



Состав облучённого ядерного топлива реактора ВВЭР-1000 (на 1 т)

^{235}U - ~ 12 кг

^{238}U - ~ 930 кг

Продукты деления - ~ 52 кг

Изотопы Рс - ~ 6 кг



Изотопный состав плутония, %

Тип	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	M _{кр} , КГ
1	0,1	67,6	25,6	5,3	1,4	22
2	1,8	58,0	22,3	12,3	4,6	23,2
3	-	~ 95	~ 5	-	-	5...6

1 – газо-графитовый («магноксовый») энергетический реактор – топливо на основе естественного металлического урана. Кампания ~1 год.

2 – легководный энергетический типа PWR (ВВЭР) – оксидное топливо на основе обогащённого до ~4,4% урана. Кампания ~3 года.

3 – тяжеловодный реактор для наработки оружейного плутония – топливо на основе естественного урана. Время облучения топлива ~20 дней.



Основные технические принципы наработки оружейного плутония

1. Недопустимы «длинные» облучения топлива в реакторе, чтобы избежать накопления всех «вредных» (балластных) изотопов Pu («хвостов»). На практике время облучения топливных блочков для наработки оружейного Pu – порядка месяца или даже меньше. У энергетических реакторов характерное время облучения топлива – годы.
2. Реактор должен перегружаться «на ходу», без снятия с мощности. В наиболее же распространённых водо-водяных энергетических реакторах (типа ВВЭР) такая перегрузка невозможна.
3. Топливом должен быть естественный уран, без предварительного обогащения по ^{235}U – чтобы повысить удельную (на единицу тепловой мощности) наработку ^{239}Pu и предотвратить накопление наиболее нежелательного ^{238}Pu из ^{235}U в нейтронном потоке. На практике это исключает возможность использования водо-водяных реакторов (ВВЭР), требующих обогащения топлива до ~4% - реактор должен иметь либо графитовый, либо тяжеловодный замедлитель.



Основные требования к реактору-наработчику оружейного плутония:

1. **Топливо на основе естественного урана (без обогащения по ^{235}U):**
 - выше эффективность наработки
 - минимально содержание ^{238}Pu

По типу замедлителя такой реактор может быть либо графитовым, либо тяжеловодным реактором на тепловых нейтронах

2. **Возможность кратковременных (не более 20-30 дней) облучений урановых блочков, для чего необходима возможность перегрузки реакторного топлива без остановки реактора:**
 - ниже содержание балластных ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu

Реакторы на лёгкой воде не удовлетворяют ни первому, ни второму требованию



Некоторые реакторы, пригодные для наработки оружейного плутония

- **Йонбен (Северная Корея):**

- газографитовый
- тепловая мощность предположительно 20 МВт
- коэффициент использования мощности известен ненадёжно

- **“Кхушаб” (Пакистан):**

- тяжеловодный
- тепловая мощность 50 - 80 МВт
- достоверные сведения о режиме эксплуатации отсутствуют

- **Dhruva (Тромбей, Индия):**

- тяжеловодный
- тепловая мощность около 100 МВт
- находится в эксплуатации

Формула приближённой оценки годовой переработки оружейного плутония:

$$M(\text{Pu}), \text{кг} = 0,4 \cdot X_{\text{Pu}} \cdot K_{\text{им}} \cdot W, \text{МВт}$$

$K_{\text{им}}$ – коэффициент использования мощности

X_{Pu} – плутониевый коэффициент

- **IIR-2 (Димона, Израиль):**

- тяжеловодный
- тепловая мощность 70 МВт
- находится в эксплуатации

- **IR-40 (Арак, Иран, проект):**

- тяжеловодный
- тепловая мощность предположительно 40 МВт



Основные способы промышленного изотопного обогащения урана

1. Газодиффузионный. Основан на разности скоростей прохождения молекул $^{235}\text{UF}_6$ и $^{238}\text{UF}_6$ через пористую перегородку с очень мелкими порами (порядка размера самой молекулы). Лёгкие молекулы проходят чуть быстрее, и, собрав каскад из большого количества таких перегородок, в необходимом режиме пропускания можно удалить нужную часть ^{238}U , оставив ^{235}U .

