критическом состоянии.



Важной характеристикой, определяющей состояние реактора является *коэффициент размножения* , равный отношению числа нейтронов данного поколения к числу нейтронов предшествующего поколения. При реактор находится в критическом состоянии и работает с постоянным энерговыделением. Если же , то цепная реакция затухает и энерговыделение прекращается. При реакция деления будет непрерывно возрастать и для прекращения роста энерговыделения необходимо уменьшать до единицы. Для достижения критического состояния в реакторе необходимо иметь строго определенные количество ядерного топлива, равное так называемой *критической массе*. При массе менее критической реакция затухает, а при массе более критической реактор разгоняется с непрерывным возрастанием энерговыделения.

Основой любой ядерной энергетической установки (рис. 1.3) является реактор, в котором размещается активная зона реактора 15, где происходит цепная реакция деления ядерного горючего с выделением тепловой энергии. Теплоноситель 13 транспортирует выделившееся в результате распада ядерного горючего тепло в парогенератор 3, где происходит передача этого тепла во внешний, II контур. Образовавшийся в парогенераторе пар направляется в паровую турбину 4. Такая схема ЯЭУ называется двухконтурной. I контур работает в условиях облучения, во II контуре активность отсутствует.

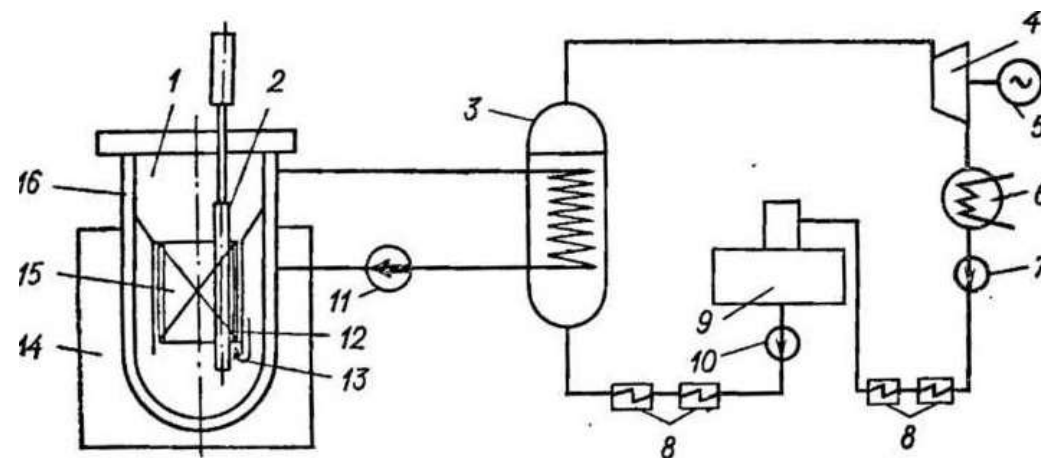


Рис. 1.3. Принципиальная тепловая схема двухконтурной ядерной энергетической установки с реактором типа ВВЭР: 1-реактор, 2- стержни регулирования и аварийной защиты, 3- парогенератор, 4- турбины, 5- электрогенератор; 6 — конденсатор; 7— конденсатный насос; 8 — регенеративные подогреватели; 9 — деаэратор; 10 — питательный насос; 11 — главный циркуляционный насос; 12 — отражатель нейтронов; 13 — теплоноситель; 14 — биологическая защита; 15 — активная зона, 16 — корпус реактора



Парообразование может происходить и непосредственно в активной зоне реактора (рис. 1.3); в этом случае парогенератор ЯЭУ отсутствует и образующийся в реакторе пар идет непосредственно в турбину. Такая схема называется *одноконтурной*. В одноконтурной установке все оборудование работает в условиях облучения.

При использовании в качестве теплоносителя жидких металлов (например, натрия) передача тепла от теплоносителя (жидкого металла) во внешний контур происходит через промежуточный контур. В этом случае только I контур работает в условиях облучения. Промежуточный контур разделяет радиоактивный контур жидкого металла и III контур рабочего тела (пароводяной контур), исключая, таким образом, возможность их взаимодействия. Такие схемы называются *трехконтурными* (рис. 1.4).



