

УЧЕБНЫЙ ПЛАН ДИСЦИПЛИНЫ

Лекции	32	часов
Практические занятия	16	часов
Лабораторные работы	16	часов
Самостоятельная работа	152	часа
Форма отчетности	Экзамен	

КИНЕТИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Лавриненко Сергей Викторович,
Доцент НОЦ И.Н. Бутакова ИШЭ ТПУ

ИСТОЧНИКИ

□ Литература

1. Мерзликин Г.Я. Основы теории ядерных реакторов. Курс для эксплуатационного персонала АЭС. – Севастополь: СИЯЭиП, 2001.
2. Основы теории и методы расчёта ядерных энергетических реакторов: Учеб. пособие для вузов / Г.Г. Бартоломей, Г.А. Бать, В.Д. Байбаков, М.С. Алхутов. - 2-е изд., перераб. и доп. - М.: Энергоатомиздат, 1989. - 512 с., ил.
3. Дементьев Б.А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов. - М.: ЭАИ, 1986. - с. 272.
4. Саркисов А.А., Пучков В.Н. Физические основы эксплуатации ядерных паропроизводящих установок. - М.: Энергоатомиздат, 1989. - 504 с., ил.
5. Владимиров В.И. Физика ядерных реакторов: Практические задачи по их эксплуатации. Изд. 5-е изд. перераб. и доп. – М.: Книжный дом «ЛИБРОКОМ», 2009. - 480 с.

Журналы

«Атомная энергия», «Атомная техника за рубежом», «Теплоэнергетика», «Известия вузов «Ядерная энергетика» и др.