Такой тип обогащения характерен для ядерной промышленности США и Франции. В настоящее время технически устарел, по большинству показателей (в первую очередь по удельному энергопотреблению) уступая газоцентрифужному методу

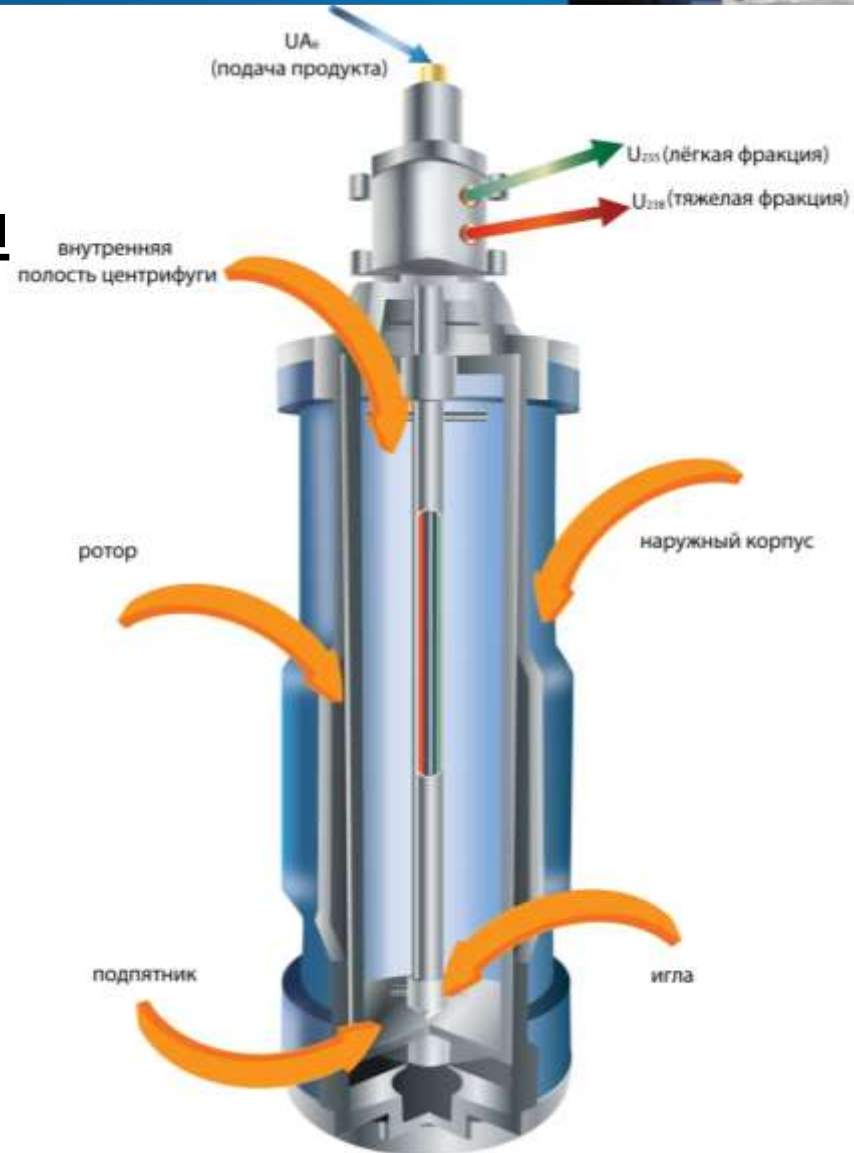
2. Газоцентрифужный. Основан на равновесной разности концентрации молекул $^{235}\text{UF}_6$ и $^{238}\text{UF}_6$, которая устанавливается в вертикальном цилиндре, очень быстро (тысячи оборотов в секунду) вращающемся вместе с газом. У стенки цилиндра концентрируются более тяжёлые молекулы $^{238}\text{UF}_6$, у оси – лёгкие $^{235}\text{UF}_6$. Во вращающемся цилиндре организуется также циркуляция газа вдоль оси – это упрощает отбор $^{235}\text{UF}_6$, отвал $^{238}\text{UF}_6$ и создаёт дополнительный эффект разделения. Центрифуги объединяются в ступени и каскады в зависимости от цели производства. Современные предприятия содержат огромное количество центрифуг (сотни тысяч). В настоящее время газоцентрифужный метод является по совокупности характеристик, наиболее прогрессивным.

