

Глобальная экология и глобальная безопасность

Лекция 9. Физические основы работы ядерных реакторов

(С) Аржанников А. В.

- 1. Понятие о цепной ядерной реакции и «жизненном» цикле нейтронов.**
- 2. Запаздывающие нейтроны.**
- 3. Реактивность ядерного реактора.**
- 4. Выгорание топлива в ядерном реакторе и отравление реактора ксеноном и самарием.**
- 5. Конструкция ядерного реактора.**

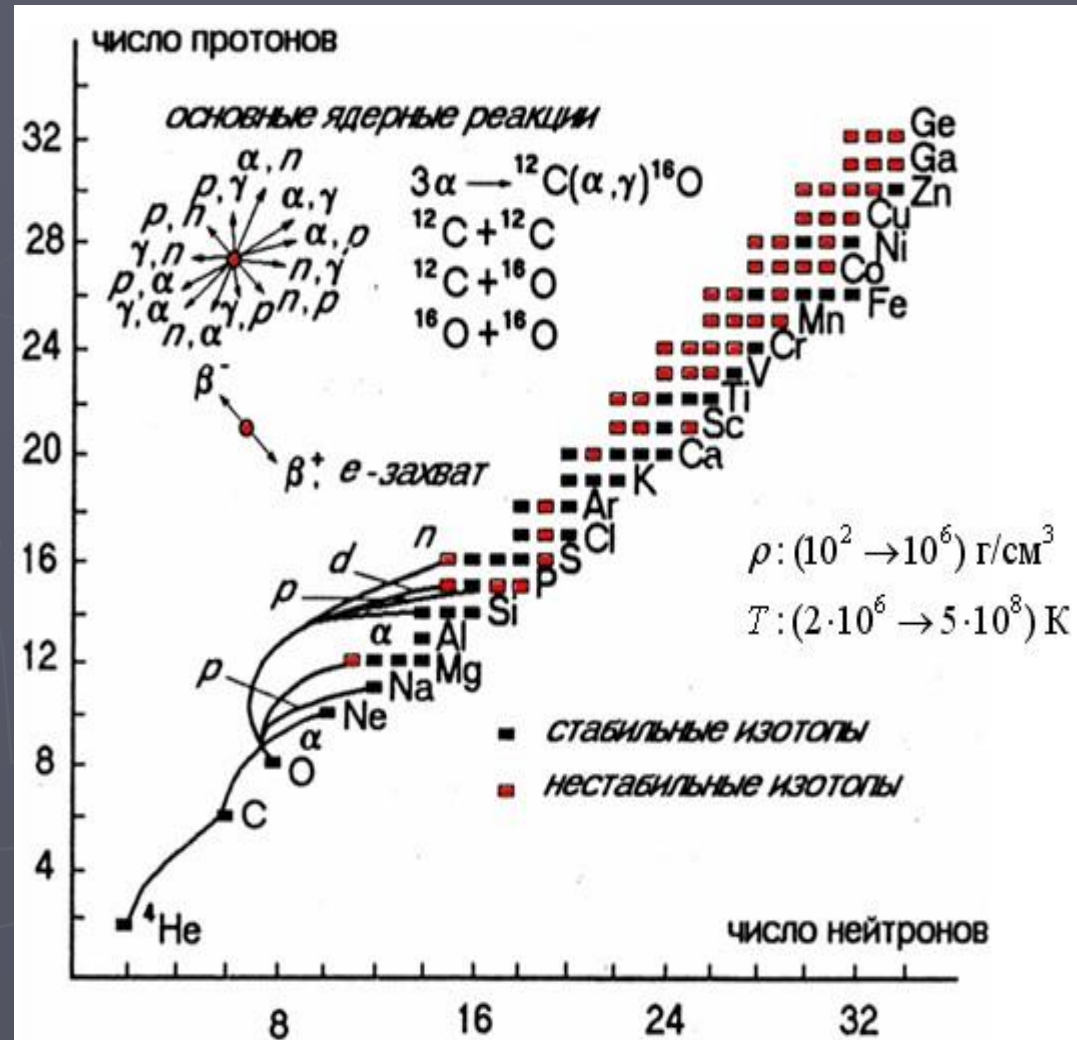
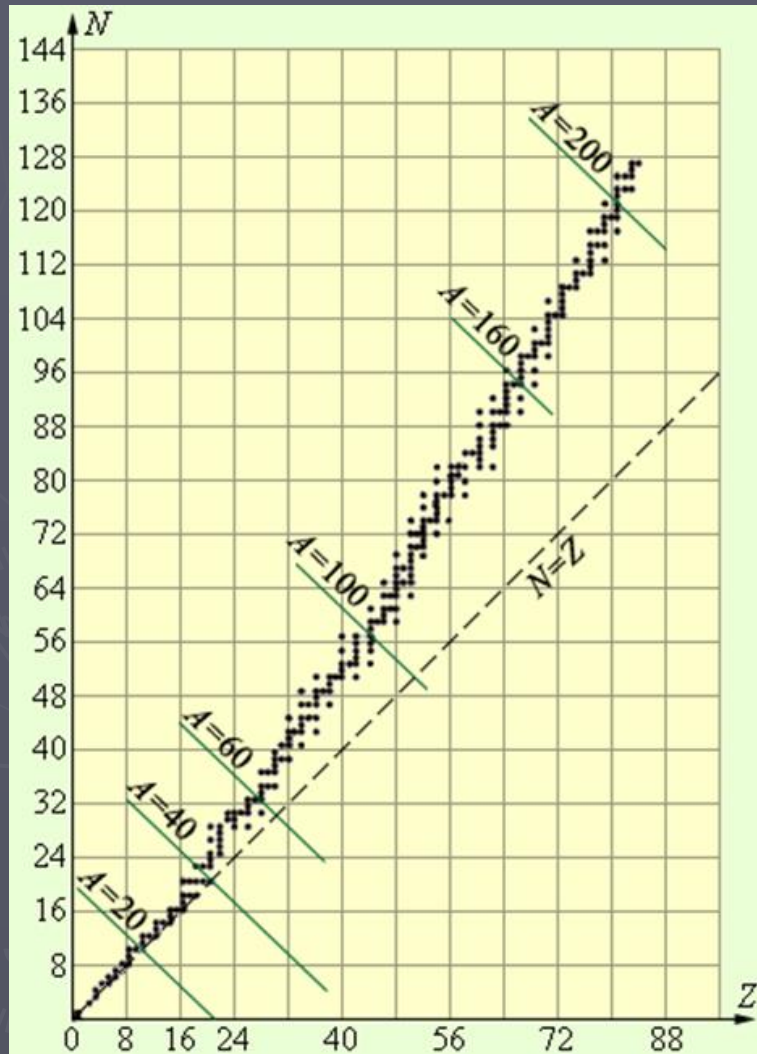
(темы рефератов)

- ▶ **Ядерные реакторы на быстрых нейтронах.**
- ▶ **Ториевый реактор.**
- ▶ **Механизмы управления ядерным реактором.**
- ▶ **Дожигание минорных отходов от ядерных реакторов**
- ▶ **Гибридные термоядерно-ядерные реакторы**

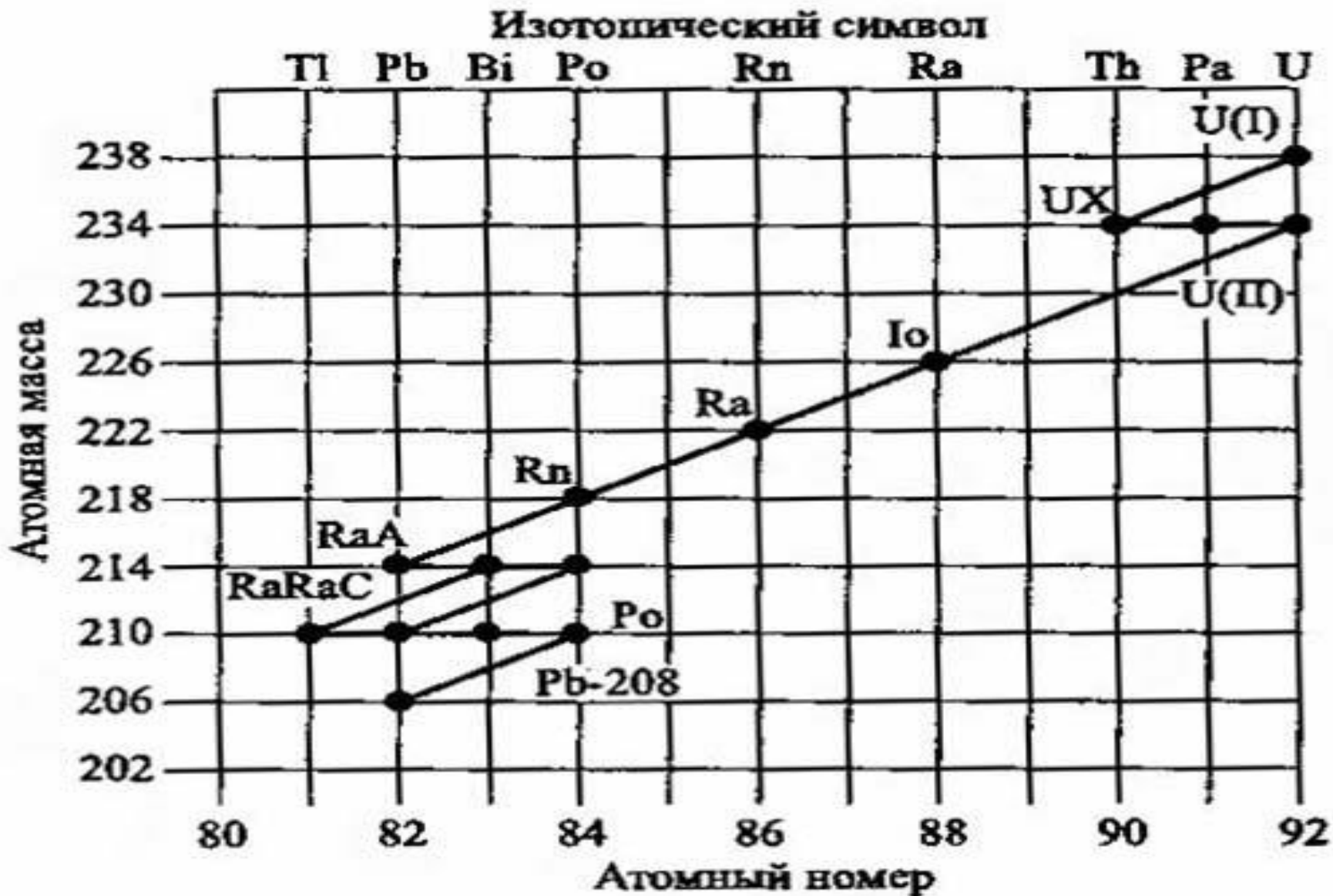
Радиационные распады, протекающие на Земле

