

# Лекция

## Тема: Нейтронный цикл в ядерном реакторе

1. Характеристики нейтронных полей.
2. Условия критичности ядерного реактора.
3. Нейтронный цикл в ядерном реакторе.
4. Формула четырех сомножителей

### Литература:

1. Мерзликин Г.Я. Основы теории реакторов Учеб. пособие. – Севастополь: СНИЯЭиП, 2011 – 452 с.
2. Дементьев Б. А. Ядерные энергетические реакторы. Г.: Энергоиздат, 1984.

**Нейтронное поле** - это совокупность свободных нейтронов, движущихся и определённым образом распределённых в объёме материальной среды.

**Плотность нейтронов ( $n$ )** - это число нейтронов, находящихся в данный момент времени в единичном объёме среды (нейтр./см<sup>3</sup>, или формально - см<sup>-3</sup>)

или отношение числа нейтронов, находящихся в данный момент времени в объёме элементарной сферы, к величине объёма этой сферы .

**Скорость движения нейтронов ( $v$ )**  
или их **кинетическая энергия ( $E$ )**.

Для удобства их различий нейтроны классифицируются на:

- **быстрые нейтроны** (с кинетическими энергиями выше 0,1 МэВ);
- **промежуточные нейтроны** (с энергиями  $0,625\text{эВ} < E < 0,1\text{МэВ}$ );
- **тепловые нейтроны** (с энергиями ниже 0,625 эВ).

Быстрые нейтроны называют также нейтронами деления, промежуточные нейтроны – замедляющимися, тепловые – медленными.

**Плотность потока нейтронов ( $\Phi$ )** - является произведением плотности нейтронов на их скорость (нейтр/см<sup>2</sup>):

$$\Phi = n \cdot v$$

или отношение числа нейтронов, ежесекундно падающих на поверхность элементарной сферы, к величине диаметрального сечения этой сферы.

**Мощность реактора** - величина, пропорциональная величине средней по объёму топлива плотности нейтронов в его активной зоне.

Для того, чтобы реактор работал на постоянном уровне мощности, необходимо создать и поддерживать в его а.з. такие условия, чтобы средняя по объёму топлива плотность нейтронов была неизменной во времени.

**Критичность реактора** – это рабочее его состояние, в котором средняя по объёму топлива плотность нейтронов в нём постоянна во времени.

**Рабочие состояния реактора** - состояния, в которых плотность нейтронов в его активной зоне поддерживается постоянной за счёт **самоподдерживающейся цепной реакции деления ядер** в нём.

### **Условия критичности**

- а) Реактор может быть критичным на любом уровне мощности.
- б) Первичное условие поддержания реактора в критическом состоянии: скорость изменения средней плотности нейтронов по объёму топлива в реакторе должна быть нулевой:

$$dn/dt = 0.$$

**За счёт чего можно поддерживать в реакторе  $dn/dt = 0$ ?**

**Логическое уравнение баланса плотности нейтронов** в единичном объёме среды активной зоны реактора: скорость изменения плотности нейтронов - есть разница скоростей их появления и исчезновения в рассматриваемом единичном объёме.

Два канала исчезновения нейтронов из единичного объёме материальной среды а.з. реактора :

- нейтронная реакция поглощения;
- утечка из а.з.

**Уравнение баланса плотности нейтронов:**

$dn/dt = (\text{скорость генерации нейтронов}) - (\text{скорость поглощения их}) -$   
 $-(\text{скорость утечки}).$

**Поколение нейтронов** в ЯР – это совокупность нейтронов, рождённых практически одновременно (в течение времени, существенно меньшего среднего времени их свободного существования).

Нумерация плотности нейтронов первого, второго, третьего и т.д. поколений:  $n_1, n_2, n_3, \dots, n_{i-1}, n_i, n_{i+1}, \dots$

Если плотности нейтронов различных поколений равны:

$n_1 = n_2 = n_3 = \dots = n_{i-1} = n_i = n_{i+1} = \dots$ ,  
то **реактор критичен**: плотность нейтронов  $n$  в нём в любой момент времени **постоянна** и уровень мощности реактора - **не изменяется**.

