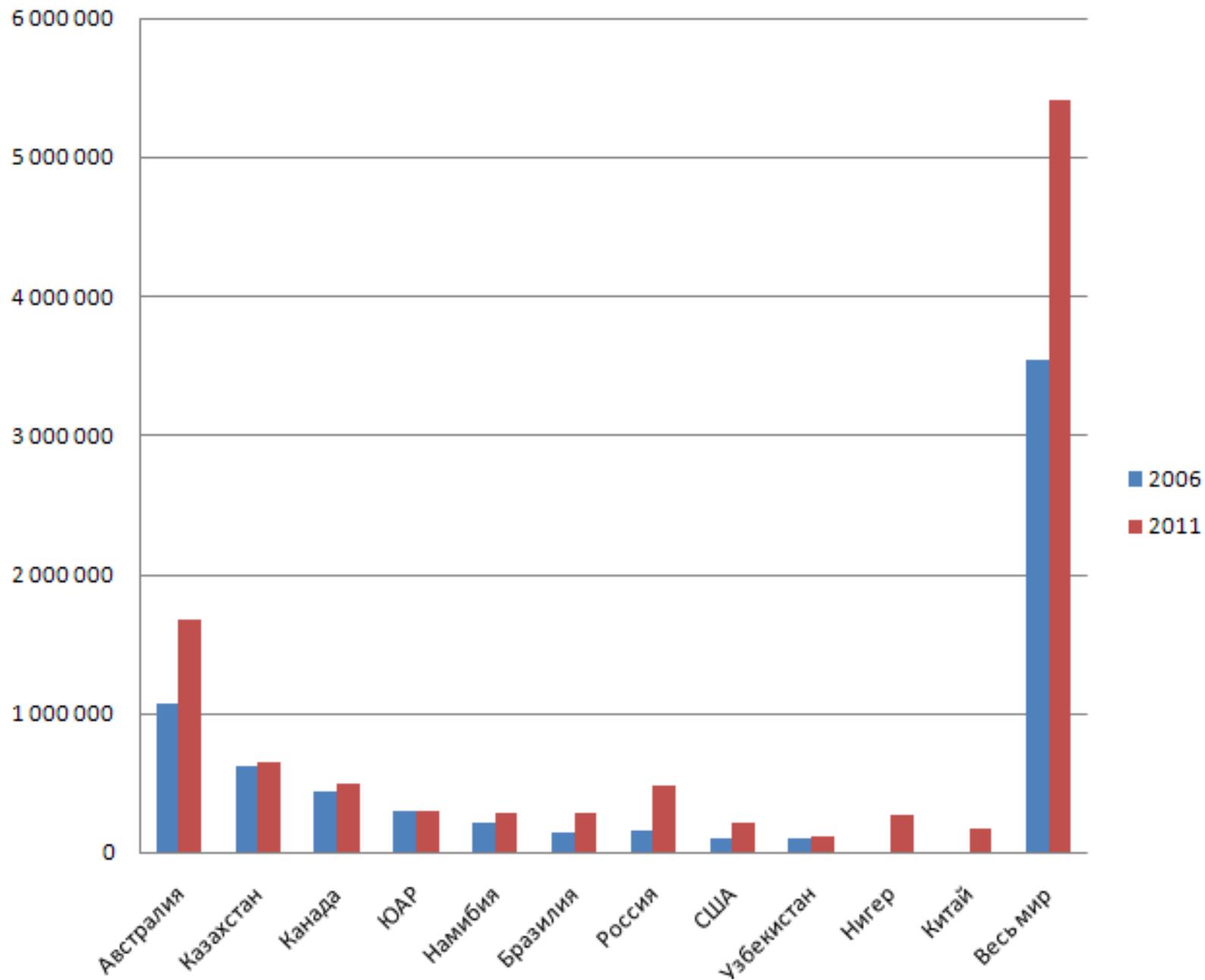




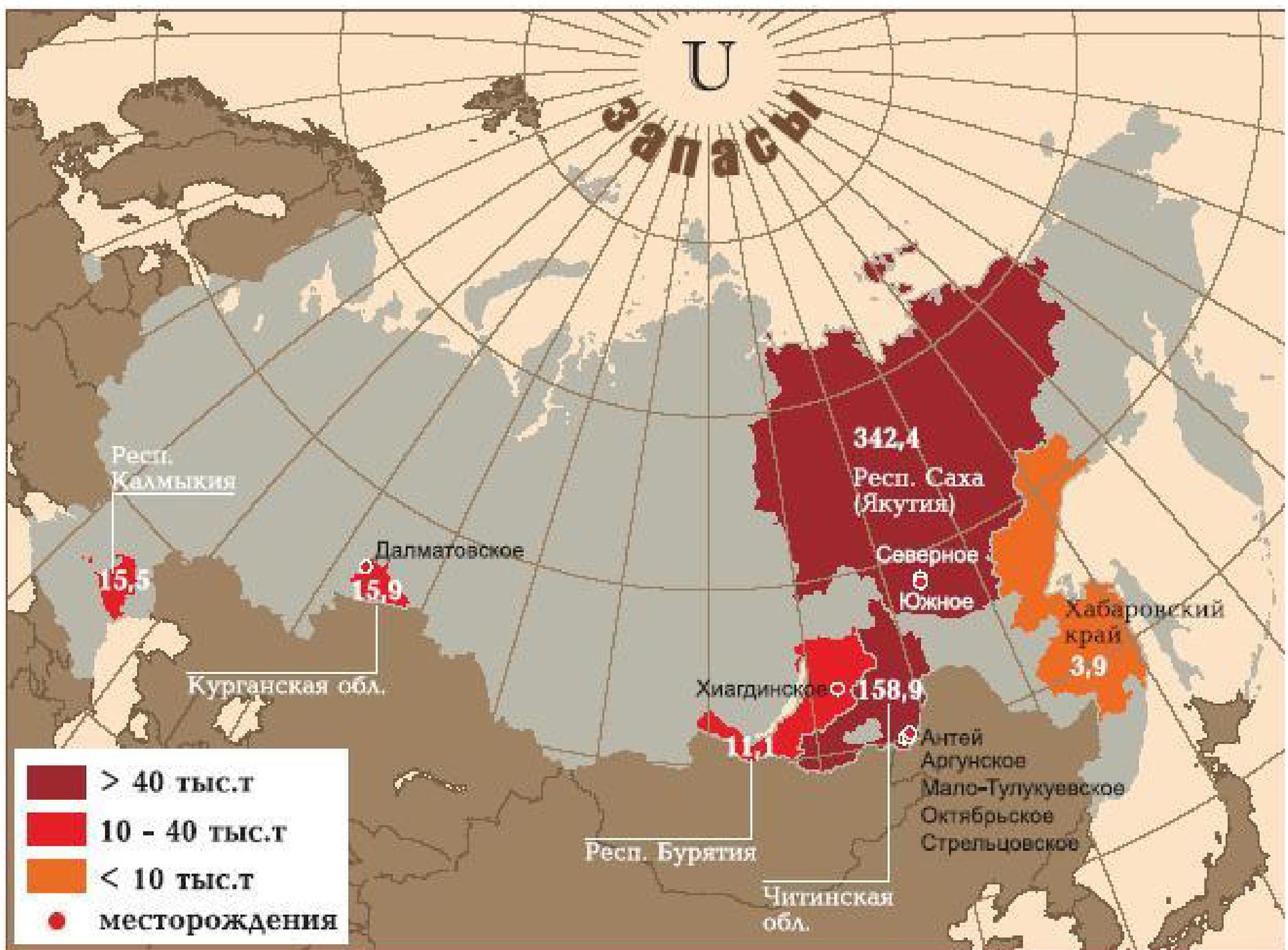
# Ядерная физика и Человек

**ЯДЕРНЫЕ  
РЕАКТОРЫ НА  
БЫСТРЫХ  
НЕЙТРОНАХ**

# Мировые запасы урана, тонн



# У запасы



# Олимпийская Плотина в Австралии



18,5 % разведанных мировых запасов урана

# Шахта Река МакАртур в Канаде

13 % мировой добычи урана в 2012 г.