Материнский элемент	Процесс распада	Период полураспада, $\times 10^9$ лет	Конечный стабильный изотоп
^{40}K Калий	К-захват	1,3	^{40}Ar
^{87}Rb Рубидий	β -распад	47	^{87}Sr
^{232}Th Торий	Цепочка α - и β -распадов	14,1	^{208}Pb
^{235}U Уран		0,7	^{207}Pb
^{238}U Уран		4,5	^{206}Pb

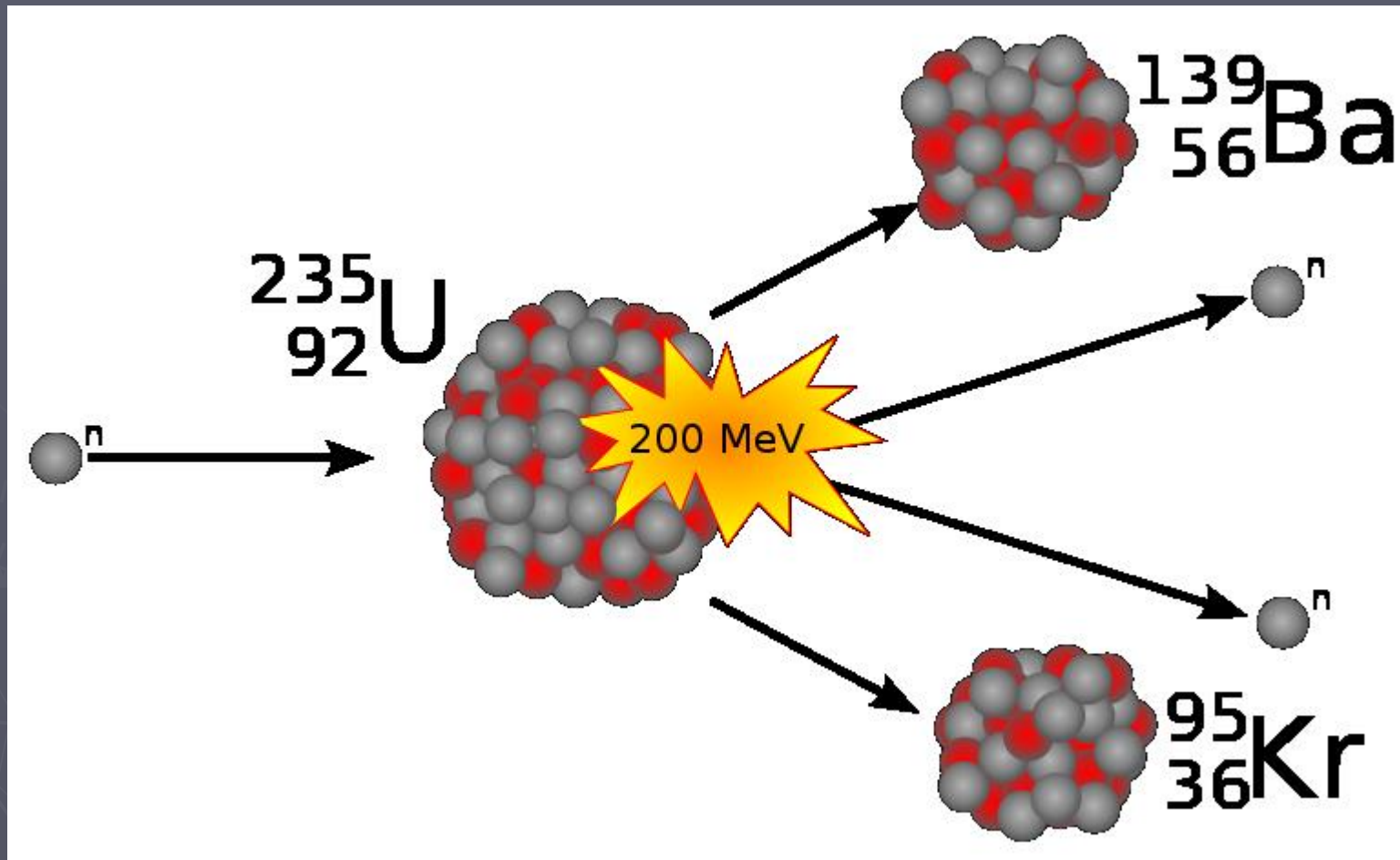
Цепочка устойчивых изотопов



Цепочка распада U-238



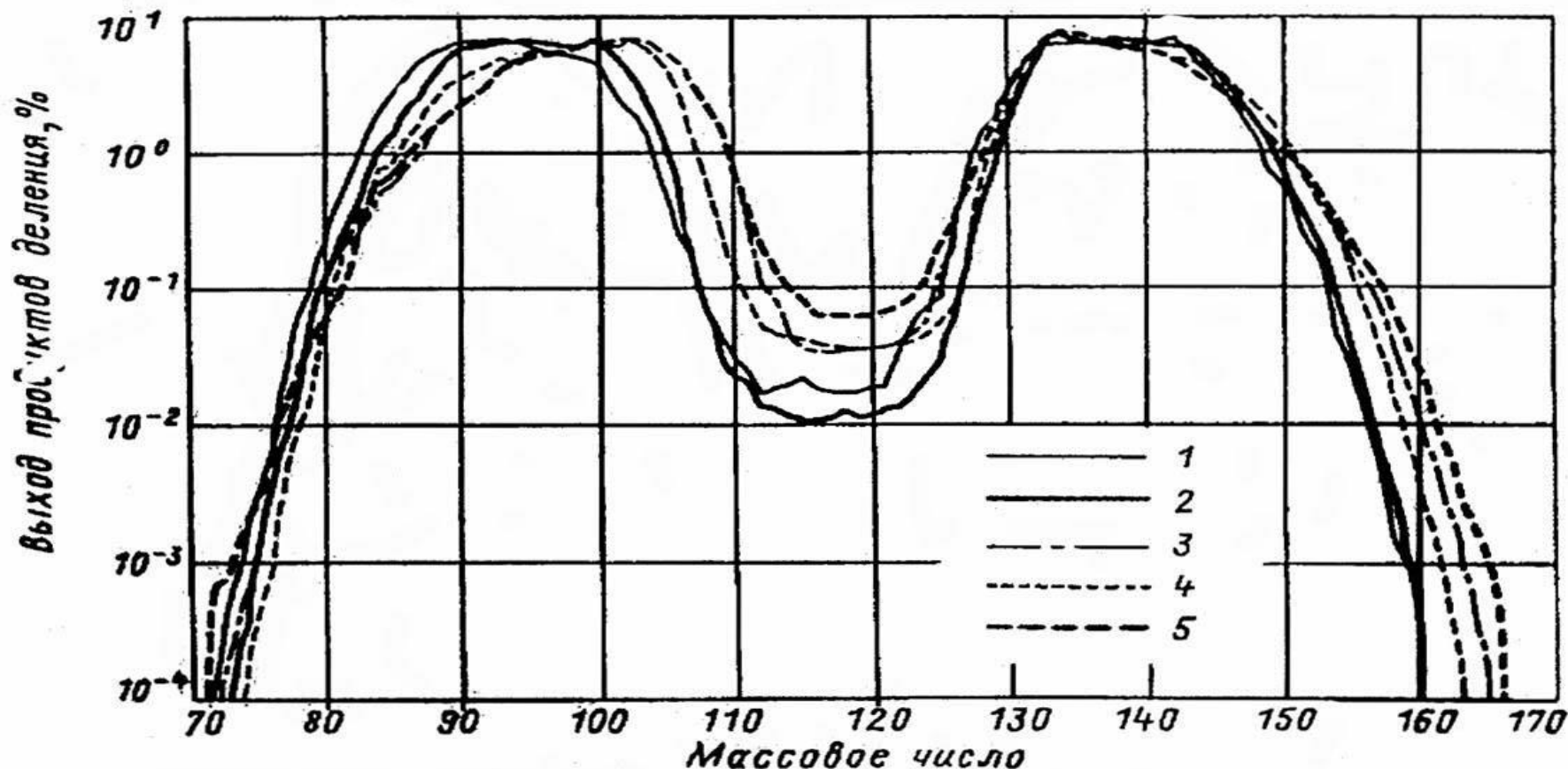
Ядерные реакции деления, вызванные захватом нейтрона



Ядерные реакции деления, вызванные захватом нейтрона

$^{238}_{92}\text{U}$ (n, γ) $^{239}_{92}\text{U}$ (β^- 23.5 мин) $^{239}_{93}\text{Np}$ (β^- 2.35 сут) $^{239}_{94}\text{Pu}$;
 $^{232}_{90}\text{Th}$ (n, γ) $^{233}_{90}\text{Th}$ (β^- 22.1 мин) $^{233}_{91}\text{Pa}$ (β^- 27.0 сут) $^{233}_{92}\text{U}$;