На нём основаны разделительные мощности России (крупнейшие в мире), а также производства крупных фирм Западной Европы (консорциум URENCO), Японии, Китая, Бразилии



www.mephi.ru

Принцип работы разделительной газовой центрифуги





Свойства оружейного урана

Достоинства:

1. Очень большой период полураспада

$$T_{1/2} = 7,1 \cdot 10^8 \text{ лет}$$

Следствие: отсутствие проблем, связанных с тепловыделением в активной части заряда и (α, n) реакциями

2. Отсутствие вредных (балластных) примесей, обуславливающих собственный нейтронный фон

Следствие: возможность реализовать достаточно простую конструкцию заряда (называемую ствольной или пушечной)

Недостаток:

Достаточно большая критическая масса (в простейшей конструкции ~45-47 кг)

Следствие: практическая невозможность создать ЯБП с высокими тактико-техническими характеристиками



Уравнения образования изотопов Pu ($t > 30$ дн)

$$N_{239\text{Pu}} = N_{238\text{U}} \cdot \sigma_{238\text{U}}^{(n,\gamma)} \cdot \varphi t$$

φ - плотность потока нейтронов в реакторе ($10^{14} \frac{n}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$)

$$N_{240\text{Pu}} = c N_{239\text{Pu}} \cdot \sigma_{239\text{Pu}}^{(n,\gamma)} \cdot \varphi t =$$

$$c \approx 1/2$$

$$= c \sigma_{239\text{Pu}}^{(n,\gamma)} \cdot N_{238\text{U}} \cdot \sigma_{238\text{U}}^{(n,\gamma)} \cdot (\varphi t)^2$$

Эффект квадратичный по (φt)

Оценим R-отношение: $R = N_{240\text{Pu}} / N_{239\text{Pu}}$

$$R = c \underbrace{\sigma_{239\text{Pu}}^{(n,\gamma)}}_{\approx 315 \text{ барн}} \varphi t; \quad R = \frac{1}{2} \cdot 315 \cdot 10^{-24} \cdot 10^{14} t \approx 10^{-8} t.$$

$$1 \text{ месяц}; \quad t \approx 3 \cdot 10^6 \text{ с} \Rightarrow R \approx 0,03 = 3\%$$

(единицы %)

$$1 \text{ год}; \quad t \approx 3 \cdot 10^7 \text{ с} \Rightarrow R \approx 30\% \text{ (десятки \%)}$$



Скорости образования (dN/dt)
 Для ^{239}Pu — постоянная ($N_{^{238}\text{U}} \cdot \lambda_{^{238}\text{U}}^{(n, \alpha)} \cdot \varphi$)
 Для ^{240}Pu — $2 \cdot N_{^{239}\text{Pu}} \cdot \lambda_{^{239}\text{Pu}}^{(n, \alpha)} \cdot N_{^{238}\text{U}} \cdot \lambda_{^{238}\text{U}}^{(n, \alpha)} \cdot \varphi t$

Отношение скоростей образования $N_t'(^{240}\text{Pu})/N_t'(^{239}\text{Pu})$
 (W); $W = 2R(t)$

1 месяц: $W \approx 0,06$; 1 год: $W \approx 0,12$,

как и следовало ждать для квадратного эффекта

Нетрудно понять: для ^{238}Pu не 2 захвата,
 ($^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow ^{240}\text{Pu}$), а 3

($^{235}\text{U} \rightarrow ^{236}\text{U} \rightarrow ^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu}$)

Поэтому для него эффект по (φt) кубический



Сечения поглощения тепловых нейтронов некоторыми простыми веществами и нуклидами

Реакции поглощения - все реакции (n, x),
кроме реакции упругого рассеяния (эл.г.)

Вещество, нуклид	σ , барн	Вещество, нуклид	σ , барн
H	0,322	Mo	2,7
² D	0,00046	Ag	64,8
Li	71	Cd	2537
Be	0,01	¹¹³ Cd	20 000
B	758	Sn	0,625
C	0,0038	I	6,22
N	1,88	Xe	35
O	0,0002	¹³⁵ Xe	$2,72 \cdot 10^6$
Na	0,525	Sm	$5,83 \cdot 10^3$
Al	0,241	Eu	$4,40 \cdot 10^3$
Mn	13,2	Gd	$4,65 \cdot 10^4$
Fe	2,62	Au	98,8
Cu	3,85	Pb	0,17
Zr	0,185	Bi	0,034



Накопление ^{239}Np в реакторе

Пусть в реакторе в нейтронном потоке φ в течение времени $t_{обл}$ облучается начальный материал (^{238}U) с сечением образования вторичного материала (^{239}Np), равным $\sigma(n, \beta)_{^{238}\text{U}}$.