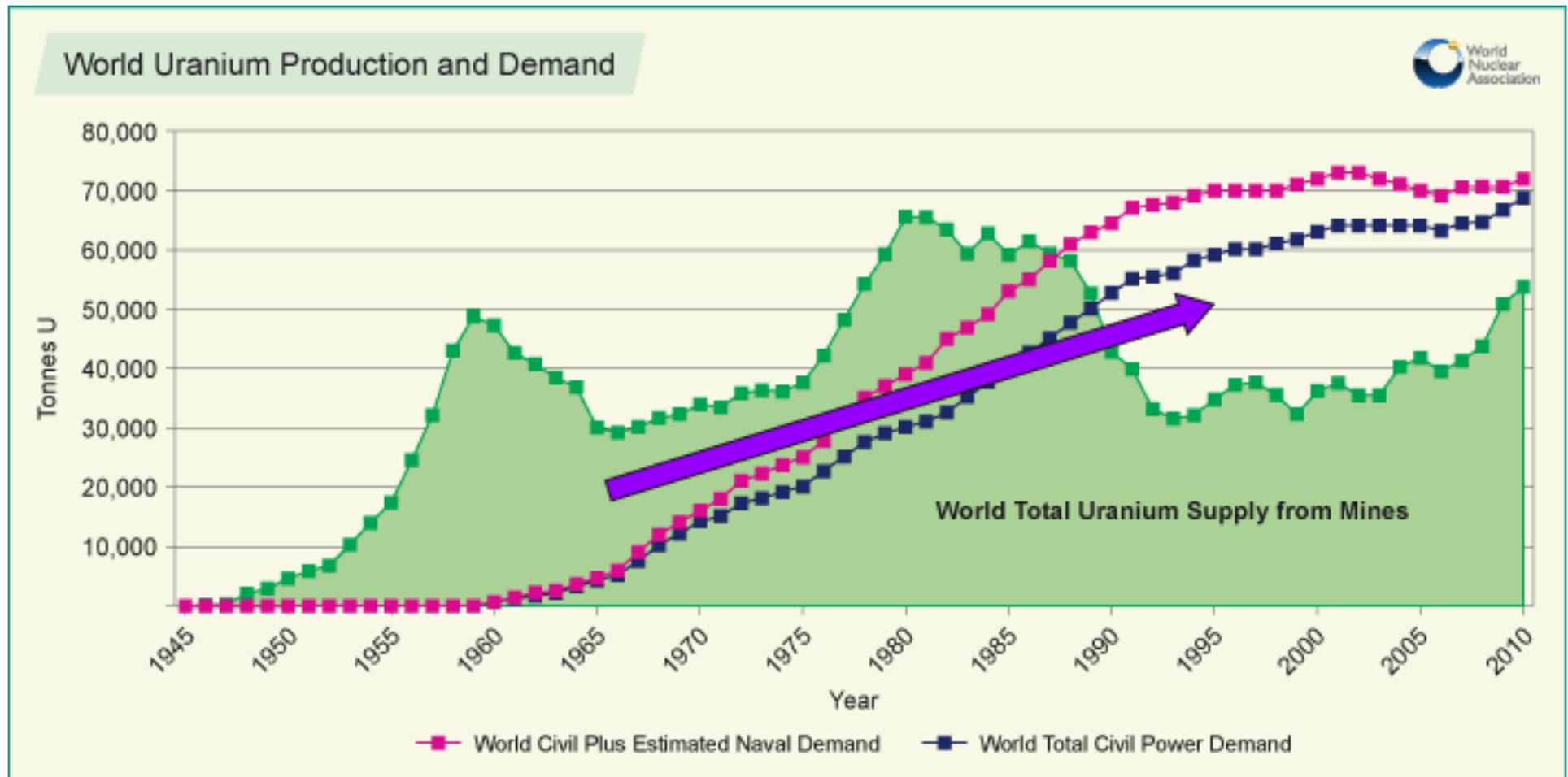


Концентрация урана в руде 15-16 %,  
одна из самых высоких в мире