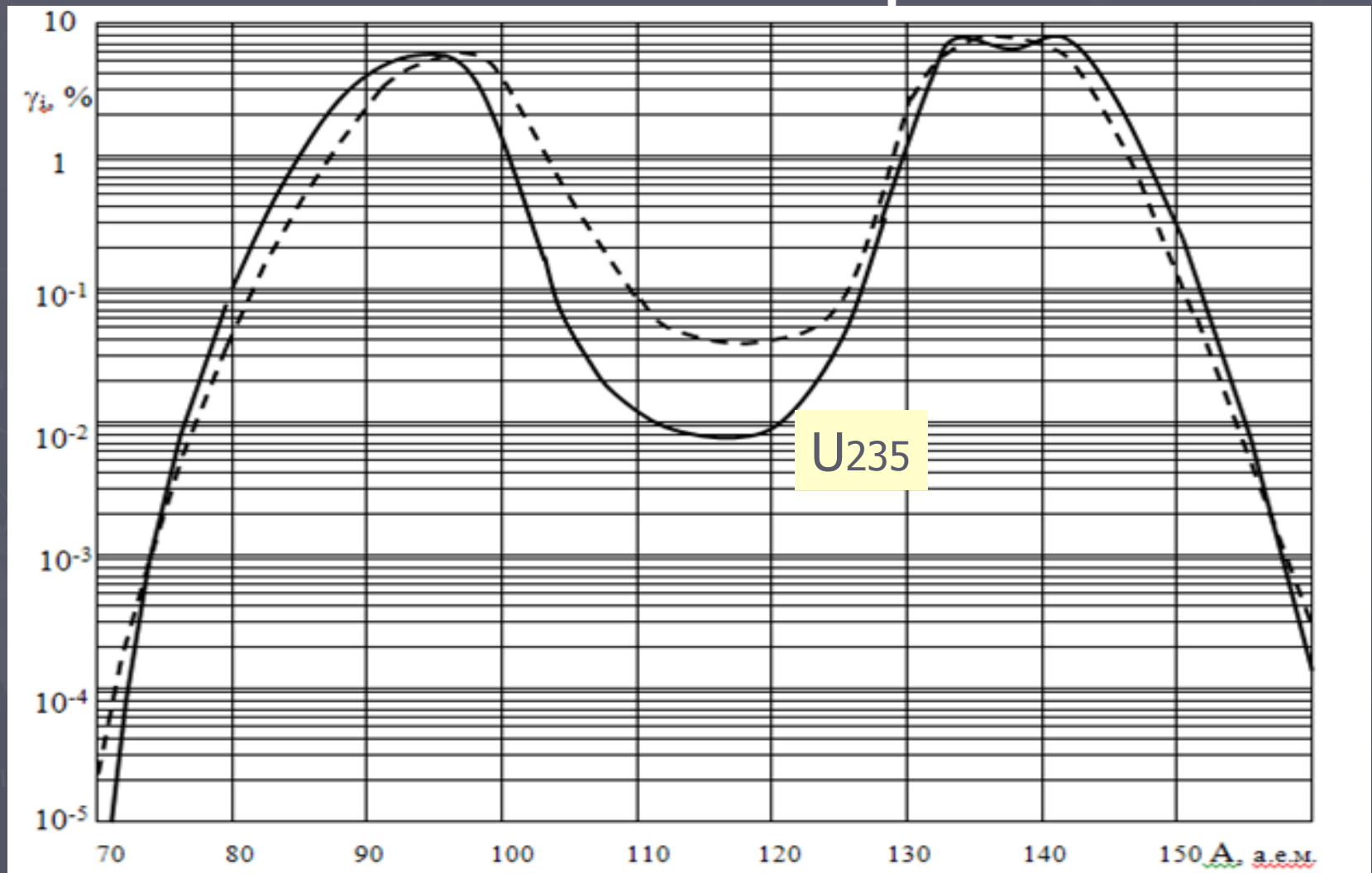
1.4. Деление ядер



Выход продуктов деления при реакции на тепловых (т) и быстрых (б) нейтронах с энергией $E \geq 1,2$ МэВ (КфК):

1 — ^{233}U (т); 2 — ^{235}U (т); 3 — ^{239}Pu (т); 4 — ^{238}U (б); 5 — ^{239}Pu (б)

Распределение ядер по массам при делении урана, вызванном захватом нейтрона



Реакция деления, вызванная захватом нейтрона

Механизм деления ядра.

Вынужденное деление на основе капельной модели ядра:

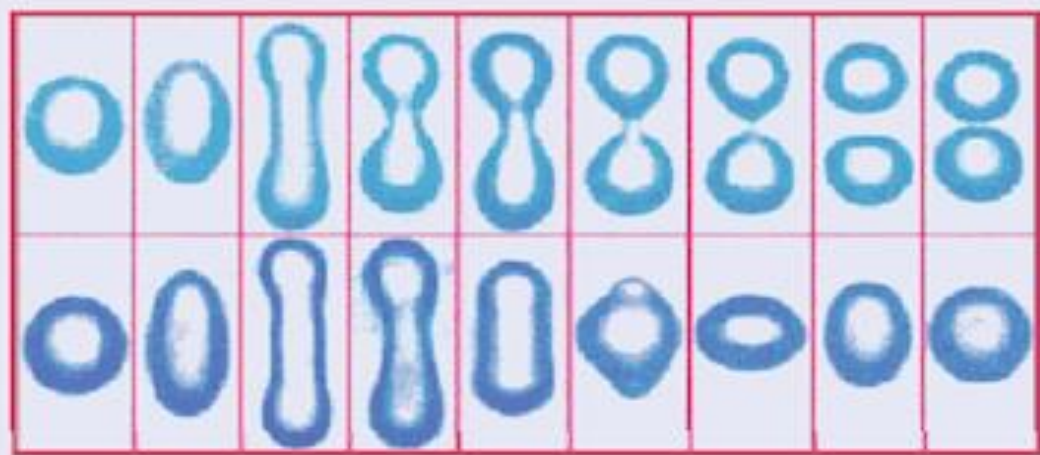
- Ядро (простейшая модель) представляется в виде сферы с электрическим зарядом, равномерно распределенным по всему объему.
- Когда ядро ^{235}U поглощает нейтрон, приобретенная энергия идет на



либо на возбуждение нуклонов сферического ядра



либо на его деформацию (нуклоны не возбуждены).

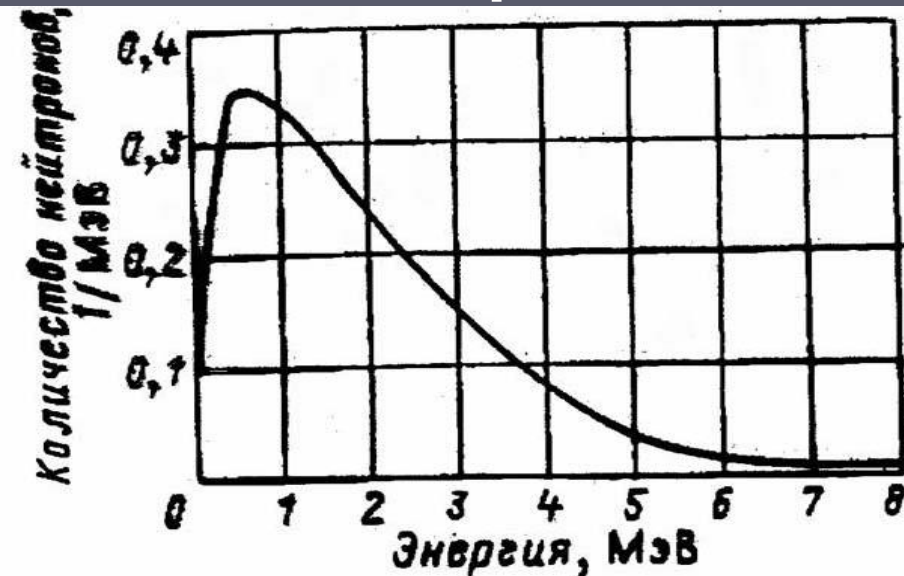


Ядро удлиняется до седловидной точки
(сила отталкивания между зарядами а концах вытянутого ядра становится больше чем притягивающая ядерная сила).



Ядро делится на два осколка.

Деление ядер нейтронами различных энергий



Спектр нейтронов деления ^{235}U .

Деление некоторых тяжелых ядер может быть вызвано только нейтронами с энергией, превосходящей определенный порог:

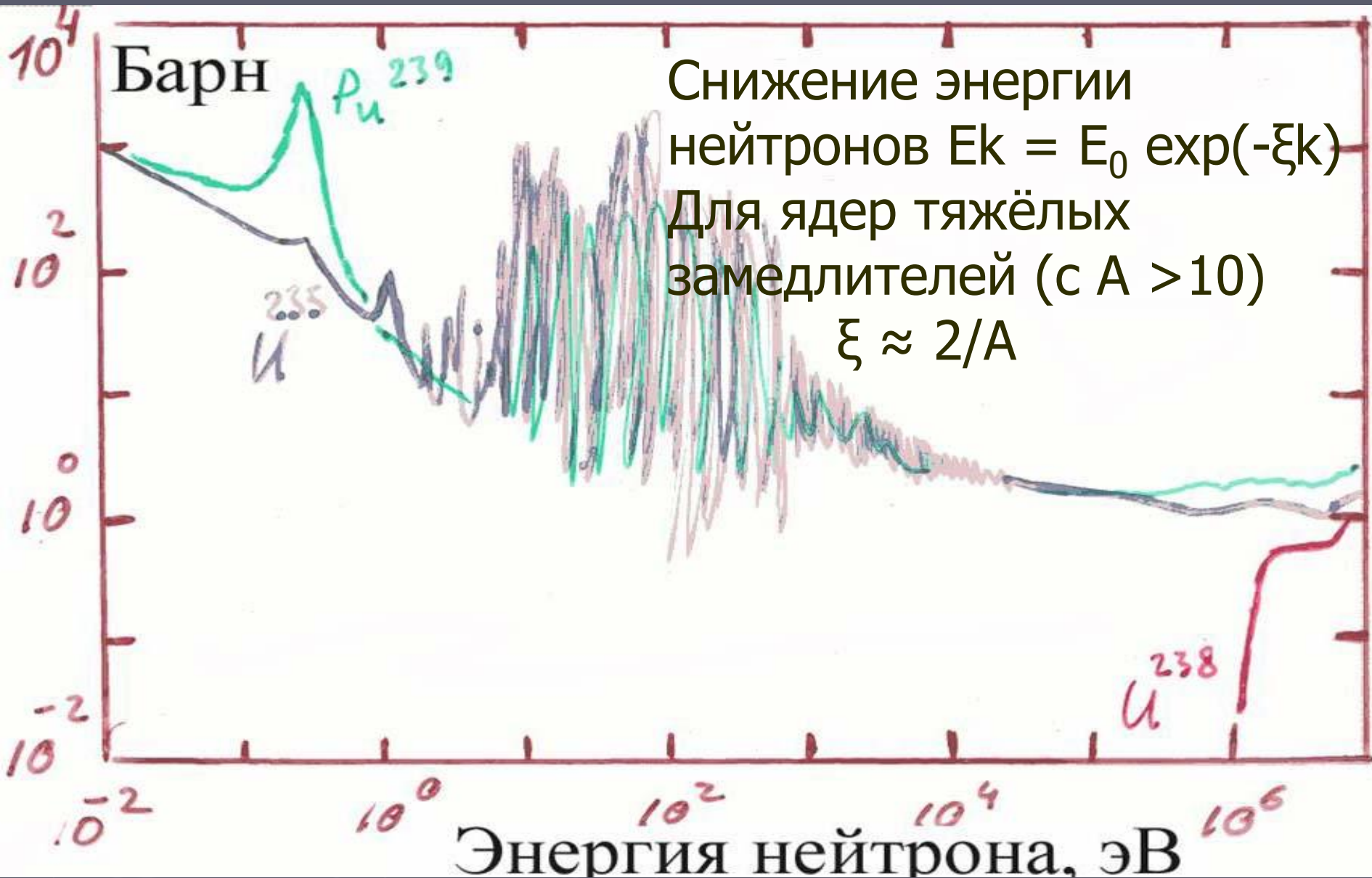
Энергия порога деления нейтронами некоторых ядер.