Чикагская поленница-1
Chicago Pile-1, CP-1



**Основы кинетики подкритического
реактора при его пуске**

**Кинетика реактора с учетом
запаздывающих нейтронов**

Элементарная кинетика ЯР

**Повышение
запаса
реактивности**

**КИНЕТИКА
ЯДЕРНОГО
РЕАКТОРА**

**Снижение
запаса
реактивности**

Воспроизводство ЯТ

Выгорание ЯТ

Выгорание ВП

Шлакование

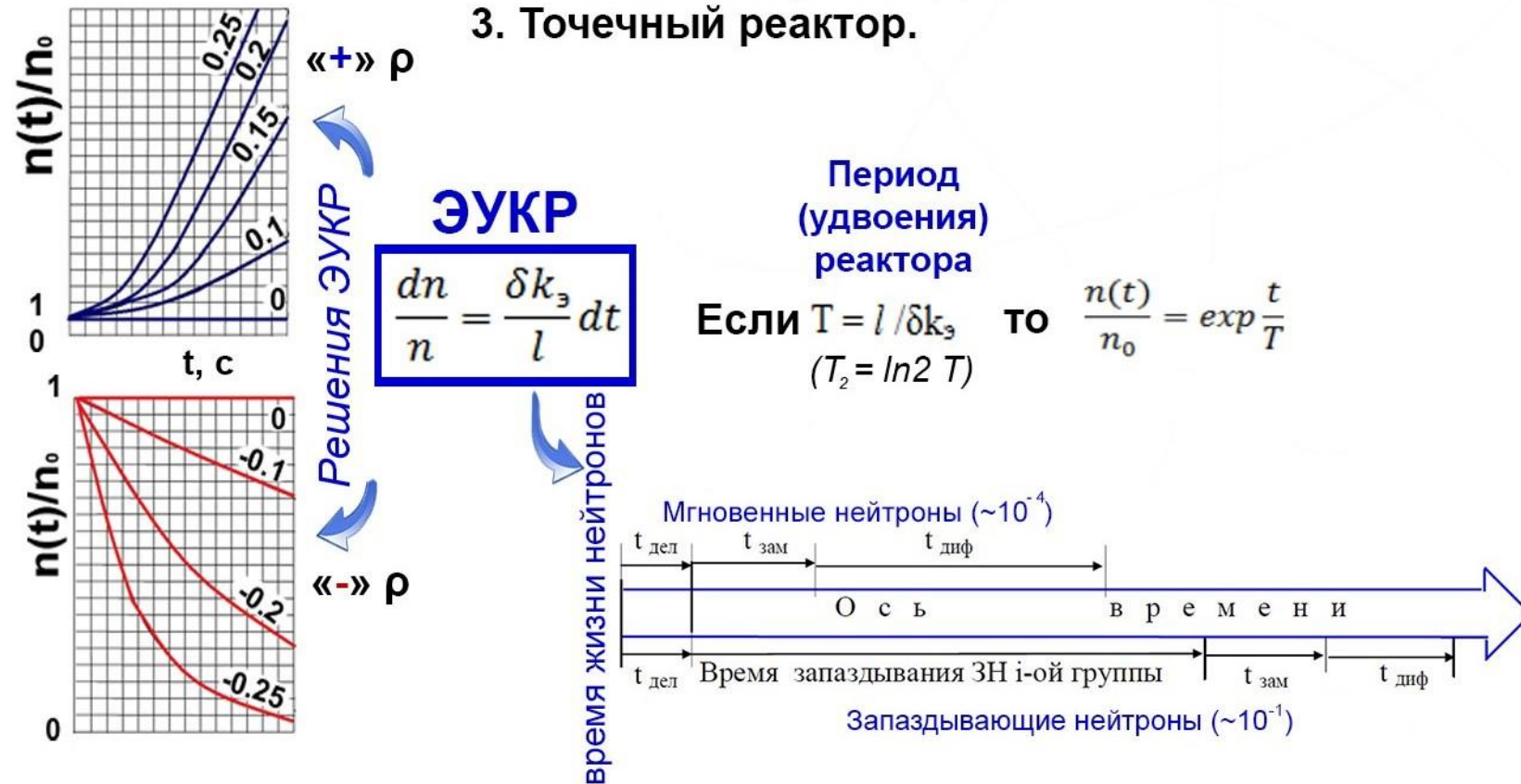
Отравление

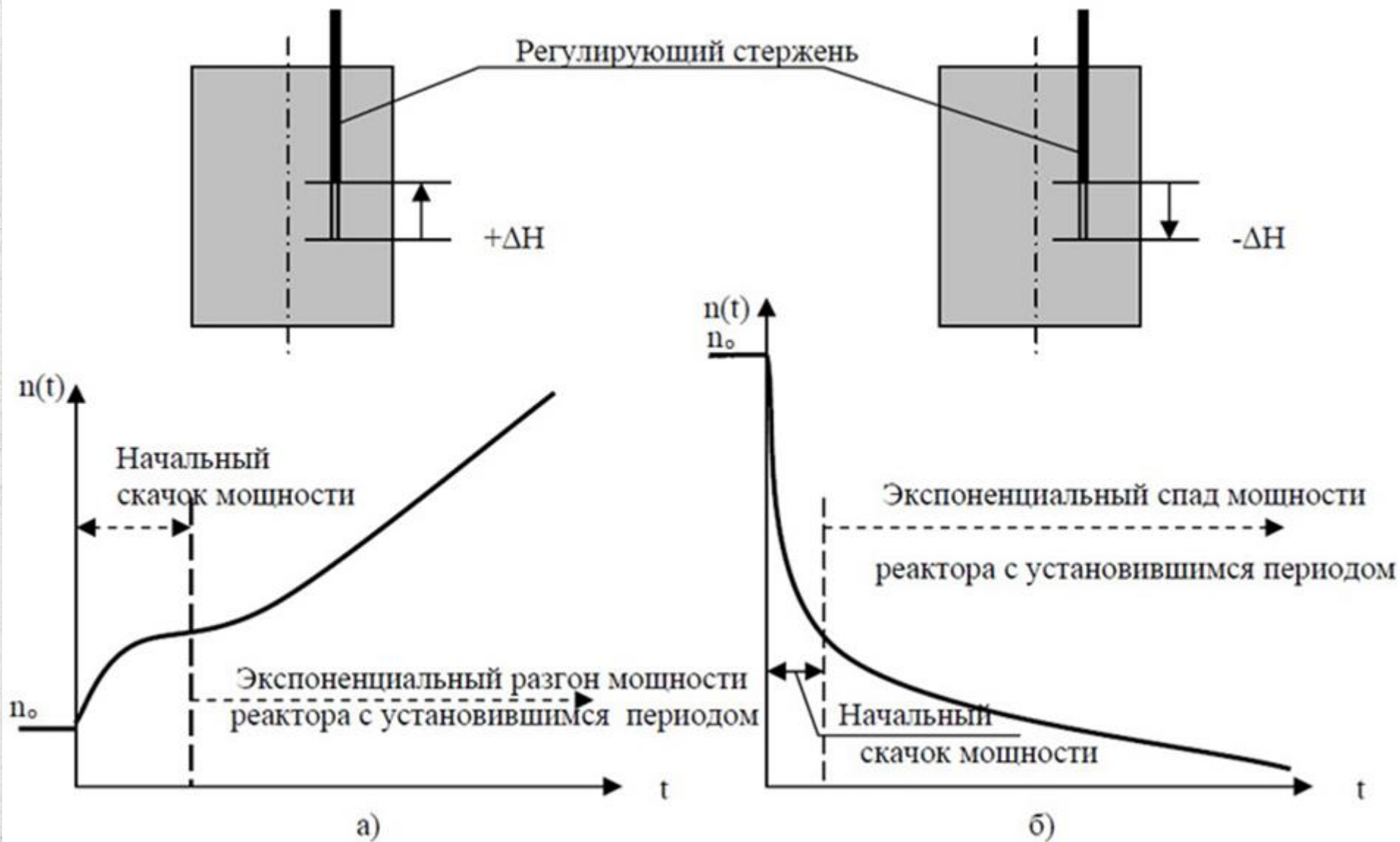
ТЕМА 1: ЭЛЕМЕНТАРНАЯ КИНЕТИКА ТЕПЛОВОГО РЕАКТОРА

ЭЛЕМЕНТАРНАЯ КИНЕТИКА ТЕПЛООВОГО РЕАКТОРА

Основные допущения

1. ρ - мгновенным скачком;
2. "Холодный" реактор;
3. Точечный реактор.





Основные допущения

1. Скачкообразное изменение реактивности
2. Холодный реактор
3. Точечный реактор

Элементарное уравнение кинетики реактора

Увеличение числа нейтронов за время одного цикла:

$$\delta k_{\text{э}} = k_{\text{э}} - 1$$

$$\rho = \delta k_{\text{э}} / k_{\text{э}}$$

За время $= l$:

$$k_{\text{э}} n - n = n (k_{\text{э}} - 1) = n \delta k_{\text{э}}$$

Скорость изменения плотности тепловых нейтронов во времени за среднее время жизни поколения нейтронов l :

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\delta k_{\text{э}}}{l} \cdot n(t)$$

(1.1)