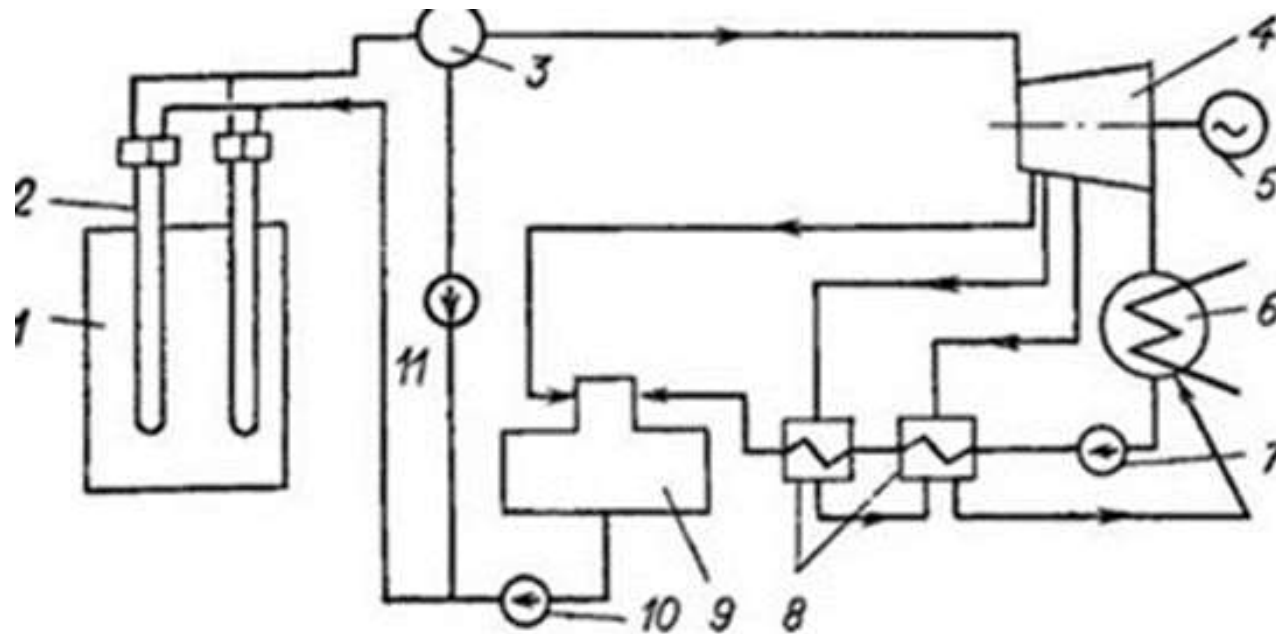


Рис. 1.4. Принципиальная тепловая схема одноконтурной ядерной энергетической установки с уран-графитовым реактором:

1 — уран-графитовый реактор; 2 — технологический канал; 3 — барабан-сепаратор, 4 — турбина, 5 — электрогенератор; 6 — конденсатор; 7 — конденсатный насос; 8 — регенеративные подогреватели; 9 — деаэратор; 10 — питательный насос; 11 — циркуляционный насос.





По типу распределения топлива в активной зоне реакторы подразделяют на *гомогенные и гетерогенные*. В гомогенных реакторах ядерное топливо в активной зоне находится в виде однородной массы (раствора, смеси, суспензии или химического соединения с замедлителем и теплоносителем). В гетерогенных реакторах твердое топливо в виде таблеток помещают в тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы), где горючее отделено от замедлителя и теплоносителя оболочкой ТВЭЛА. На всех действующих промышленных АЭС и транспортных ЯЭУ используют только гетерогенные реакторы.

По виду используемого теплоносителя реакторы подразделяются на реакторы *с водой под давлением* (ВВЭР — водо-водяные энергетические реакторы), *кипящие, тяжеловодные, газовые реакторы, реакторы с жидкометаллическими и органическими теплоносителями*. По конструктивному оформлению различают реакторы корпусного и канального типов. В реакторах корпусного типа активная зона помещается внутри корпуса, где теплоноситель выполняет одновременно и роль замедлителя. В реакторах канального типа теплоноситель и замедлитель разделены.



В качестве ядерного горючего могут использоваться только три радионуклида:  $^{235}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ . В природном уране содержится 0,71%  $^{235}\text{U}$ , или 7,1 кг на тонну. Остальная часть приходится в основном на  $^{238}\text{U}$ . Сырьем для получения делящихся нуклидов  $^{233}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  служат  $^{232}\text{Th}$  и соответственно;  $^{233}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  называют вторичным ядерным горючим. Для уменьшения объема активной зоны реактора (и соответственно внешних его размеров) количество делящихся нуклидов ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ) в смеси топлива повышают, т. е. используют обогащение топлива. Обогащение топлива резко повышает его стоимость.



Для уменьшения объема активной зоны реактора (и соответственно внешних его размеров) количество делящихся нуклидов ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ) в смеси топлива повышают, т. е. используют обогащение топлива. Обогащение топлива резко повышает его стоимость.