Ядро	^{232}Th	^{233}U	^{234}U	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu
Порог деления, МэВ	1.3	0	0.4	0	1.2	0

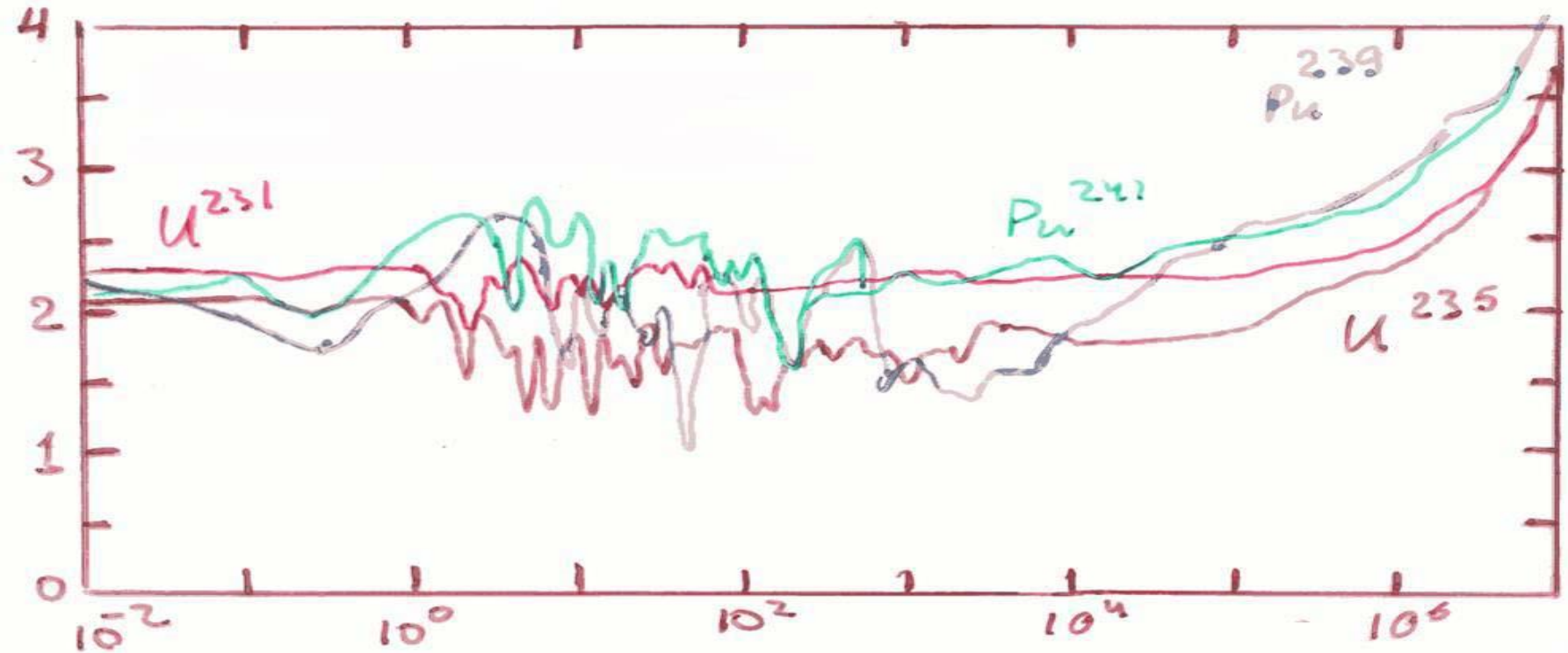
Сечение деления изотопов нейтронами в барнах.

Изотоп	^{235}U	^{239}Pu	^{233}U	^{238}U	^{232}Th
0,025 эВ	590	750	530	-	-
2 МэВ	1.3	2.0	1.9	0.5	0.1

Сечение деления ядер нейтронами



Нейтронный выход при делении ядер



Энергия захваченного нейтрона, эВ

Энерговыделение при делении
U-235 тепловыми нейтронами

$E_{\text{кин. оск.}}$	$= 169,75 \text{ МэВ}$	E_{γ}	$= 13,19$	G_{total}	$= 202,76 \text{ МэВ}$
E_n	$= 4,79$	E_{ν}	$= 8,62$	G_{th}	$= 194,14$
E_{β}	$= 6,41$				

Размножение нейтронов

Коэф. размножения $k = \nu * f$

ν – число вторичных

f – доля вторичных, вызвавших деление

При $k > 1$ $n = n_0 \exp((k-1)t/\tau)$

$k = \varepsilon \eta \phi \theta$ – ф-ла 4-х множителей

ε – коэф размножения на быстрых n

ϕ – вер-ть избежать поглощения при замедлении

θ – вер-ть поглотиться на уране для типовых n

η – число n второго поколения, вызвавших деление на один нейтрон предыдущего поколения

$K_{эф} = k * p, (1-p)$ – утечка n .

Радиационный захват нейтронов

$$\varphi(E) = \frac{1 - W(E)}{E} \int_0^E \varphi(E) dE$$

$$W(E) = \frac{\sigma_{cu}(E) C_u}{\sigma_{cu} C_u + \sigma_{cH} C_H}$$
 Вероятность захвата, а не рассеяния

Резонансный захват

$$\sigma(\text{\AA}) = \sigma \left(\frac{E_r}{E} \right)^{1/2} \frac{(\tilde{A}/2)^2}{(E - E_r)^2 + (\tilde{A}/2)^2}$$

$$\theta = \frac{\sigma_{cu} C_u}{\sigma_{cu} C_u + \sigma_{cH} C_H}$$

Блок-эффект в гетерогенных структурах

$$\varphi = \exp(-\psi);$$

$$\psi = b(\rho^{3/2} + A\rho^2)/(a^2 - \pi\rho^2)$$

$$\Delta = 2\sqrt{\frac{mE_r kT}{M}}$$
 Доплеровское уширение

Рассеяние и замедление нейтронов

Снижение энергии нейтронов при столкновениях идет по закону $E_k = E_0 \exp(-\xi k)$, где ξ - логарифм от средней величины потерь за одно столкновение.

Величина декремента ξ с хорошей точностью описывается выражением
$$\xi = 1 + \frac{(A-1)^2}{2A} \ln \frac{A-1}{A+1},$$

Для ядер с атомным весом $A > 10$ при изотропном рассеянии хорошим приближением является

$$\xi \approx \frac{2}{A + 2/3}$$

P - среднее количество столкновений, которое требуется, чтобы нейтрон деления сделался тепловым:

$$P = \frac{1}{\xi} \ln \frac{2 \cdot 10^6}{0.025} \approx \frac{18.2}{\xi}$$

В-во	H	H ₂ O	D	D ₂ O	He	Li	Be	C	O	Na	Fe	Zr	U
P	18	19	25	35	43	67	86	114	150	213	510	816	2172

Замедление нейтронов в различных средах

Замедляющая способность некоторых веществ

Замедлитель	Замедляющая способность, см^{-1} $= \xi \Sigma_s$	Коэффициент замедления $= \xi \frac{\Sigma_s}{\Sigma_a}$
Вода	1,53	72
Тяжелая вода	0,370	12000
Гелий	$1,6 \cdot 10^{-5}$	83
Бериллий	0,176	159
Углерод	0,064	170

Замедляющая способность и коэффициент замедления некоторых веществ.

Время замедления оценивается как $l_f \cong 2\bar{\lambda}_s / \xi v_i$, для воды $\lambda_s = 1,1 \text{ см}$ и $l_f = 10^{-5} \text{ сек}$.

Замедлитель	L, см	τ , см^2
H ₂ O	2.73	30
C	50	290
D ₂ O	159	120

Длина диффузии и квадрат длины замедления нейтронов.

Время жизни нейтронов и запаздывающие нейтроны

$$l_i = \frac{n}{k\Phi\Sigma_a L_f} = \frac{L_i}{v\Sigma_a}$$

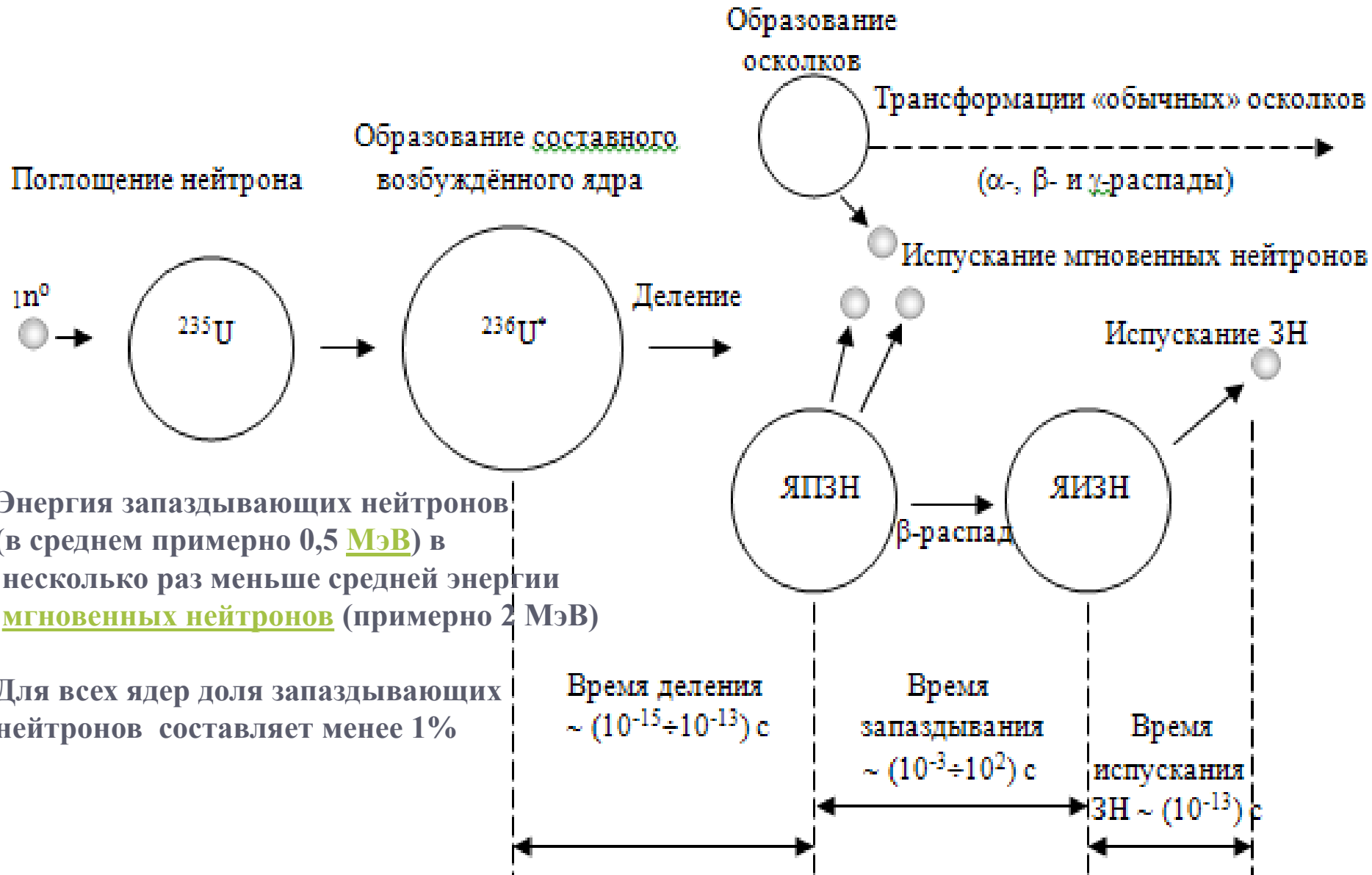
Полное время цикла $l = l_i + l_f$.