Если плотность нейтронов от поколения к поколению возрастает:

$n_1 < n_2 < n_3 < \dots < n_{i-1} < n_i < n_{i+1} < \dots$   
то **реактор надкритичен**: плотность нейтронов в нём в любой момент времени - функция возрастающая, а мощность реактора во времени - **растёт**.

Если плотность нейтронов последовательно сменяющих друг друга поколений уменьшается:  $n_1 > n_2 > n_3 > \dots > n_{i-1} > n_i > n_{i+1} > \dots$   
то **реактор подкритичен**, и его мощность со временем **падает**.

**Мера оценки состояния реактора** представляющая собой отношение количества нейтронов текущего поколения к количеству нейтронов предшествующего поколения, называется **эффективным коэффициентом размножения нейтронов** в реакторе:

$$k_{\text{эф}} = n_i/n_{i-1} = n_{i+1}/n_i$$

В критическом реакторе  $k_{\text{эф}} = 1$ ,  
в надкритическом реакторе  $k_{\text{эф}} > 1$ ,  
в подкритическом реакторе -  $k_{\text{эф}} < 1$ .

### **Меры отклонения реактора от критического состояния.**

1. Избыточный коэффициент размножения - превышение величины эффективного коэффициента размножения над единицей:

$$\delta k_{\text{эф}} = k_{\text{эф}} - 1.$$

2. Реактивность реактора (безразмерная величина) - отношение величин избыточного коэффициента размножения к эффективному (мера отличия реактора от критического состояния):

$$\rho = \delta k_{\text{эф}}/k_{\text{эф}} = (k_{\text{эф}} - 1)/k_{\text{эф}} = 1 - (1/k_{\text{эф}}).$$

Единицы реактивности: абсолютные единицы реактивности (а.е.р.) (безразмерные доли от единицы) или единица реактивности, численно в сто раз большая, чем 1 а.е.р.:  $\rho = 0,0012 \text{ а.е.р.} = 0,12\%$ .

**ЯР на тепловых нейтронах** – это ЯР, в котором большинство делений ядер топлива вызывается тепловыми нейтронами.

**Нейтронный цикл** - это совокупность физических процессов, которые повторяются в пределах среднего времени жизни каждого поколения нейтронов.