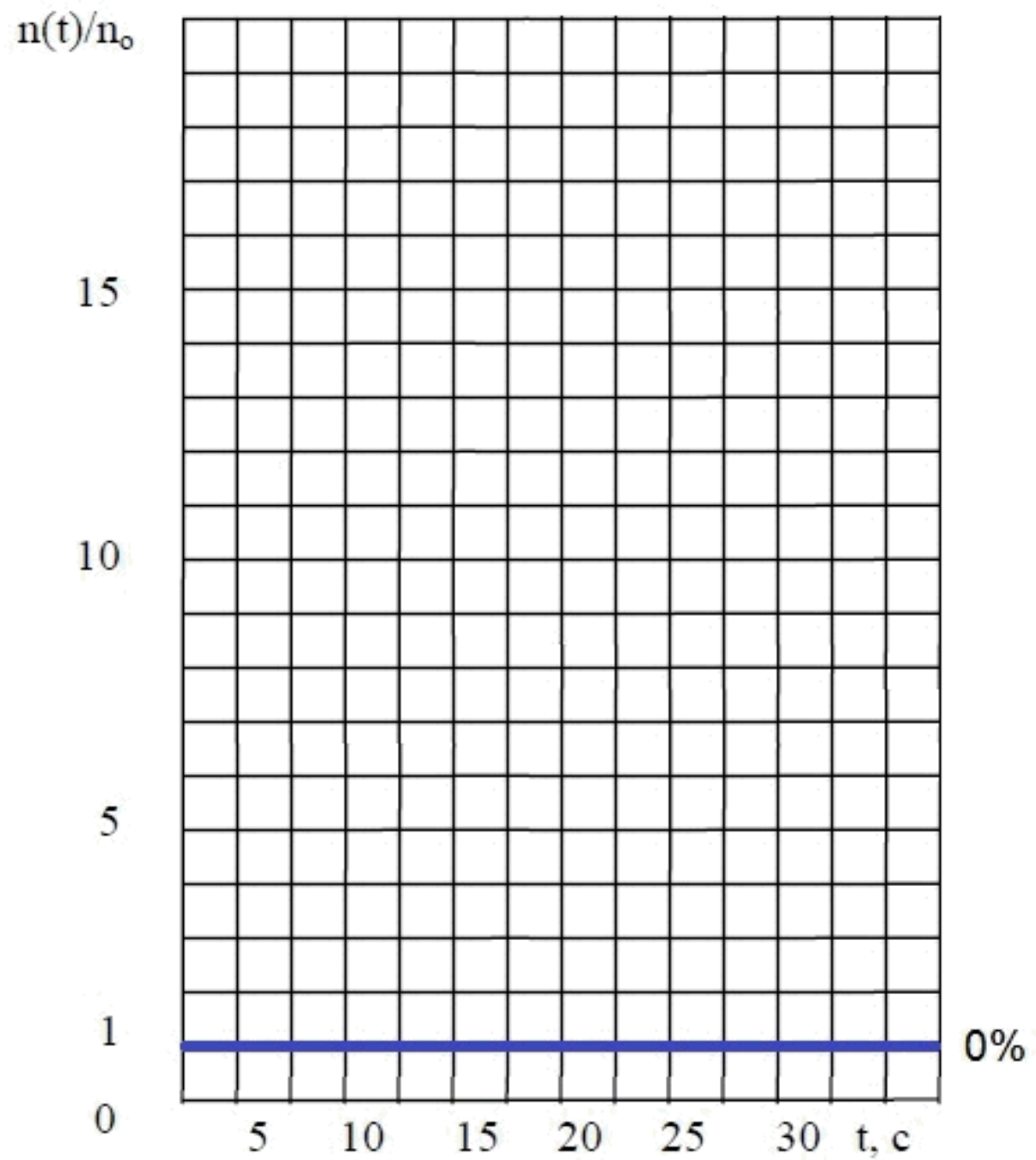
Элементарное уравнение кинетики реактора (ЭУКР) - дифференциальное уравнение с разделяющимися переменными:

$$\frac{dn}{n} = \frac{\delta k_{\text{э}}}{l} \cdot dt$$

При начальных условиях: $t = 0$ $n(0) = n_0$ - его решение является **законом нейтронной плотности**:

$$n(t) = n_0 \cdot \exp\left(\frac{\delta k_{\text{э}}}{l} t\right) \tag{1.2}$$

$$\Phi(t) = \Phi_0 \cdot \exp\left(\frac{\delta k_{\text{э}}}{l} t\right)$$



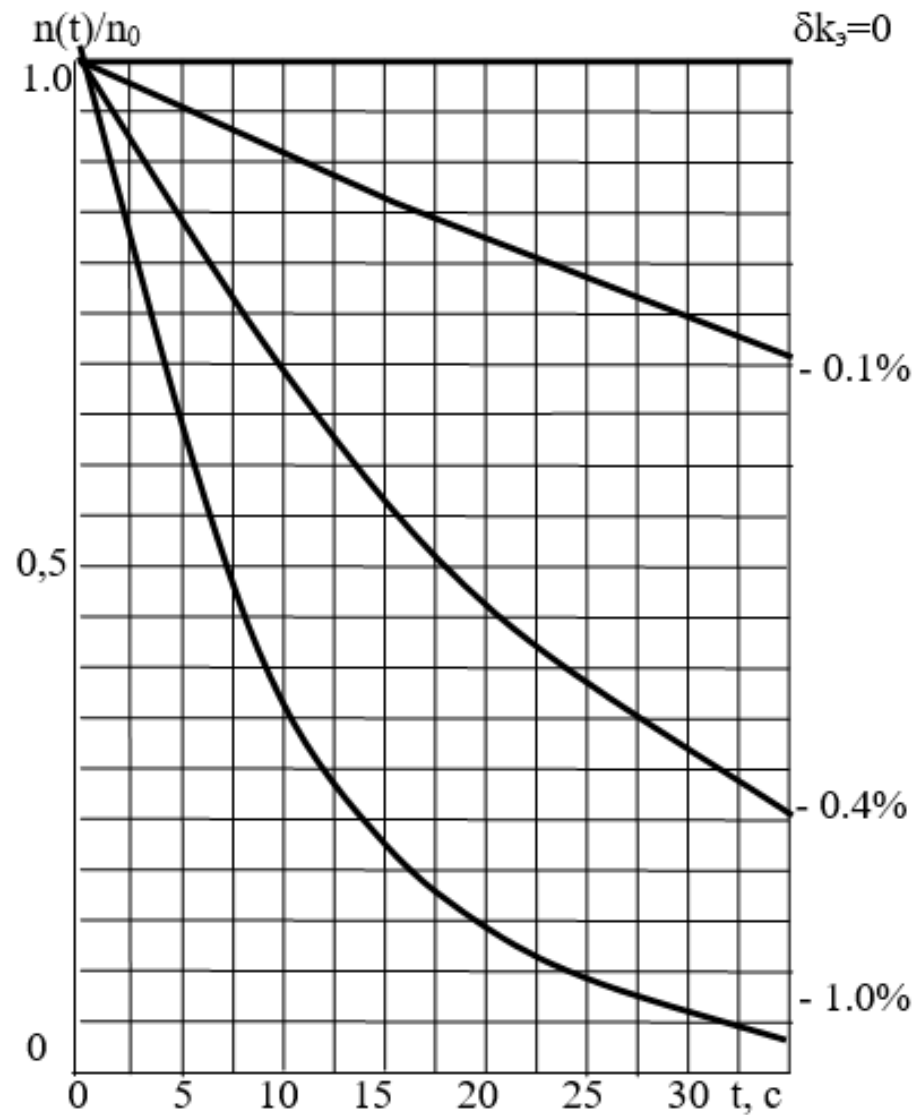
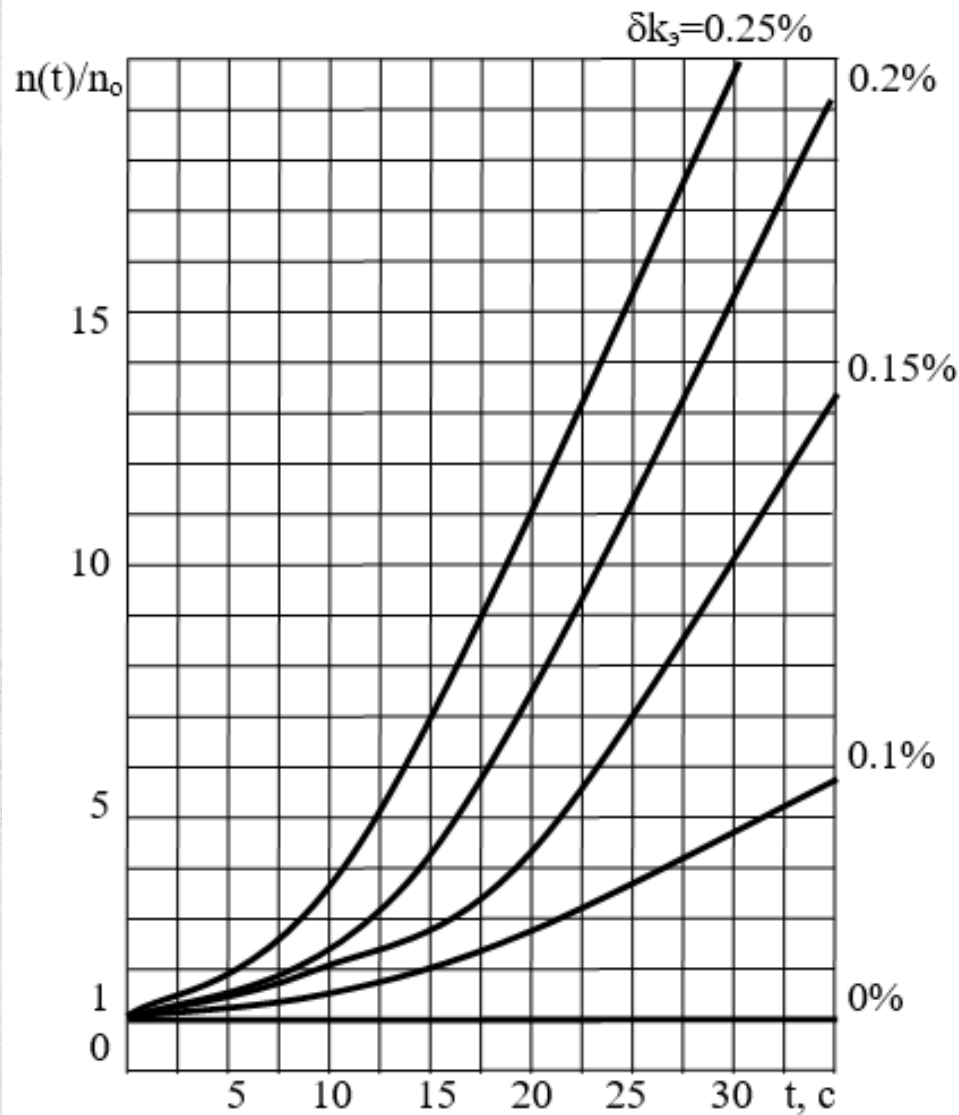
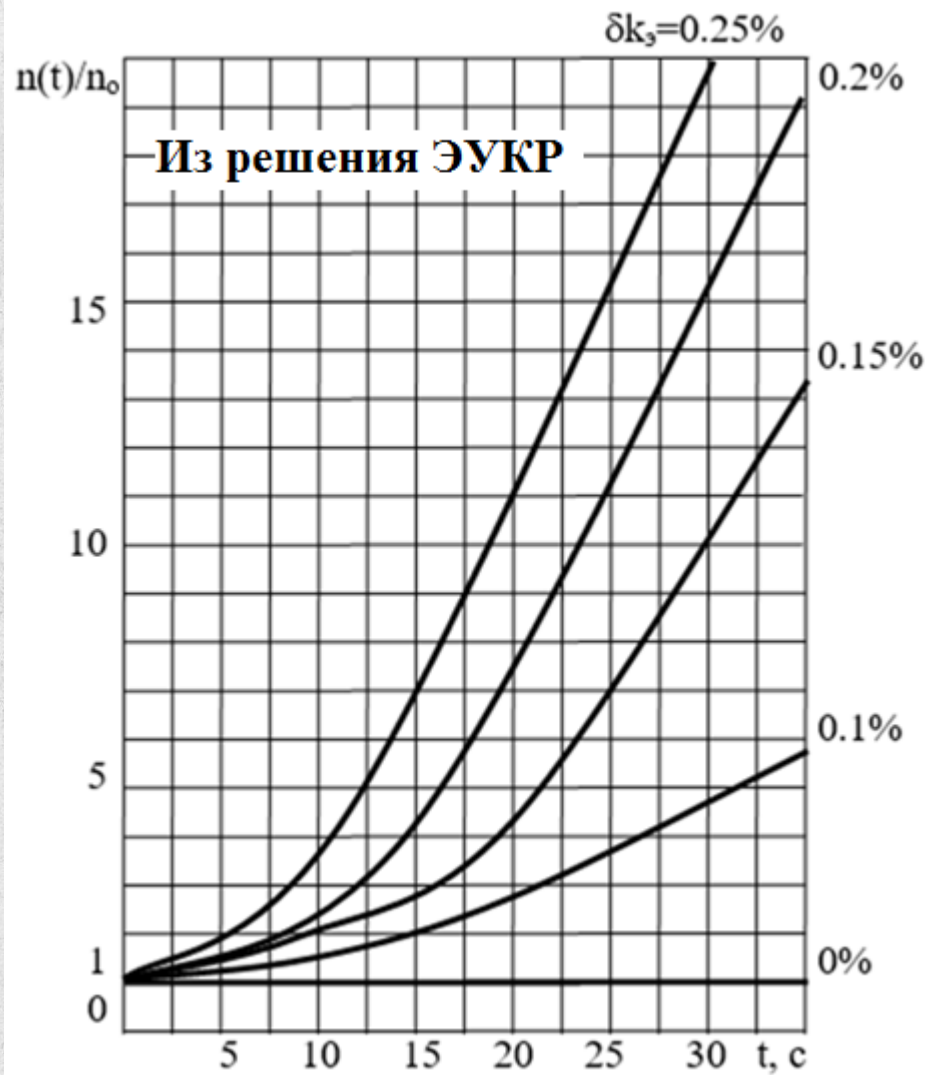


Рис. 1.1 Переходные процессы $n(t)$, вытекающие из решения ЭУКР при сообщении первоначально критическому реактору реактивности различной величины и знака.