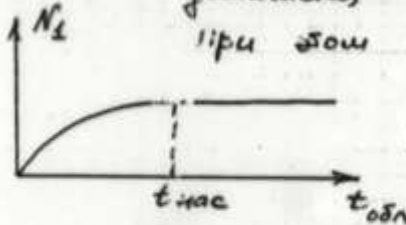
В общем случае можно, решая соответствующее ДУ, получить:

$$N_1(t) = \epsilon \varphi N_0 \sigma [T_{1/2}]_{N_1} (1 - e^{-\frac{\epsilon n \lambda}{[T_{1/2}]_{N_1}} t})$$

При $t \gg [T_{1/2}]_{N_1}$ (практически через 5-6 $T_{1/2}$):

второе слагаемое в скобках $\ll 1$ и $N_1(t) \approx \text{const}$ (режим насыщения — сколько ядер в единицу времени рождается, столько и распадается).

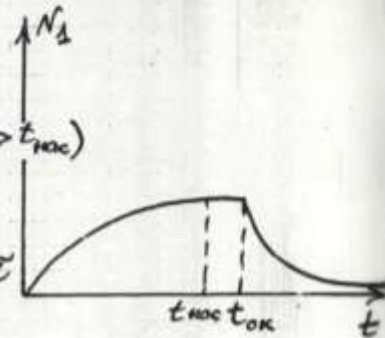
В нашем случае $N_1 - ^{239}\text{Np}$, $\lambda - ^{238}\text{U}$, $[T_{1/2}]_{N_1} = 2,36$ дня, и режим насыщения достигается через 12-15 дней ($t_{нас}$) при этом достигнем очень короткоживущего ^{239}U ($T_{1/2} = 2,34$ сек) мы пренебрежим.



Если облучение в момент времени $t_{ок}$ прекращается ($t_{ок} > t_{нас}$)

то N_1 уменьшается по закону р/о распада:

$$N_1(t > t_{ок}) = N_1(t_{ок}) e^{-\frac{\epsilon n \lambda}{T_{1/2}} \tau}$$





Энергия связи ядер и ядерная энергия (6)

Тогда нам нужно знать:

1. Какие ядра являются «рыхлыми», а какие – «крепкими»?
2. Как обеспечить самоподдерживающееся протекание реакции с $E > 0$ в управляемом режиме?
3. Как превратить физику в технологию, приемлемую ресурсно, экономически и экологически?