### **Физические процессы нейтронного цикла:**

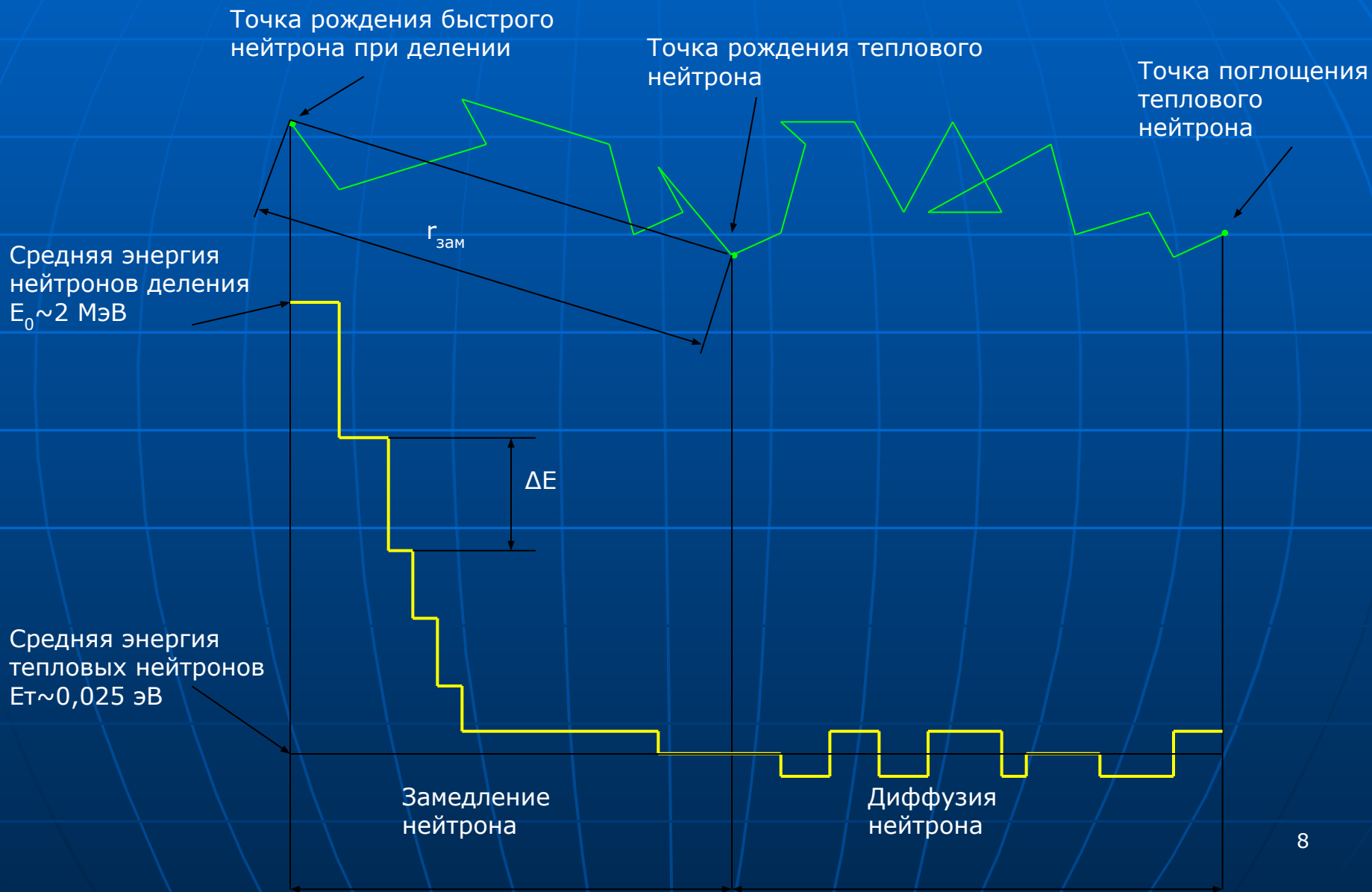
а) **Рождение свободных нейтронов** в реакциях деления ядер топлива. Все нейтроны деления рождаются быстрыми (с  $E > 0,1$  МэВ), их энергетическое распределение описывается спектром Уатта, с вероятной энергией нейтронов  $E_{\text{нв}} = 0,71$  МэВ, и средняя энергия нейтронов  $E_{\text{ср}} = 2$  МэВ.

б) **Замедление нейтронов** - процесс пространственного переноса нейтронов в среде активной зоны, сопровождающийся уменьшением их кинетической энергии за счёт реакций рассеяния на ядрах этой среды (по окончании замедления нейтроны становятся **тепловыми**).

в) **Диффузия тепловых нейтронов** - процесс пространственного переноса тепловых нейтронов в среде при постоянном среднем значении их кинетической энергии.

г) Процесс диффузии завершается **поглощением тепловых нейтронов** ядрами атомов среды активной зоны.

# Схема замедления и диффузии нейтронов





$$n_{bi}$$

Число  $\underline{\epsilon}$ , показывающее, во сколько раз число нейтронов деления, полученных в делениях ядер топлива нейтронами всех энергий, больше числа нейтронов деления, полученных в делениях  $^{235}\text{U}$  только тепловыми нейтронами, называется **коэффициентом размножения на быстрых нейтронах**.

$$n_{bi} \epsilon$$

Доля нейтронов  $\underline{p}_z$ , избежавших утечки из активной зоны при замедлении, от числа нейтронов поколения, начавших замедление в активной зоне, называется **вероятностью избежания утечки замедляющихся нейтронов**.

$$n_{bi} \epsilon p_z$$

Доля нейтронов  $\underline{\phi}$ , избежавших резонансного захвата при замедлении, от числа нейтронов поколения, замедляющихся в пределах активной зоны реактора, называется **вероятностью избежания резонансного захвата**.

$$n_{bi} \epsilon p_z \phi$$

Доля тепловых нейтронов  $\underline{p}_T$ , избежавших утечки из активной зоны при диффузии, от числа тепловых нейтронов поколения, начавших процесс диффузии в активной зоне, называется **вероятностью избежания утечки тепловых нейтронов**.