Время жизни мгновенных нейтронов в тепловых реакторах порядка 10^{-3} - 10^{-5} сек 10^{-6} - 10^{-8} сек для быстрых.

Запаздывающие нейтроны. Среднее время жизни нейтронов в реакторе.

$$\bar{l} = (1 - \beta)l + \sum_{i=1}^5 \beta_i (l + \tau_i), \text{ или } \bar{l} = l + \beta\bar{\tau}$$

Запаздывающие нейтроны



Запаздывающие нейтроны

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

Время жизни нейтронов и запаздывающие нейтроны

$$l_t = \frac{n}{k\Phi\Sigma_a L_f} = \frac{L_t}{v\Sigma_a}$$

Полное время цикла $l = l_t + l_f$.

Время жизни мгновенных нейтронов в тепловых реакторах порядка 10^{-3} - 10^{-5} сек и 10^{-6} - 10^{-8} сек для быстрых.

Запаздывающие нейтроны. Среднее время жизни нейтронов в реакторе.

$$\bar{l} = (1 - \beta)l + \sum_{i=1}^5 \beta_i (l + \tau_i) \quad \text{или} \quad \bar{l} = l + \beta\bar{\tau}$$

Источн ик	Период полураспада (t_n) _i , сек	Энергия нейтронов, кэВ	Выход по отношению к общему числу нейтронов деления, %		
			^{235}U	^{239}Pu	^{233}U
1	0,43	250	0,085	0,119	0,018
2	1,52	570	0,241	-	0,062
3	4,51	412	0,213	0,126	0,086
4	22,0	670	0,166	0,105	0,058
5	55,6	400	0,025	0,014	0,018
Всего			0,730	0,364	0,242

Свойства ядер источников запаздывающих нейтронов.

Из таблицы следует, что для ^{235}U $\bar{\tau} = 12.7$ сек. Таким образом, если $l = 0.0001$ сек, то $\bar{l} = 0.0001 + 0.0073 \cdot 12.7 = 0.0928$ сек. Увеличение времени жизни, обусловленное запаздывающими нейтронами, столь значительно, что действительным физическим временем жизни можно пренебречь.

Реактивность ядерного реактора

$$\rho(t) = \frac{k_{эф}(t) - 1}{k_{эф}(0)} = \frac{\Delta k_{эф}(t)}{k_{эф}(0)}$$

Реактивность реактора

Уравнения точечной кинетики

$$\frac{dP(t)}{dt} = \left[\frac{\rho(t) - \beta_{эф}}{l_{эф}} \right] P(t) + \lambda C(t); \quad \frac{dC(t)}{dt} = -\lambda C(t) + \frac{\beta_{эф}}{l_{эф}} P(t)$$

Качественное описание поведения реактора при изменении мощности

$$\frac{P(t)}{P_0} = \frac{b-c}{b-a} \exp(at) + \frac{c-a}{b-a} \exp(bt) \quad (2.13, [1])$$

$$\text{где } a = \frac{\rho\lambda}{\lambda_{эф} + \beta_{эф} - \rho}; b = \frac{\rho - \beta_{эф}}{l_{эф}}; c = \frac{\rho}{l_{эф}}$$

Мощность реактора убывает

а) $\rho < 0$. Мощность реактора $P(t)$ будет экспоненциально убывать. Скорость спада через достаточное время после скачка становится равной $55.6 / 0.693 = 80.2$ сек.

б) $0 < \rho < \beta_{эф}$. При положительном скачке реактивности в указанном интервале реактор называется критическим на запаздывающих нейтронах. В этом случае увеличение его мощности в основном определяется запаздывающими нейтронами. Мощность реактора растет экспоненциально с периодом $T = 1/a$, т.е. период реактора обратно пропорционален реактивности. Пока величина ρ не превышает $1/2 \beta_{эф}$, период реактора $T = 1/a$ больше, чем $1/\lambda = 1/0,08$, что составляет примерно 12 с.

растет

в) При $\rho = \beta_{эф}$ реактор называют мгновенно критическим, а при $\rho > \beta_{эф}$ - надкритическим на мгновенных нейтронах. В этом случае мощность реактора $P(t)$ полностью зависит от мгновенных нейтронов. Период реактора $T = 1/b$ определяется выражением

Мощность реактора нарастает взрывным образом

$$T = 1/b = \frac{l_{эф}}{\rho - \beta_{эф}}$$

Запаздывающие нейтроны

► # Neutron field in a reactor:

- Solution of the *Static Reactor Equation* = eigenvalue equation
- Neutron field → power distribution in the reactor
- Eigenvalue = k_{eff} - “effective multiplication factor”
- > 1 - super-critical reactor, P: **Растет**
- $k_{eff} = 1$ - critical reactor, P: неизменна
- < 1 - sub-critical reactor, P: снижается

❖ Important phenomenon:

„Delayed“ fission neutrons with a relative portion: $\beta_{eff} \approx 6.5 \times 10^{-3}$!

➔ It makes possible to control a fission reactor !

$$\bar{\tau} \rightarrow \bar{\tau}_{pr.} \cong 10^{-5} - 10^{-4} \text{ s};$$

k_{eff}

$$>>> k_{eff} \rightarrow k_{eff} = 1 + \beta_{eff} + 10^{-3} \rightarrow T \cong 0.01 - 0.1 \text{ s} !!!$$

! „prompt“ super-critical state

$$\bar{\tau}_{pr.} \cong 10^{-5} - 10^{-4} \text{ s}, \bar{\tau}_{del.} \cong 10 \text{ s} \rightarrow \bar{\tau} \cong 0.1 \text{ s}$$

$$>>> k_{eff} = 1 + 10^{-3} \rightarrow T \cong 100 \text{ s} !$$

! „delayed“ super-critical state

critical state $\rightarrow$ constant power

β_{eff}

1.0

10⁻³ ?

0.99

sub-critical state

$$P(t) \propto e^{\frac{t}{T}} \text{ with } T = \frac{\bar{\tau}}{(k_{eff} - 1)}$$

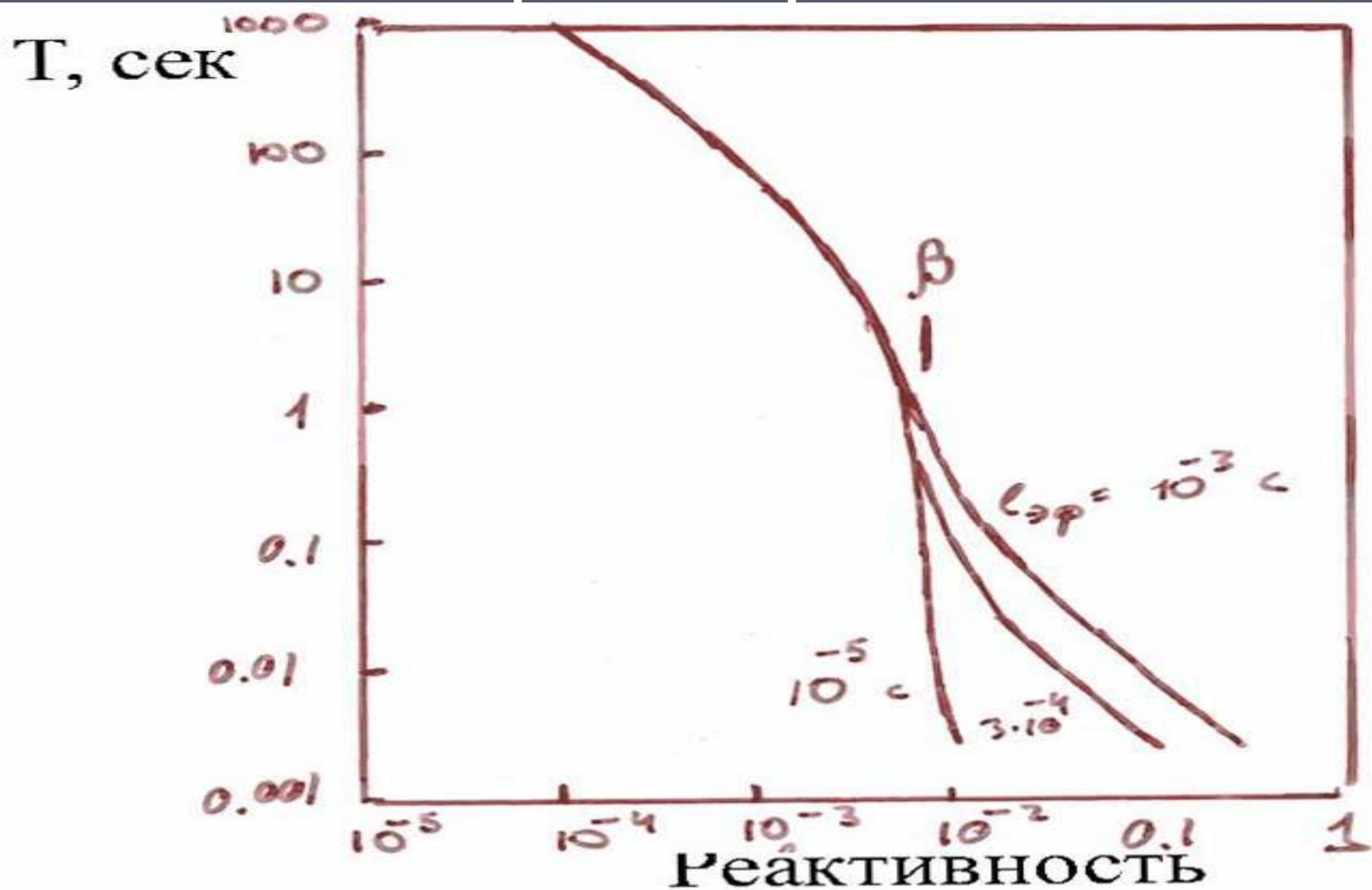
What is the impact of a power increase on k_{eff} ? (“reactivity effects”)