Первое число – **сечение деления, барн.**

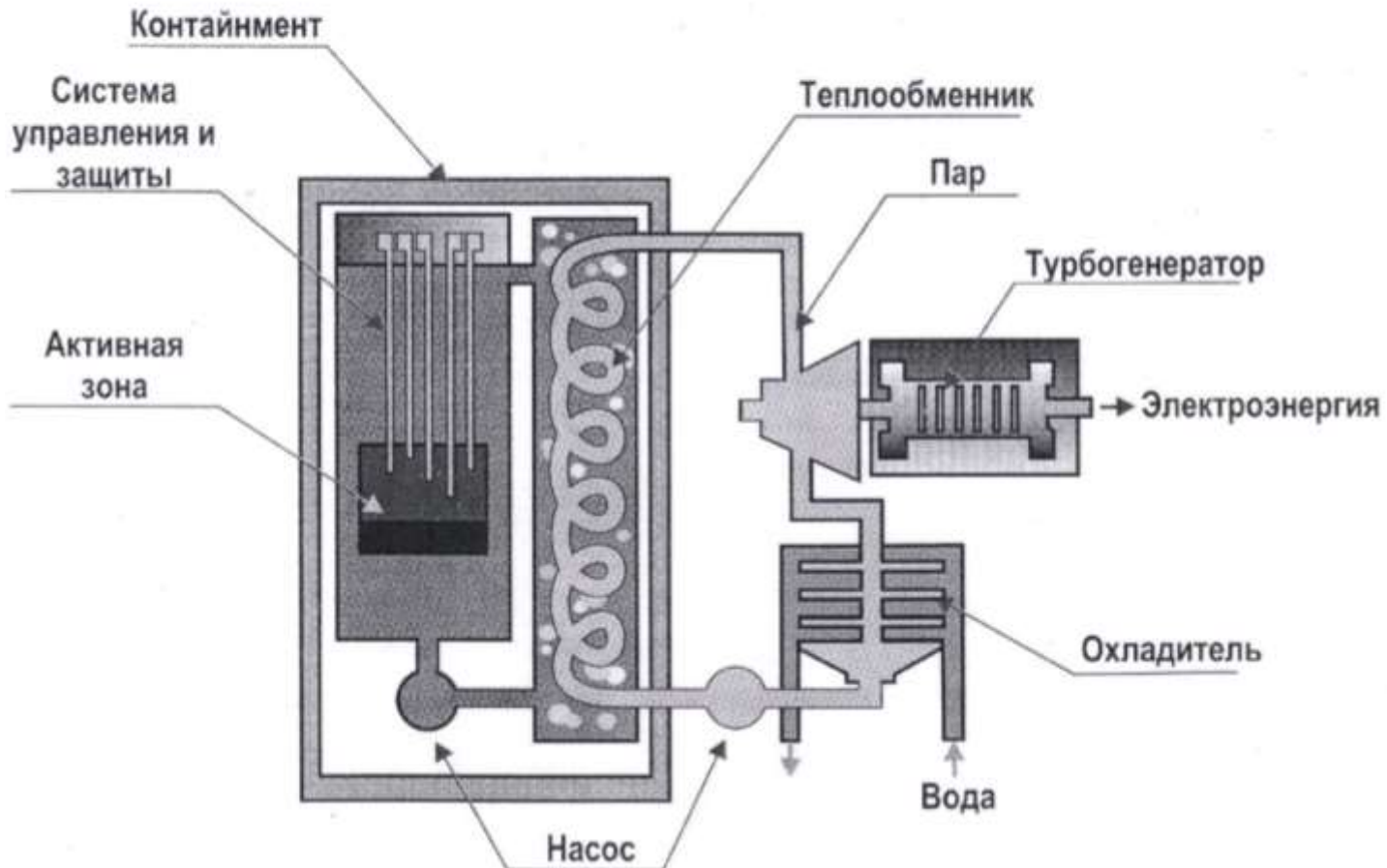
Второе число - количество вторичных нейтронов на 1 деление.

Подчёркнуты ядра, встречающиеся в природе.

Для изотопов Pu в скобках приведены данные, отвечающие примерному нейтронному спектру в активной части ядерного взрывного устройства.

Ядро	Период полураспада, лет	Тепловые нейтроны (E=0,025 эВ)	Нейтроны деления ($\bar{E} \approx 2$ МэВ)	Нейтроны синтеза (E = 14 МэВ)
1	2	3	4	5
<u>^{232}Th</u>	$1,4 \cdot 10^{10}$	-	0,1	0,36
		-	2,2	4,3
^{233}U	$1,6 \cdot 10^5$	530	1,8	
		2,45	2,6	4,3
<u>^{235}U</u>	$7,0 \cdot 10^6$	586	1,3	2,2
		2,41	2,6	4,5
<u>^{238}U</u>	$4,5 \cdot 10^9$	-	0,52	1,24
		-	2,6	4,5
^{239}Pu	$2,4 \cdot 10^4$	741	2,0 (1,6)	2,6
		2,86	3,17 (2,9)	5,1
^{240}Pu	$6,56 \cdot 10^3$	-	1,65 (0,7)	2,3
		-	3,13 (2,9)	4,7
^{245}Cm	$8,5 \cdot 10^3$	2050		
		3,83		
^{249}Cf	351	1690		
		4,08		
^{251}Cf	900	3000		
		4,15		
^{242m}Am	141	6600		
		3,25		

Схема реакторного блока типичной АЭС с реактором ВВЭР



ВВЭР-1000

Габариты твэла, мм:

длина

3837

наружный диаметр

9,1

внутренний диаметр оболочки

7,72

Материал оболочки

Сплав Zr+1% Nb

Топливо

Спеченные таблетки двуокиси урана

Обогащение ураном-235 в зависимости
от исполнения, %

1,6; 2,0; 2,4; 3,0; 3,3; 3,6; 4,0; 4,4

Габариты таблеток, мм:

диаметр

7,57

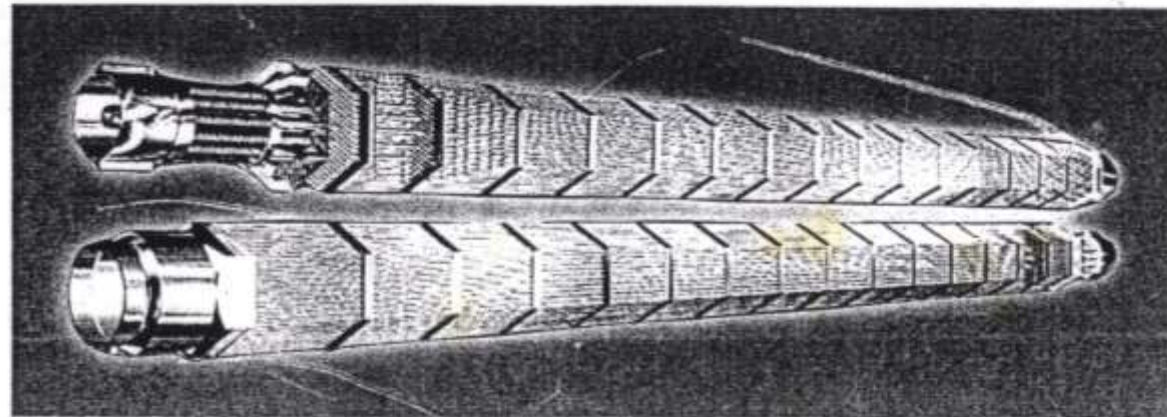
высота

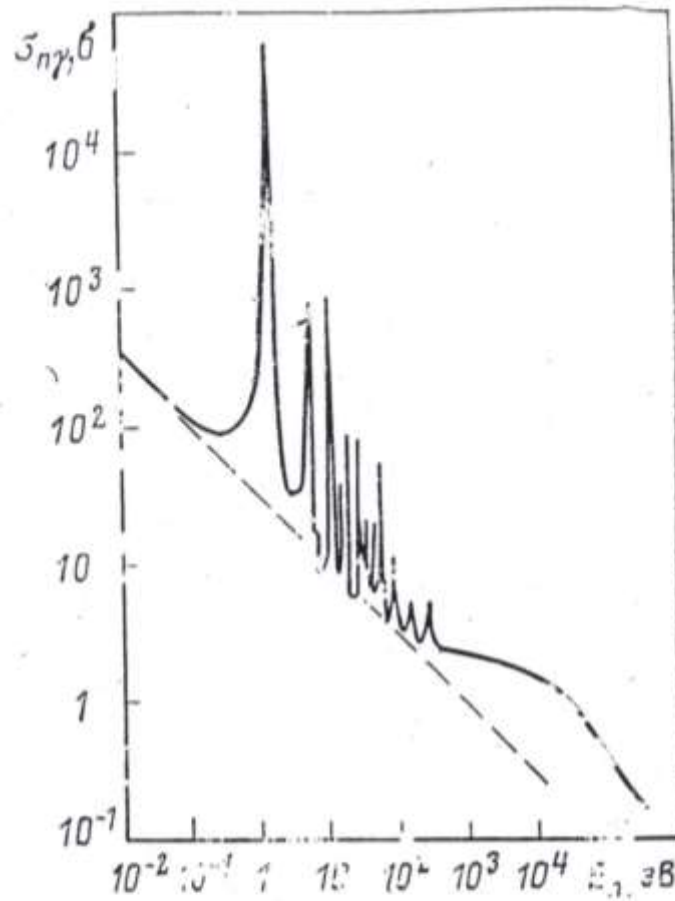
9...12

номинальный диаметр

центрального отверстия

1,5





Зависимость сечения
радиационного захвата
 Σ_n (естественный изотоп-
ный состав) от E_n

— — — зависимость $1/v$