- ❑ *Экспоненциальный* характер;
- ❑ Крутизна и характер экспоненты, определяются реактивностью;
- ❑ Интенсивность протекания переходных процессов $n(t)$ зависит также и от l .



Роль запаздывающих нейтронов и их характеристики

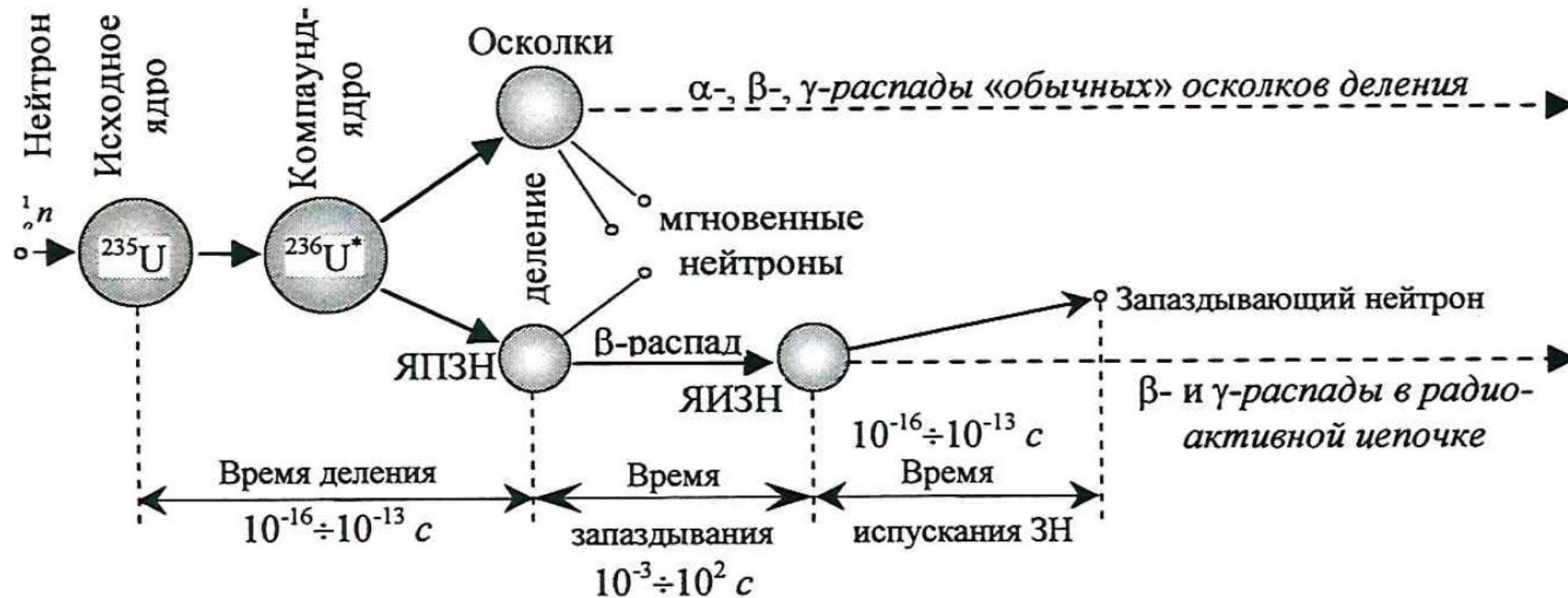


Рис.1.2 Схема генерации мгновенных и запаздывающих нейтронов в делениях ядер ^{235}U .

Среднее время жизни мгновенных нейтронов деления:

$$l = t_{\text{дел}} + t_{\text{зам}} + t_{\text{диф}} \quad (1.3)$$

$$t_{\text{дел}} = 10^{-13} \text{ с}, t_{\text{зам}} = 10^{-5} \text{ с}, t_{\text{диф}} = 10^{-4} \text{ с}$$

Встречаются около 60 типов осколков деления. Они появляются в свободном состоянии значительно позже мгновенных нейтронов и названы **запаздывающими** нейтронами.

Характеризуется своей величиной удельного выхода (γ_j) и постоянной β -распада (λ_j).

Характеристики тринадцати родоначальников запаздывающих нейтронов и шести групп их с усреднёнными свойствами

Номер группы	Родоначальник	Период полураспада	Средний удельный выход группы	Средний период полураспада группы	Абсолютная доля выхода группы
1	^{87}Br	54 с	0.00052	55.72 с	0.00021
	^{142}Cs	66 с			
2	^{137}I	24.2 с	0.00346	22.72 с	0.00140
	^{93}Br	15.5 с			
	^{136}Te	20.0 с			
3	^{138}I	5.9 с	0.00310	6.22 с	0.00126
	^{89}Br	3.9 с			
4	^{139}I	2.7 с	0.00624	2.30 с	0.00253
	^{94}Kr	1.4 с			
	^{144}Cs	1.9 с			
5	^{140}I	0.5 с	0.00182	0.50 с	0.00074
6	^{95}Br	0.16 с	0.00066	0.18 с	0.00027
	^{145}Cs	0.19 с			

Запаздывающие нейтроны шести усреднённых групп отличаются друг от друга по нескольким параметрам:

1. Доля выхода группы среди всех генерируемых нейтронов – β_i ;
2. Величина начальной кинетической энергии E_i запаздывающих нейтронов.
3. Изменчивость величины β_i в процессе кампании активной зоны.
4. Время запаздывания (t_{zi}).

Величина доли выхода запаздывающих нейтронов i -ой группы:

$$\beta_i = \frac{\gamma_i \cdot P_{\beta i}}{\nu_5} \quad (1.4)$$

где, γ_i - удельный выход осколка-предшественника i -го типа;

$P_{\beta i}$ - вероятность того, что осколок-родоначальник первым актом своей радиоактивной трансформации будет иметь β -распад;

ν_5 - число нейтронов деления рождающихся в одном акте деления ядра ^{235}U под действием теплового нейтрона ($\nu_5 = 2,416$).

Суммарная доля выхода запаздывающих нейтронов всех 6 групп:

$$\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i = \beta_1 + \beta_2 + \beta_3 + \beta_4 + \beta_5 + \beta_6 \quad (1.5)$$

Суммарная доля выхода запаздывающих нейтронов всех 6 групп является нейтронно-физической константой делящихся ядер

□ для ядер ^{235}U $\beta_5 = 0,0064$;

□ для ядер ^{239}Pu $\beta_9 = 0,0021$;

□ для ядер ^{233}U $\beta_3 = 0,0026$.