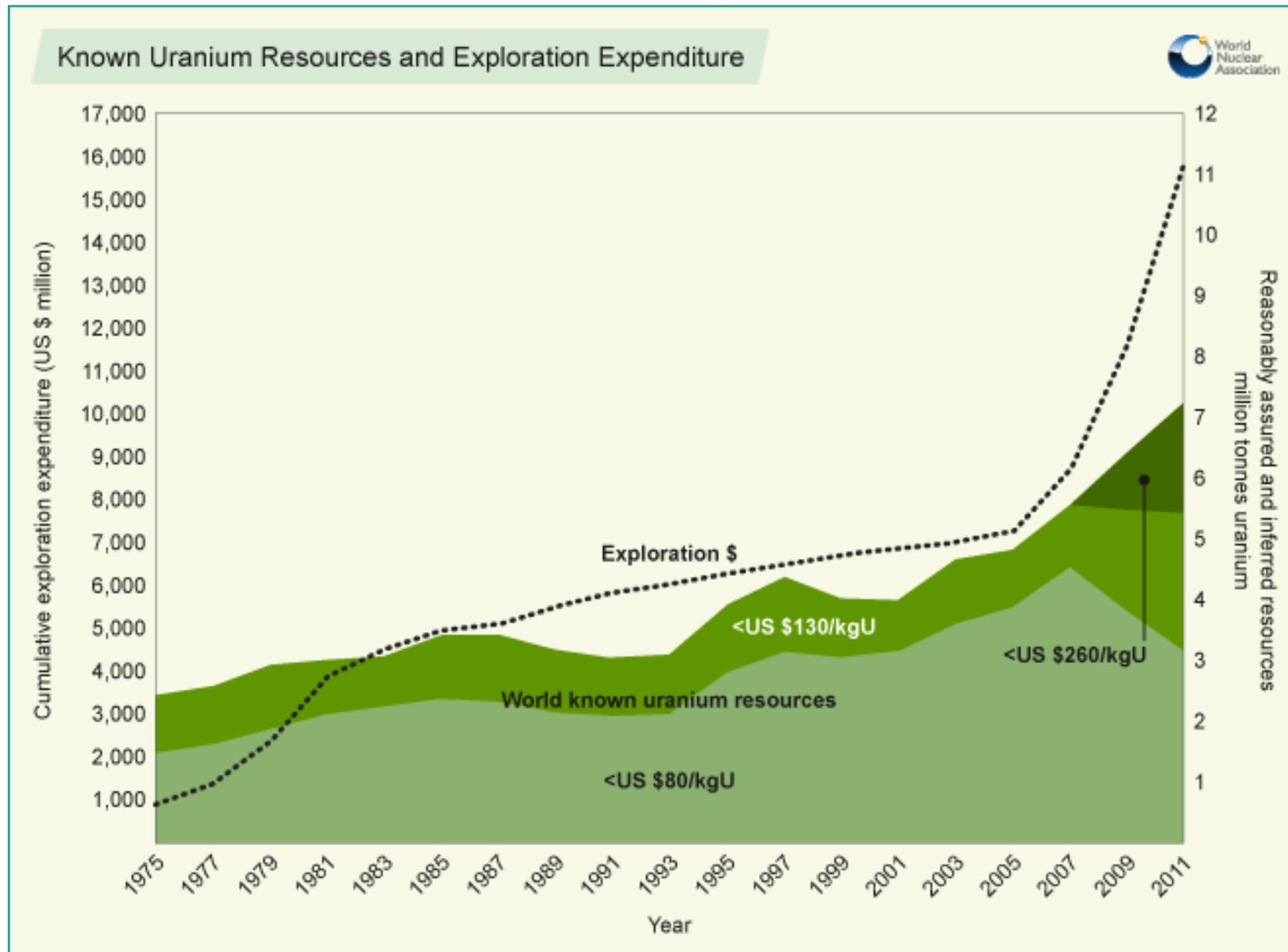
# Корпус реактора на тепловых нейтронах ВВЭР