0.98

„driven sub-critical systems“

~0.95

Соотношение реактивности и периода нарастания ядерного реактора



Зависимость реактивности от температуры

$$d\rho_f = \sum \frac{\partial K_{y\delta}}{\partial \dot{O}_i} dT_i$$

1. Эффект Доплера – отрицателен -> рост резонансного поглощения в ^{238}U
2. Тепловые n

$$\Sigma = N\sigma, \sigma \sim 1/v, v \sim \sqrt{T}$$

$$\Rightarrow \frac{\sigma(T_1)}{\sigma(T_2)} = \sqrt{\frac{T_1}{T_2}}$$

Температурный коэффициент реактивности для различных реакторов

Температурный коэф. Реактивности	PWR	BWR	HTGR	LMFBR
замедлителя или теплоносителя (свежее топливо)	$-9 \cdot 10^{-5}$	$-10 \cdot 10^{-5}$	$+(0.5-1.7) \cdot 10^{-5}$	$+5 \cdot 10^{-6}$
топлива, обусловленный эф. Доплера	$-(1.7-2.7) \cdot 10^{-5}$	$-(2.5-1.3) \cdot 10^{-5}$	$-(4-2) \cdot 10^{-5}$	$-(1.1-0.28) \cdot 10^{-5}$

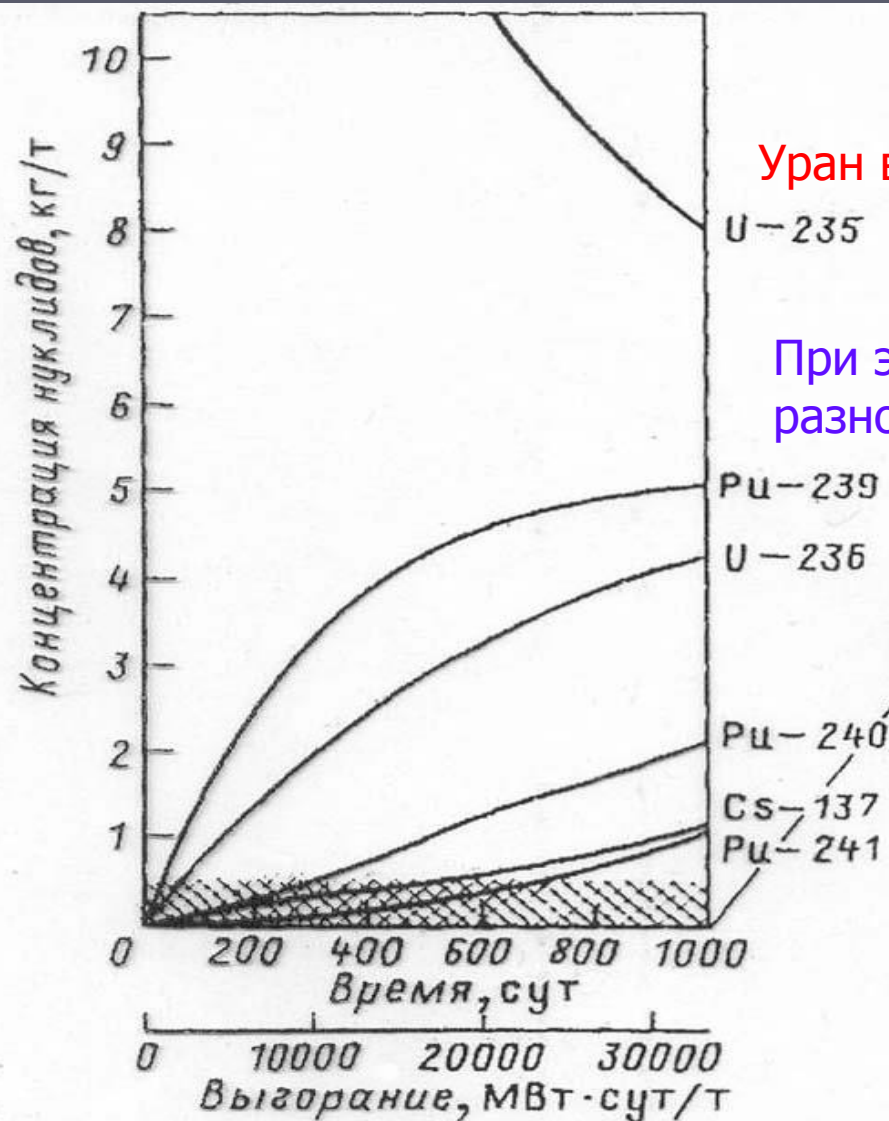
Температурные коэффициенты реактивности различных реакторов, $1/^\circ\text{C}$
ВВЭР.

По температуре воды, $(^\circ\text{C})^{-1}$ $-1.50 \cdot 10^{-4}$
 По плотности воды, $(\text{г/см}^3)^{-1}$ $+0.10$
 По температуре топлива, $(^\circ\text{C})^{-1}$ $-2,00 \cdot 10^{-5}$
 По мощности реактора, $(\%)^{-1}$ $-1,50 \cdot 10^{-4}$
 По бору, $(\text{г В/кг H}_2\text{O})^{-1}$ $-0,070$

РБМК. Для реактора РБМК коэффициенты реактивности имеют следующие значения:

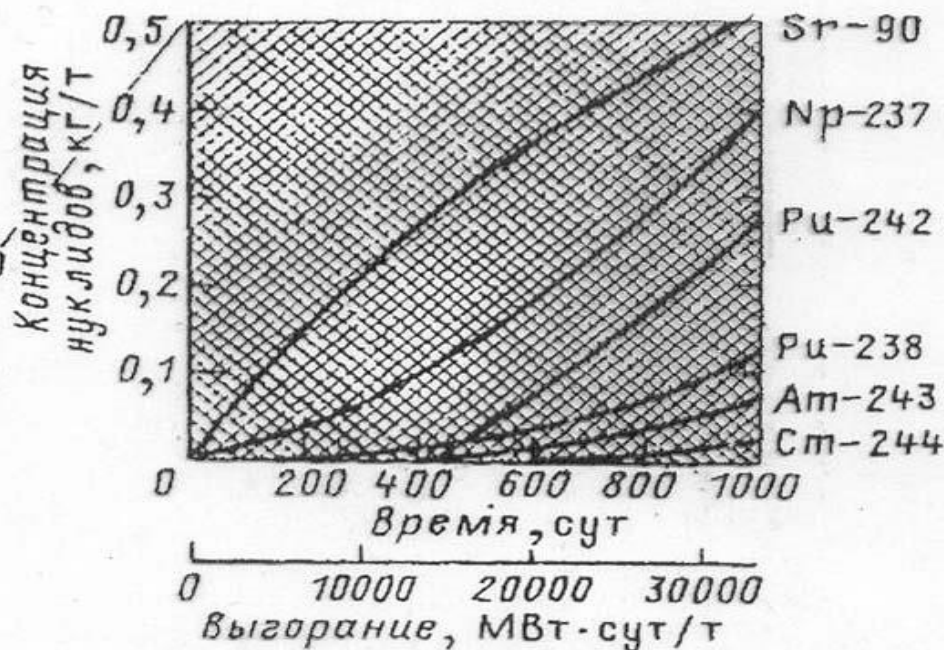
Паровой в рабочей точке, $(\%)^{-1}$ $+2,0 \cdot 10^{-4}$ по объему пара
 Быстрый мощностной в рабочей точке, $(\text{МВт})^{-1}$ $-0,5 \cdot 10^{-6}$
 По температуре топлива, $(^\circ\text{C})^{-1}$ $-1,2 \cdot 10^{-5}$
 По температуре графита, $(^\circ\text{C})^{-1}$ $+6 \cdot 10^{-5}$

Выгорание топлива и отравление реактора ксеноном и самарием



Уран выгорает

При этом нарабатывается широкое разнообразие различных изотопов



Отравление реактора ксеноном и самарием

Выход изотопа Te^{135} при делении U^{235} составляет 5,6%.

$\text{Te}^{135} \rightarrow 2\text{мин} \rightarrow \text{I}^{135} \rightarrow 6.7\text{час} \rightarrow \text{Xe}^{135} \rightarrow 9.2\text{ час} \rightarrow \text{Cs}^{135} \rightarrow 2 \cdot 10^4\text{ лет} \rightarrow \text{Ba}^{135} (\text{уст})$

Xe^{135} образуется непосредственно при делении в количестве 3%.

У Xe^{135} наибольшее сечение захвата - около $3,5 \cdot 10^6$ барнов.

$\text{Nd}^{149} \rightarrow 1.7\text{час} \rightarrow \text{Pm}^{149} \rightarrow 47\text{час} \rightarrow \text{Sm}^{149} (\text{устойчив}).$

Выход для этой цепочки составляет около 1,4% от числа делений. Сечение захвата тепловых нейтронов для Sm^{149} равно примерно $5,3 \cdot 10^4$ барнов.