β - это среднее число запаздывающих нейтронов, приходящееся на один получаемый нейтрон деления в критическом реакторе бесконечных размеров

Величина начальной кинетической энергии E_i запаздывающих нейтронов

Величины начальных кинетических энергий, с которыми рождаются запаздывающие нейтроны любой из групп, лежат в пределах от 0.25 до 0.63 МэВ

$$\bar{E}_{зн} = \frac{1}{\beta} \sum_{i=1}^6 E_i \cdot \beta_i \approx 0.49 \text{ МэВ}$$

Ценность запаздывающих нейтронов

Вероятность избегания утечки в процессе замедления у запаздывающих нейтронов в реакторе конечных размеров выше, чем вероятность избегания утечки при замедлении у мгновенных нейтронов!

Ценность запаздывающих нейтронов в данном реакторе.

$$\chi = \beta_9 / \beta$$

$$\chi = 1 + 20B^2$$

Величина геометрического параметра B подставляется в см⁻²

Конкретные цифры для различных реакторов:

❑ учебно-исследовательский реактор ИР-100

$$(D_{a3} = 500 \text{ мм}, H_{a3} = 600 \text{ мм}) \chi = 1,25;$$

❑ транспортный реактор ОК-350

$$(D_{a3} = 1126 \text{ мм}, H_{a3} = 1000 \text{ мм}) \chi = 1,08;$$

❑ реактор ВВЭР-1000

$$(D_{a3} = 3120 \text{ мм}, H_{a3} = 3550 \text{ мм}) \chi = 1,008;$$

❑ реактор РБМК-1000

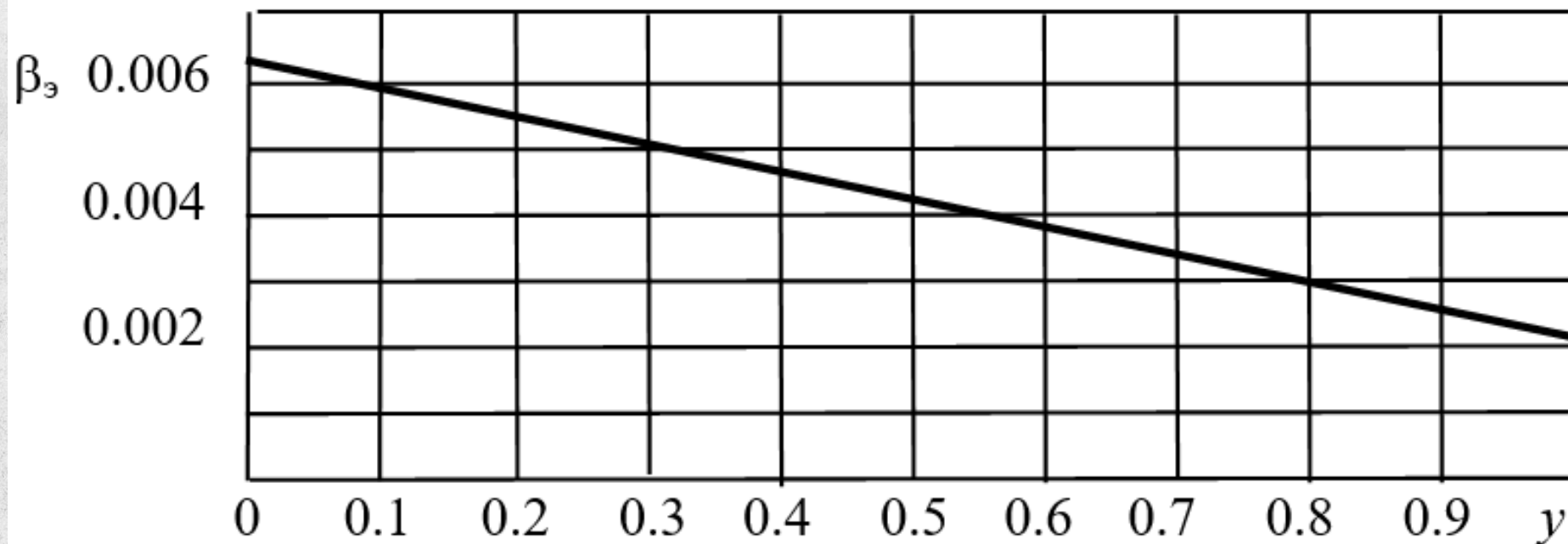
$$(D_{a3} = 11800 \text{ мм}, H_{a3} = 7000 \text{ мм}) \chi = 1,0005.$$

Изменчивость величины $\beta_{\text{э}}$ в процессе кампании а.з.

Находится как средневзвешенное значение эффективных долей выхода запаздывающих нейтронов для урана и плутония:

$$\beta_{\text{э}} = (1 - y) \beta_{\text{э}5} + y \beta_{\text{э}9} = \chi [0.0064(1 - y) + 0.0021 y]$$

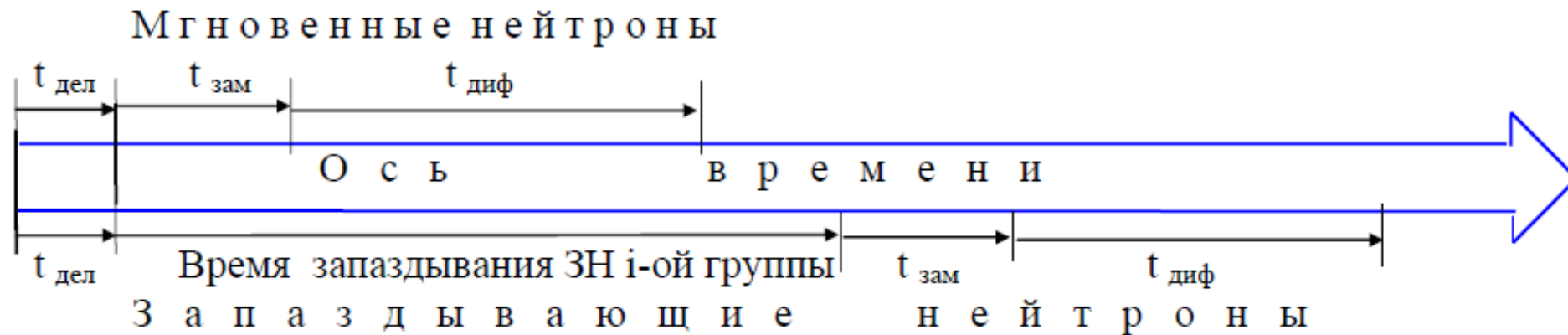
где, $y = N_9 / (N_5 + N_9)$ - доля ядер плутония-239 от суммарного количества ядер урана-235 и плутония-239 в топливе



Уменьшение величины эффективной доли выхода запаздывающих нейтронов в активной зоне большого энергетического реактора в зависимости от величины доли ядер ^{235}U в уран-плутониевой смеси (γ).