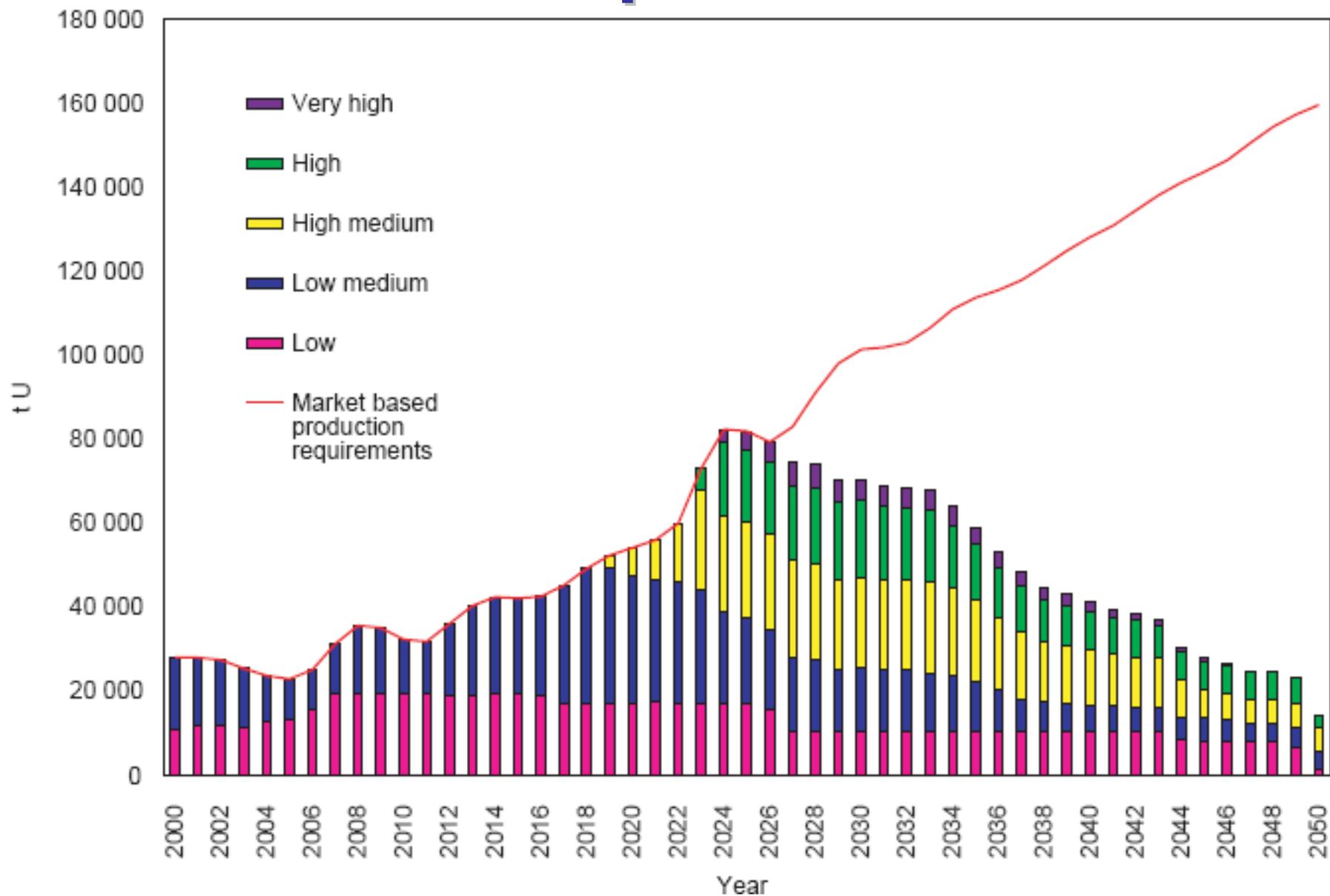
# Производство и потребление урана в мире



# Структура стоимости разведанных запасов урана



# Структура стоимости урана и его потребление



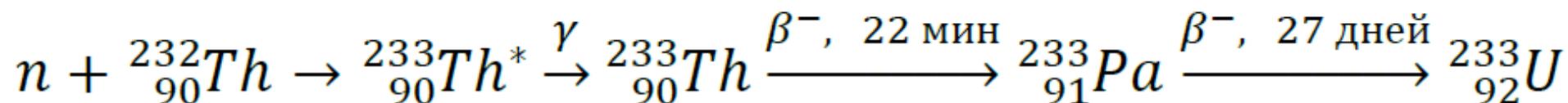
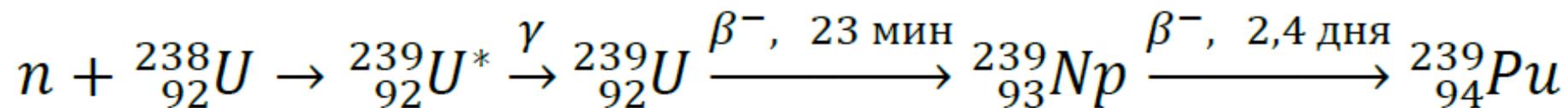
# Изотопы U

$^{235}\text{U}$       0,72%       $T_{1/2} = 7,0 \cdot 10^8$  лет,  $\alpha$ -распад

$^{238}\text{U}$       99,28%       $T_{1/2} = 4,5 \cdot 10^9$  лет,  $\alpha$ -распад