Тепловыделяющие элементы диаметром 6—14 мм komponуют в кассеты. На рис. 1.5 показана кассета с твэлами цилиндрической формы для реактора типа ВВЭР. Твэлы представляют собой устройства, содержащие твердое ядерное горючее и обеспечивающие при помещении их в активную зону реактора цепную реакцию деления, генерацию тепловой энергии, а при наличии в их составе материалов воспроизводства — накопление нуклидов  $^{233}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ . В наиболее общем случае твэл включает в себя сердечник с ядерным горючим, оболочку, хвостовики и дистанционирующие детали.



В реакторах на тепловых нейтронах для замедления нейтронов используют материалы с относительной малой атомной массой. В качестве материала замедлителей служат обычная и тяжелая вода, графит, бериллий и некоторые органические жидкости. Для уменьшения утечек нейтронов из активной зоны используют отражатели нейтронов. В качестве отражателей используют те же материалы что и замедлители. Тепло, выделяющееся при делении ядерного горючего, отводят с помощью следующих теплоносителей: обычной воды (с кипением и без кипения в реакторе), тяжелой воды, газов (углекислоты, азота, гелия, водорода и их смесей), жидких металлов (натрия, калия, висмута, свинца, ртути) и органических жидкостей (например, дифинильной смеси).



Регулирование мощности реактора осуществляется изменением вводимого в активную зону количества вещества, поглощающего нейтроны. Эти вещества вводятся в активную зону реактора обычно в виде стержней различного профиля, но могут вводиться и в виде поглощающих добавок в топливо или в состав конструкционных материалов активной зоны. Используется и «мягкое» регулирование. В этом случае поглощающее нейтроны вещество в виде раствора циркулирует либо с теплоносителем, либо в отдельном контуре. Этим веществом могут быть борная кислота, соли кадмия и др. «Мягкое» регулирование для современных реакторов типа \*ВВЭР обязательно. При этом возникают проблемы радиоллиза, коррозии конструкционных материалов, регулирования концентрации поглощающего вещества. Для быстрого останова реактора используют стержни аварийной защиты. Конструктивное оформление и требования к материалам этих стержней такие же, как к стержням регулирования. В качестве материалов регулирующих стержней и системы аварийной защиты используют материалы, содержащие хорошо поглощающие нейтроны элементы: **B, Cd, Hf, In, Ag, Eu, Gd и Sm.**



Корпус мощных энергетических реакторов имеет внушительные размеры (диаметр до 4 м и высота до 12 м). Для изготовления корпуса реактора используют стали 48ТС, 1Х18Н10Т. При выполнении корпуса реактора из перлитной стали для уменьшения выхода продуктов коррозии в теплоноситель, а также для уменьшения возможности наводороживания корпуса, снижающего его пластичность, на его внутренней поверхности делают наплавку из аустенитной нержавеющей стали. Вместо наплавки повысить коррозионную стойкость материала корпуса можно созданием на его поверхности защитной окисной пленки (например, при обработке ее комплексодами или другими способами).

## Вопросы для контроля изучаемого материала

1. Дайте определение ядерного реактора и его целевого назначения.
2. Какие изотопы входят в природный уран и какой из них поддерживает цепную реакцию деления? Укажите долю этого изотопа.
3. Какая энергия (порядка) выделяется на одно деление ядра и сколько нейтронов образуется?
4. Что такое **коэффициент размножения  $k$** ? Что означают состояния: подкритическое, критическое и надкритическое?
5. Что такое **критическая масса** и от каких факторов она зависит?
6. Дайте определение **коэффициента воспроизводства ( $K_B$ )**. Что означает  $K_B < 1$ ,  $= 1$  и  $> 1$ ?
7. Перечислите основные пути «утраты» нейтронов в реакторе.
8. Объясните различие между радиационным захватом нейтрона и делением ядра.
9. В чем суть образования  $^{239}\text{Pu}$  из  $^{238}\text{U}$ ? Перечислите последовательность превращений и периоды полураспада промежуточных нуклидов.
10. Назовите элементы базовой тепловой схемы двухконтурной ЯЭУ и назначение каждого (реактор, парогенератор, турбина, конденсатор, насосы и т.д.).





## Рекомендуемая литература:

1. В. М. Широков. Физика ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 2010.
2. И. А. Каплан. Введение в ядерную физику и реакторы. М.: Мир, 1985.
3. А. А. Абрамов. Основы ядерной энергетики. СПб.: Политех-пресс, 2014.
4. С. В. Кузнецов. Физика ионизирующих излучений. М.: Академия, 2018.
5. J. Lamarsh, A. Baratta. Introduction to Nuclear Engineering, 4th ed. Pearson, 2018.