Уравнения, описывающие образование ^{135}I и ^{135}Xe , имеют следующий вид:

$$\frac{dx_I(t)}{dt} = \gamma \Phi \Sigma^f - \lambda_I x_I; \quad \frac{dx_{\text{Xe}}}{dt} = \lambda_I x_I - [\sigma_{\text{Xe}} \Phi + \lambda_{\text{Xe}}] x_{\text{Xe}},$$

где Σ^f - макроскопическое сечение деления; Φ - поток нейтронов; $\lambda_I = 9.7^{-1} \text{ ч}^{-1}$ - постоянная распада ^{135}I ; $\lambda_{\text{Xe}} = 13.4^{-1} \text{ ч}^{-1}$ - постоянная распада ^{135}Xe ; σ_{Xe} - сечение захвата нейтронов ^{135}Xe .

$$x_{I\text{равн}} = \gamma \Phi \Sigma^f / \lambda_I; \quad x_{\text{Xe}\text{равн}} = \gamma \Phi \Sigma^f / (\sigma_{\text{Xe}} \Phi + \lambda_{\text{Xe}}).$$

Отравление реактора и его влияние на реактивность

Отравление реактора P определяет как отношение числа нейтронов, захватываемых вредными поглотителями, к количеству тепловых нейтронов, поглощающихся в делящемся веществе:

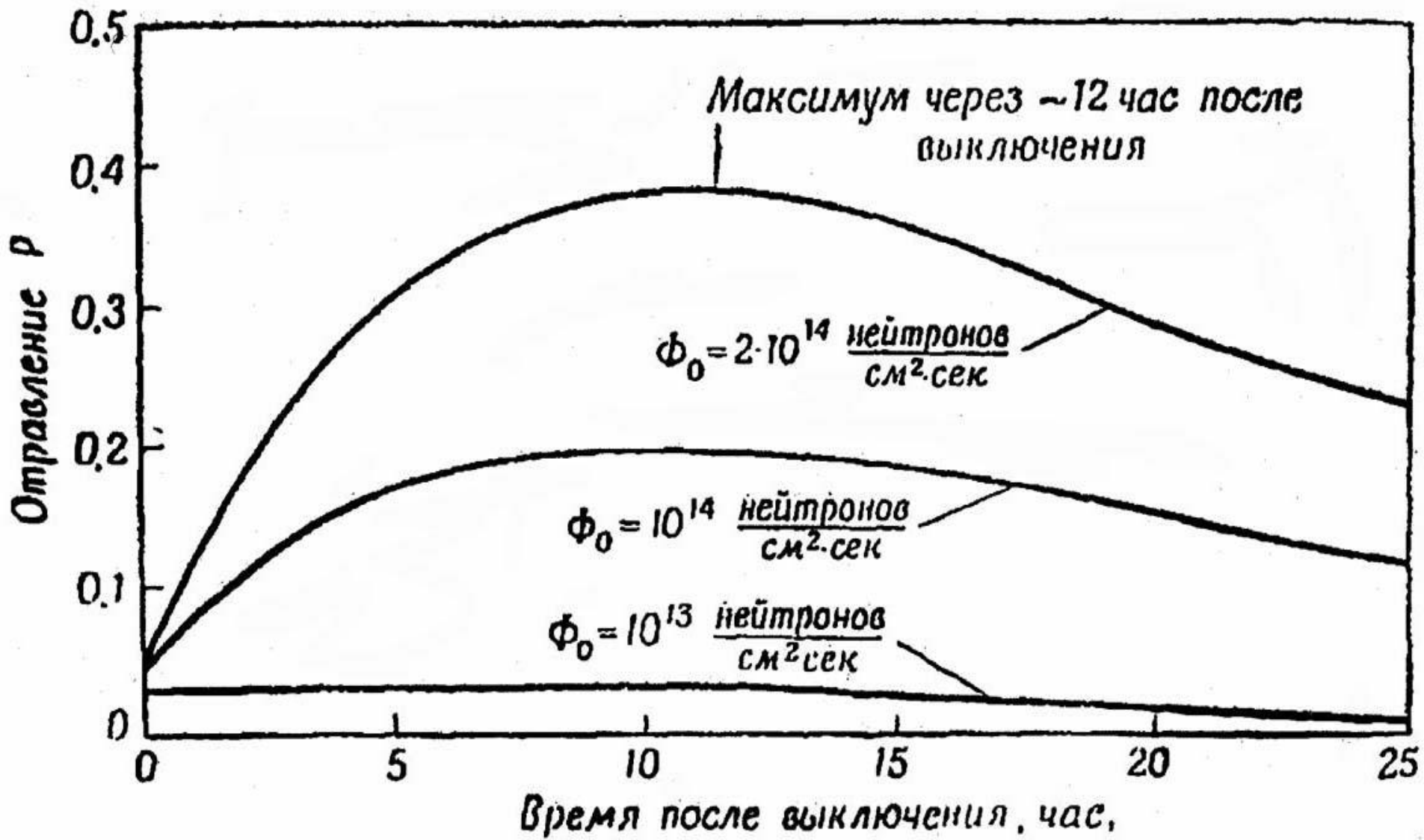
$$P = \frac{\Sigma_p}{\Sigma_u} = \frac{x\sigma_{Xe}}{\Sigma_u} = \frac{\sigma_{Xe}(\gamma_I + \gamma_{Xe})\Sigma_f\Phi_0}{(\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}\Phi_0)\Sigma_u} = \frac{1.7 \cdot 10^{-19} \Phi_0}{2.1 \cdot 10^{-5} + 3.5 \cdot 10^{-18} \Phi_0}$$

Если $\Phi_0 < 10^{11}$, то $P = 8 \cdot 10^{-15} \Phi_0$ и отравление пренебрежимо мало. Однако если Φ_0 больше 10^{13} , то отравление быстро растет и стремится к пределу $P_{\max} = (\gamma_I + \gamma_{Xe}) \Sigma_f / \Sigma_u = 0.059 \cdot 0.84 = 0.050$, если горючим является ^{235}U .

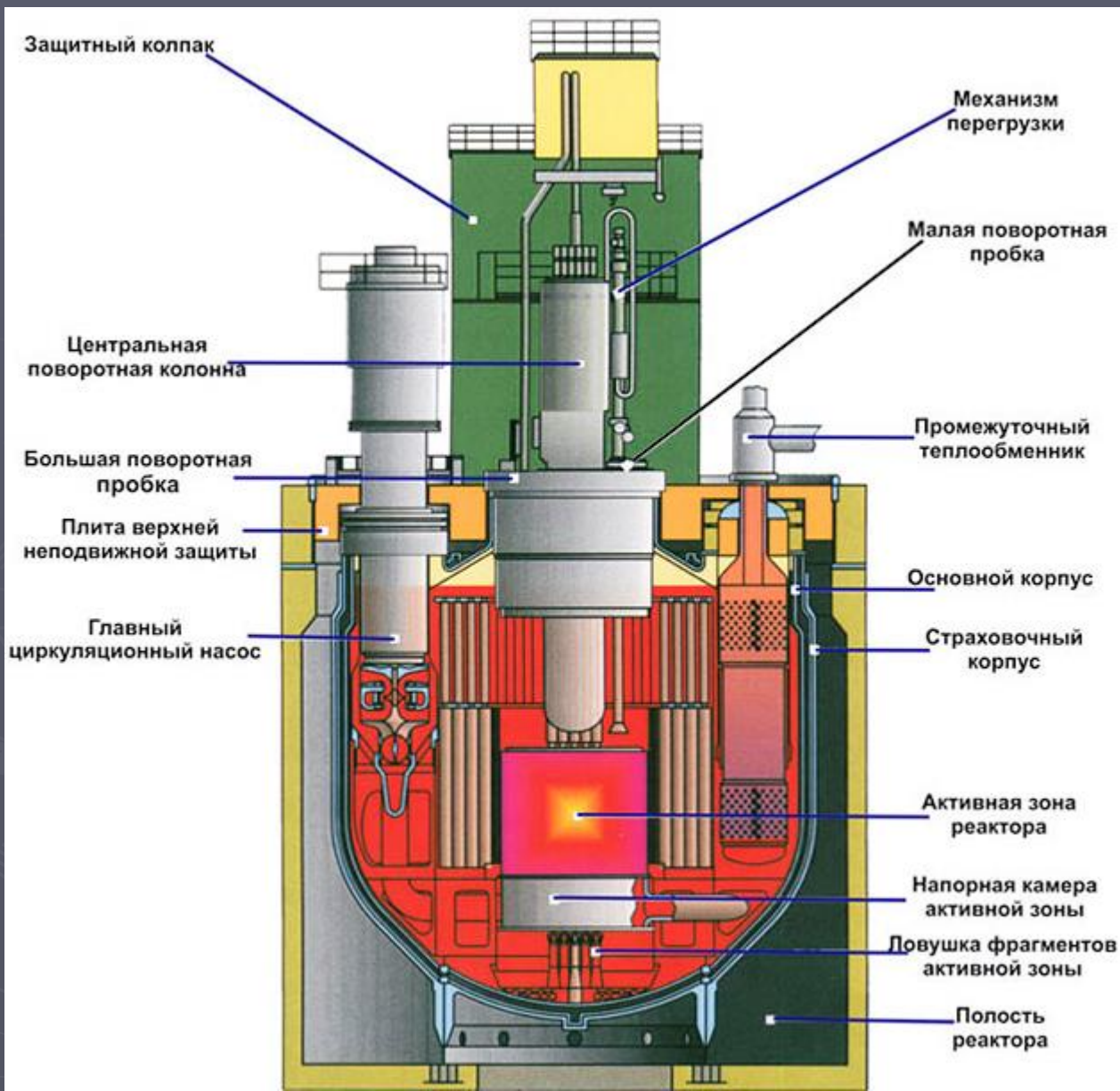
Влияние отравления на реактивность.

$$\rho = \frac{k'_{эф} - k_{эф}}{k'_{эф}} = \frac{f' - f}{f'} = -\frac{P}{1 + y}; y = \frac{\Sigma_m}{\Sigma_u}$$