Среднее время жизни поколения всех нейтронов в реакторе

Последовательность протекания во времени физических процессов с мгновенными и запаздывающими нейтронами любой (i -ой) группы в тепловом реакторе



Следовательно, время жизни запаздывающих нейтронов любой группы

$$l_{zi} \cong l + t_{zi}$$

Величина среднего времени жизни поколения всех нейтронов (мгновенных и запаздывающих шести групп) принимается как средневзвешенная величина

$$\bar{l} = l(1 - \beta_{\text{э}}) + \sum_{i=1}^6 (l + t_{3i}) \cdot \beta_{\text{э}i}$$

$$\bar{l} = l + \sum_{i=1}^6 \beta_{\text{э}i} \cdot t_{3i} = l + \beta_{\text{э}1} t_{31} + \beta_{\text{э}2} t_{32} + \dots + \beta_{\text{э}6} t_{36}$$

учитывая, что $t_{3i} = 1 / \lambda_i$ получаем:

$$\bar{l} = l + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_{\text{э}i}}{\lambda_i}$$

Подстановка известных значений физических констант распада предшественников ($\beta_{\alpha i}$ и λ_i) всех шести групп и ранее указанное время жизни мгновенных нейтронов в результате даёт величину среднего времени жизни поколения тепловых нейтронов в реакторе порядка $l \cong 10^{-1}$, то есть $\sim 0,1$ с.

Наличие в активной зоне реактора небольшого (менее 0.7 %) количества запаздывающих нейтронов увеличивает величину среднего времени жизни поколения нейтронов в реакторе по крайней мере на три порядка величины, благодаря чему управление реактором становится не только принципиально возможным, но и сравнительно простым и безопасным.

Период реактора, период удвоения мощности и их взаимосвязь

Величина $l / \delta k_{\infty} = T$, обратная величине показателя экспоненциала в решении элементарного уравнения кинетики реактора

$$n(t) = n_0 \exp(\delta k_{\infty} t / l),$$

*называется **периодом реактора** при заданной величине реактивности.*

Решение элементарного уравнения кинетики реактора с учётом принятого обозначения периода имеет вид:

$$\frac{n(t)}{n_0} = \exp \frac{t}{T},$$

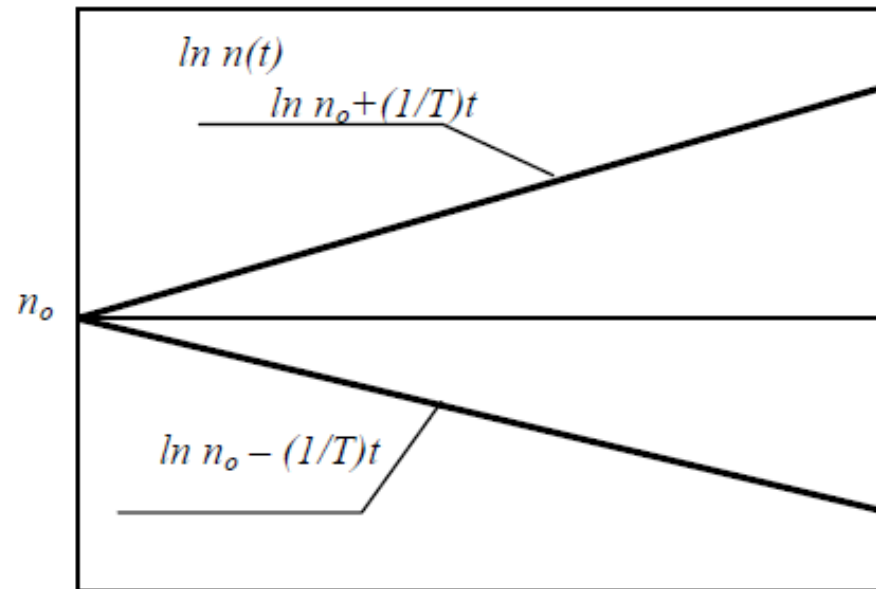
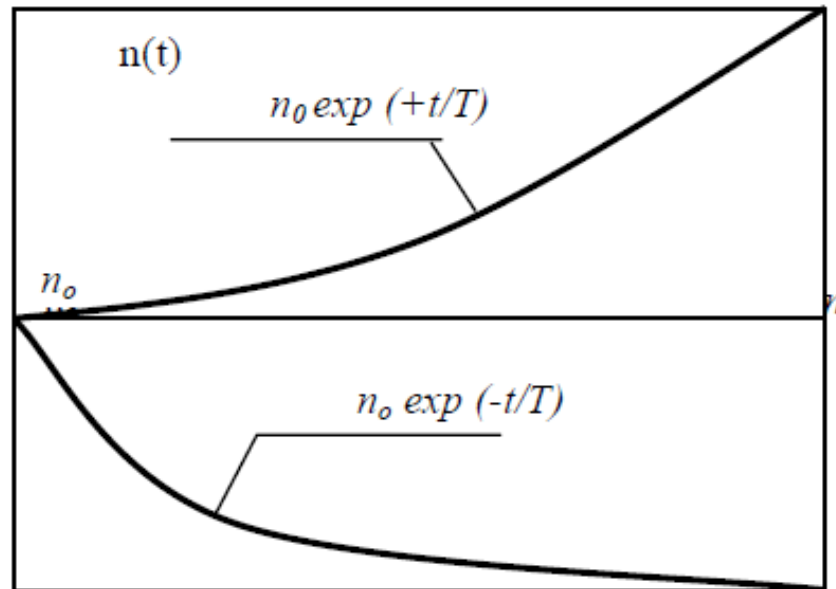
За время $t = T$ величина плотности нейтронов в реакторе изменяется в $e=2,718281\dots$ раз (при определённой постоянной величине сообщённой реактору реактивности, или при постоянной величине избыточного коэффициента размножения $\delta k_{\text{э}}$).

Период реактора позволяет оценивать интенсивность изменения плотности нейтронов или мощность реактора, и при этом является легко воспринимаемой и легко измеряемой величиной.