Энергия присоединения нейтрона	Барьер деления
$^{235}\text{U}$ 6.5 МэВ	$^{236}\text{U}$ 6.0 МэВ
$^{238}\text{U}$ 6.0 МэВ	$^{239}\text{U}$ 7.0 МэВ

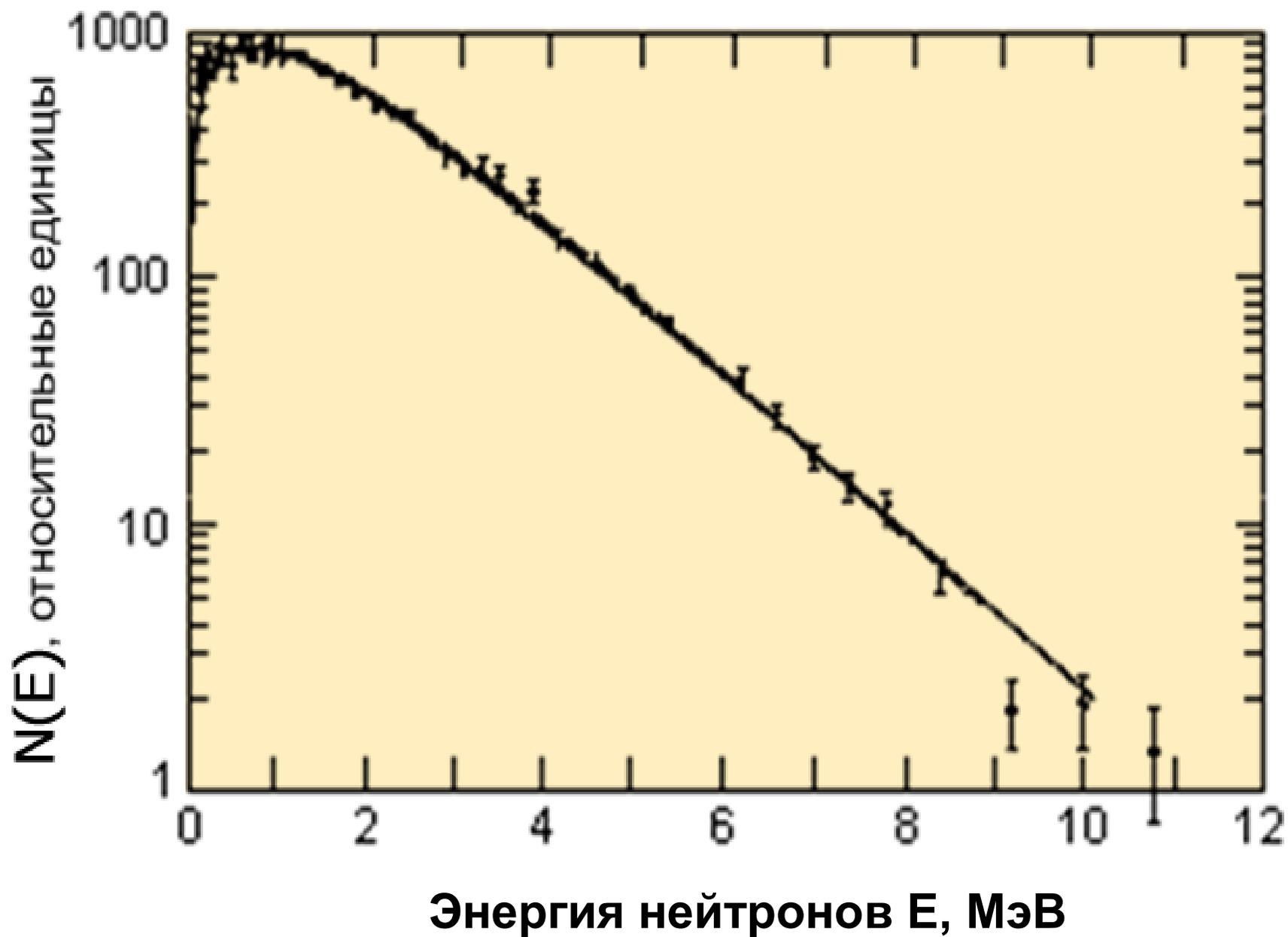
# Образование делящихся продуктов из урана и тория