Временной ход отравления ксеноном после выключения реактора



Общий вид структуры реактора



Общий вид структуры реакторного здания

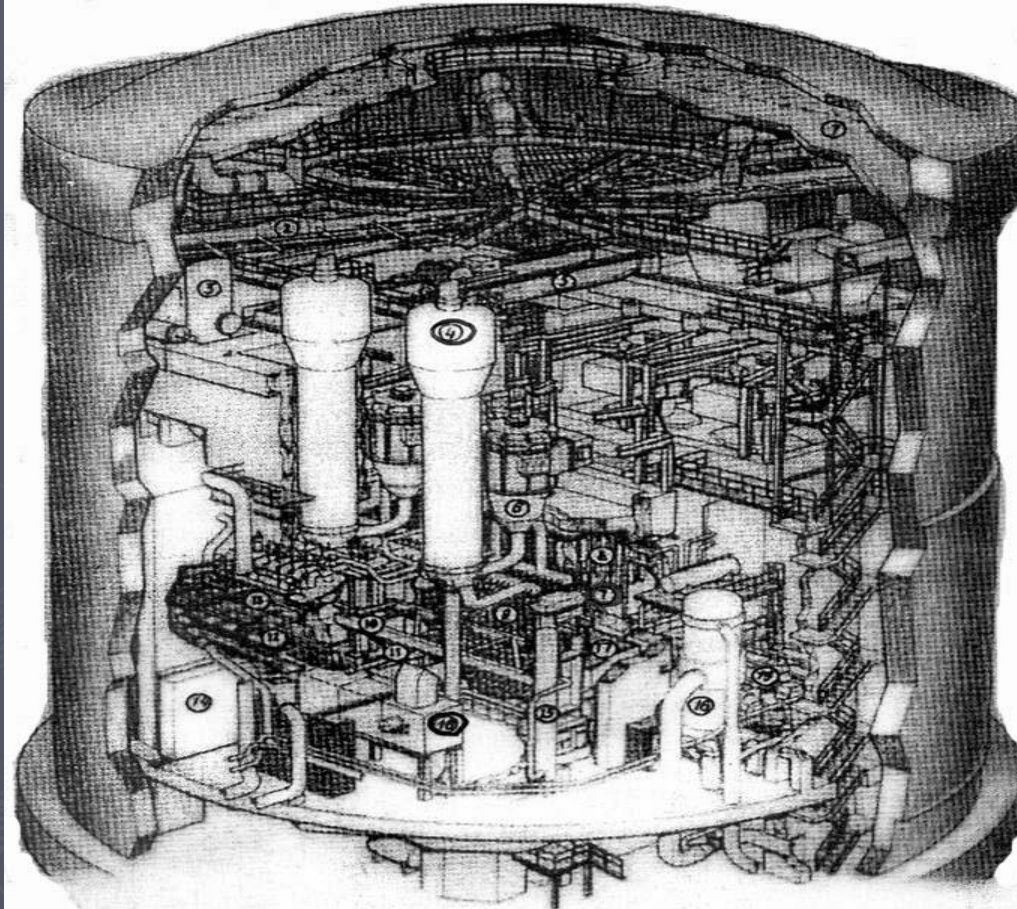


Рис. 4.19. Общий вид реакторного здания CANDU энергоблока 600 МВт (эл.) (AECL);

1 – резервуар воды аварийного охлаждения защитной оболочки; 2 – клапан системы аварийного охлаждения защитной оболочки; 3 – компенсатор давления; 4 – парогенератор; 5 – мостовой кран помещения парогенераторов; 6 – циркуляционный насос первого контура; 7 – реактор; 8 – приводы регуляторов реактивности; 9 – торец реактора; 10 – мост перегрузочной машины; 11 – транспортное устройство перегрузочной машины; 12 – цепная линия перегрузочной машины; 13 – эксплуатационный шлюз перегрузочной машины; 14 – дверь эксплуатационного шлюза; 15 – бак системы охлаждения; 16 – короб теплообменника; 17 – короб для раздаточных трубопроводов теплоносителя; 18 – теплообменник замедлителя; 19 – циркуляционный насос замедлителя

Тепловая схема ядерного реактора

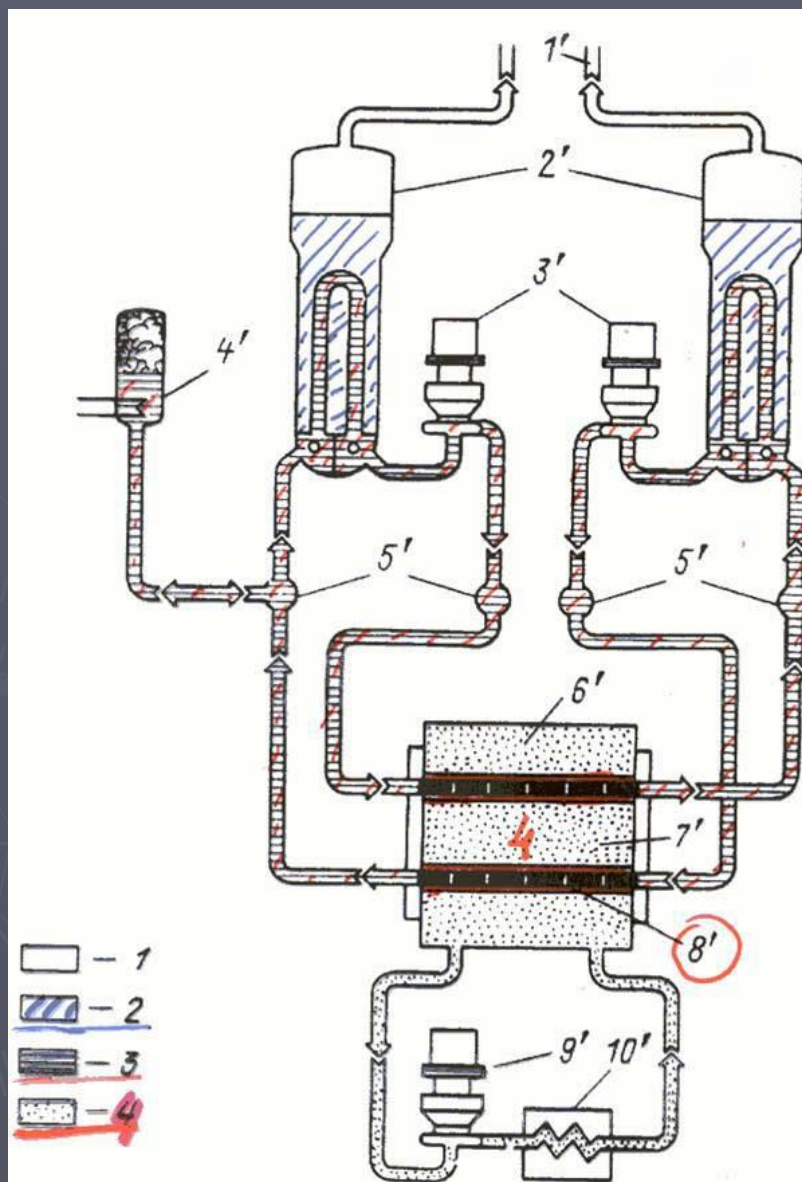
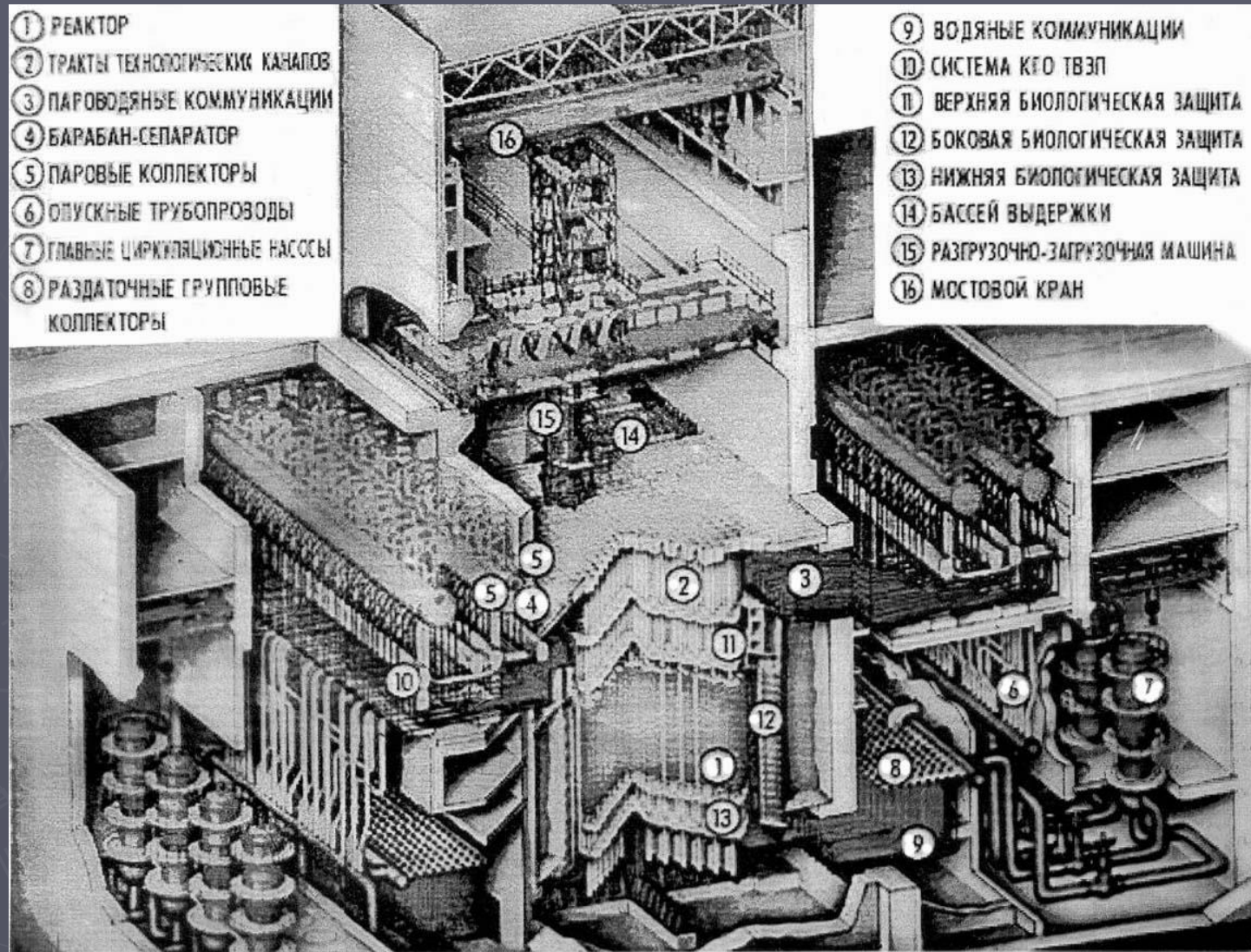


Рис. 4.18. Принципиальная тепловая схема реактора CANDU (AECL):

1 — водяной пар; 2 — легководный конденсат; 3 — тяжеловодный теплоноситель; 4 — тяжеловодный замедлитель; 1' — паропровод; 2' — парогенераторы; 3' — циркуляционные насосы первого контура; 4' — компенсатор давления; 5' — коллекторы теплоносителя; 6' — каландр; 7' — реактор; 8' — топливный канал; 9' — циркуляционный насос замедлителя; 10' — теплообменник замедлителя

Схема активной зоны атомной станции



Спасибо за внимание