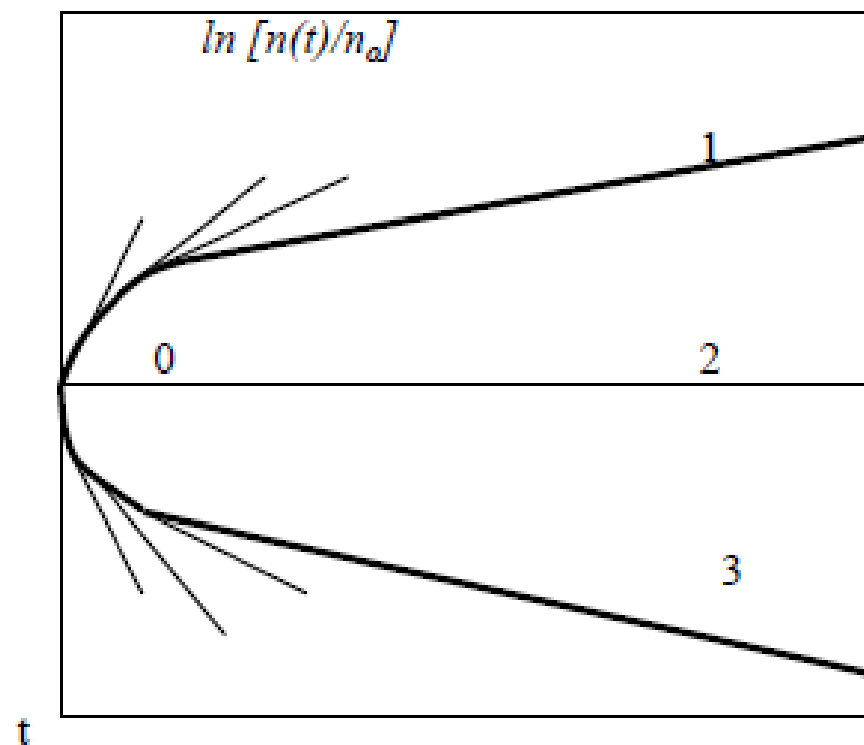
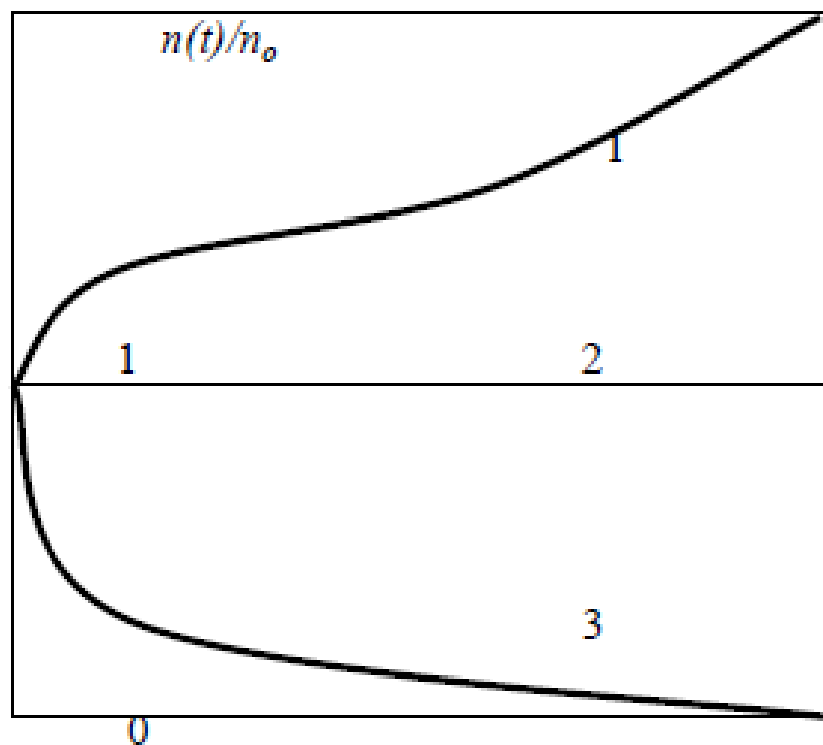
$$T \approx l / \rho$$

При относительно малых значениях реактивности величина периода обратно пропорциональна величине реактивности.

В переходных процессах $n(t)$, которые имеют чисто экспоненциальный вид, величина T при постоянной величине сообщённой критическому реактору реактивности - есть величина постоянная в течение всего времени переходного процесса $n(t)$



Если прологарифмировать по точкам график переходного процесса в реальном реакторе, то величина периода реактора будет *примерно постоянной только в развитой части переходного процесса, а на стадии начального скачка величина периода реактора - переменна.*



Операторы пользуются более практичной характеристикой, пропорциональной величине периода реактора T и называемой **периодом удвоения мощности реактора (T_2)**

$$T_2 = 0,693 T$$

или

$$T = 1,44 T_2$$

Если в выражение ЭУКР подставить $T=1/\delta k_{\text{э}}$, то получается

$$\frac{dn}{dt} = \frac{n(t)}{T},$$

откуда следует, что

$$T = \frac{n(t)}{\frac{dn}{dt}},$$

Мгновенное значение величины периода реактора есть отношение мгновенного значения нейтронной плотности к мгновенному значению производной плотности нейтронов в реакторе.

КРАТКИЕ ВЫВОДЫ

1. Кинетика реактора - раздел теории реакторов, изучающий и описывающий закономерности изменения во времени плотности нейтронов в реакторе при ненулевых реактивностях постоянной величины.
2. ЭУКР не даёт полного объяснения закономерного характера переходных процессов $n(t)$ в реальных реакторах при сообщении им реактивности.
3. Запаздывающие нейтроны получаются за счёт выхода при делении ядер топлива тринадцати основных типов потенциально нейтроноактивных осколков деления, называемых предшественниками запаздывающих нейтронов.

4. Роль запаздывающих нейтронов состоит в том, что относительно небольшое их количество в реакторе увеличивает значение среднего времени жизни поколения нейтронов как минимум на три порядка величины (от $\sim 10^{-4}$ до $\sim 10^{-1}$ с), благодаря чему и реализуется возможность безопасного управления реактором.
5. Характеристиками интенсивности развития экспоненциальных переходных процессов $n(t)$ в реакторах являются период реактора и период удвоения мощности.

Спасибо за внимание