$$n_{bi} \epsilon p_z \phi p_T$$

Доля тепловых нейтронов  $\theta$ , поглощаемых делящимися под действием тепловых нейтронов ядрами топлива, от всех тепловых нейтронов поколения (поглощаемых всеми компонентами активной зоны) называется **коэффициентом использования тепловых нейтронов**.

$$n_{bi} \varepsilon p_3 \phi p_T \theta$$

В рассматриваемом количестве делений ядер урана-235 под действием тепловых нейтронов  $i$ -го поколения будет рождено новых быстрых нейтронов деления нового,  $(i+1)$ -го поколения :

$$n_{6i} \varepsilon p_3 \phi p_T \theta f_5 v_5 = n_{6i+1}$$

где  $f_5 = 0,857$  - это вероятность того, что поглощение теплового нейтрона ядром урана-235 завершится делением последнего,

$v_5 = 2,416$  - это среднее число нейтронов деления, получаемых в акте деления ядра урана-235 под действием теплового нейтрона.

Физическая константа "**этта**"  $\eta_5 = v_5 f_5$  есть среднее число нейтронов деления, приходящееся на каждый поглощаемый делящимися под действием тепловых нейтронов ядрами топлива тепловой нейтрон.

$$\text{Тогда: } n_{6i+1} = n_{6i} \eta \varepsilon \phi \theta p_3 p_T$$

Если разделить обе части выражения на величину  $n_{6i}$  :

$$\frac{n_{6i+1}}{n_{6i}} = \eta \varepsilon \phi \theta p_3 p_T$$

$$\text{или } k_{\text{эф}} = \eta \varepsilon \phi \theta p_3 p_T$$

Т.о. характеристика эффективных размножающих свойств а.з. ЯР – эффективный коэффициент размножения – произведение 6 сомножителей, и каждый из них является характеристикой отдельных физических процессов нейтронного цикла в ЯР.

Сомножители  $p_3$  и  $p_T$  определяются формой и размерами а.з. реактора.

Размножающие свойства гипотетической бесконечной активной зоны определяются только совокупностью компонентов среды этой активной зоны безотносительно к её размерам и называют коэффициентом размножения в бесконечной среде:

$$\text{Формула четырех сомножителей: } k_{\infty} = \eta \varepsilon \phi \theta$$

Величина эффективного коэффициента размножения реактора с определённым составом активной зоны конечных размеров есть произведение коэффициента размножения в бесконечной среде этого состава на величины вероятностей избежания утечки замедляющихся и тепловых нейтронов для этой конечной активной зоны:

$$k_{\text{эф}} = k_{\infty} p_3 p_T$$

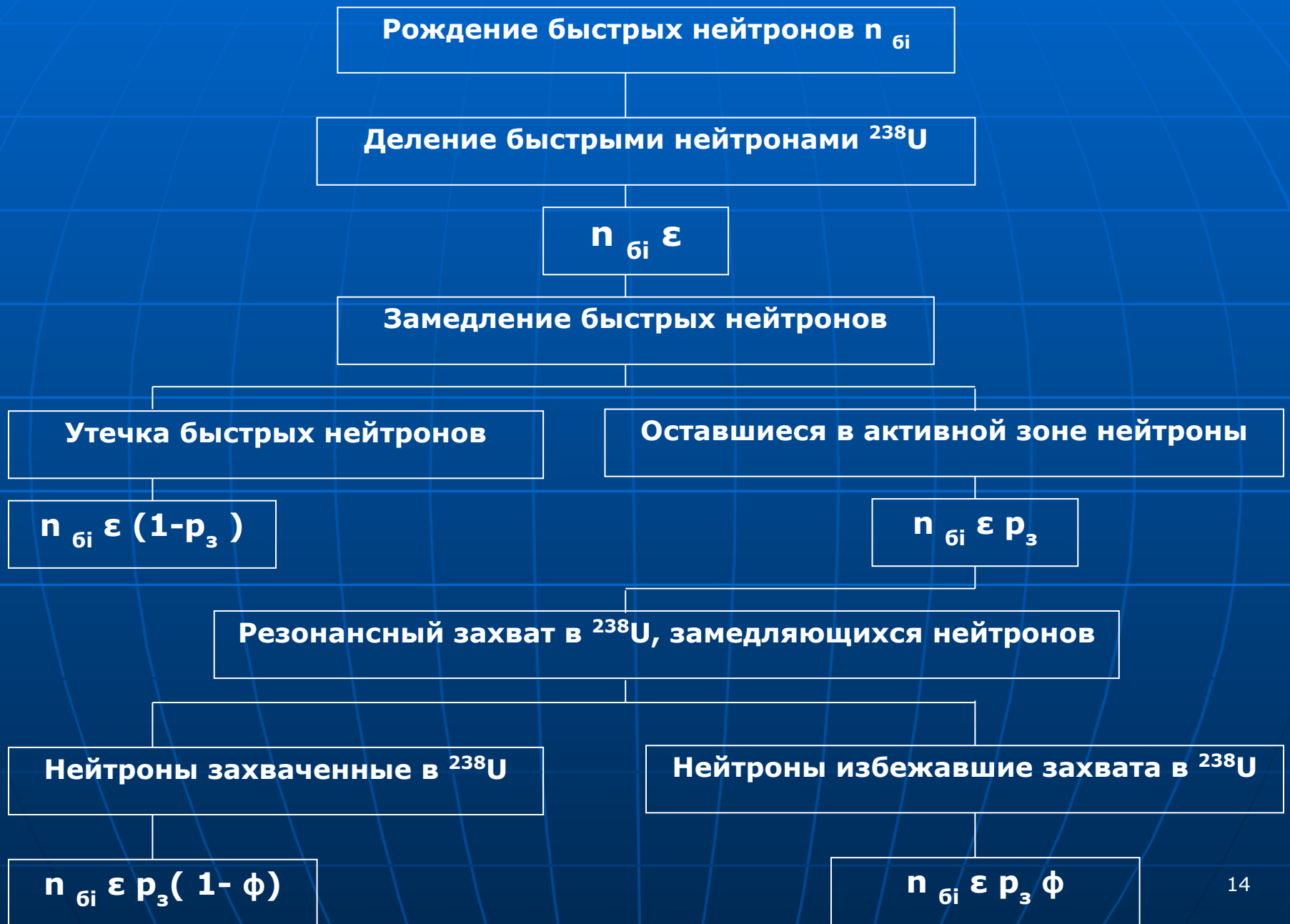
Значения  $\phi$  и  $\theta$  всегда меньше единицы, а значения  $\varepsilon$  и  $\eta$  - больше единицы.

Для типичного энергетического реактора на тепловых нейтронах  $\eta=1,80$ ;  $\varepsilon=1,03$ ;  $\phi=0,71$ ;  $\theta=0,79$ ;  $\rho_3=0,97$ ;  $\rho_T=0,99$ ;

$$\text{тогда } k^\infty = 1,8 \times 1,03 \times 0,71 \times 0,79 = 1,04$$
$$\text{и } k_{\text{эф}} = 1,04 \times 0,97 \times 0,99 = 1,00.$$

**Заключение:** для познания закономерностей размножения нейтронов в реакторе и понимания практических путей управления мощностью реактора необходимо более подробно исследовать каждую из частных характеристик процессов нейтронного цикла, выяснить, какими факторами определяются величины  $\rho_3$ ,  $\rho_T$ ,  $\eta$ ,  $\varepsilon$ ,  $\phi$  и  $\theta$ , и определить, какие из этих факторов пригодны для того, чтобы через их посредство осуществлять воздействие на процесс размножения нейтронов в реакторе.

# Нейтронный цикл в тепловом ядерном реакторе



# Нейтронный цикл в тепловом ядерном реакторе (продолжение)

Диффузия тепловых нейтронов в активной зоне

Утечка тепловых нейтронов из активной зоны

$$n_{bi} \epsilon p_3 \phi (1 - p_T)$$

Оставшиеся в активной зоне тепловые нейтроны

$$n_{bi} \epsilon p_3 \phi p_T$$

Поглощение тепловых нейтронов в тепловой области

В неделящихся материалах активной зоны

$$n_{bi} \epsilon p_3 \phi p_T (1 - \theta)$$

В ядерном топливе

$$n_{bi} \epsilon p_3 \phi p_T \theta$$

Деление и образование вторичных нейтронов

$$n_{bi} \epsilon p_3 \phi p_T \theta \eta$$