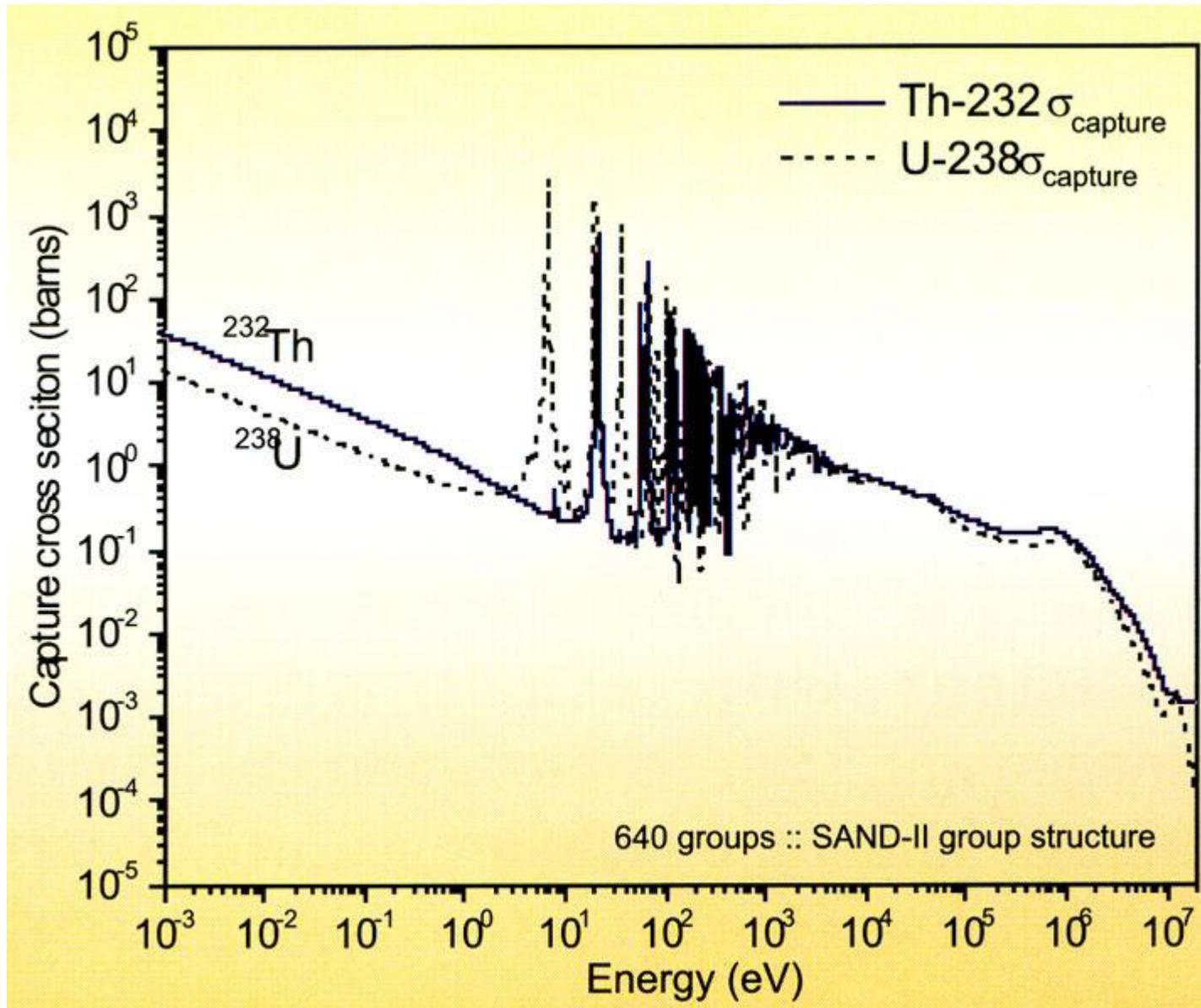
уран-плутониевый и торий-урановый циклы  
воспроизводства ядерного топлива

Изотоп	Высота барьера деления Н, МэВ	Изотоп	Энергия связи нейтрона $\epsilon_n$
${}^{232}\text{Th}$	5.9	${}^{233}\text{Th}$	4.79
${}^{233}\text{U}$	5.5	${}^{234}\text{U}$	6.84
${}^{235}\text{U}$	5.75	${}^{236}\text{U}$	6.55
${}^{238}\text{U}$	5.85	${}^{239}\text{U}$	4.80
${}^{239}\text{Pu}$	5.5	${}^{240}\text{Pu}$	6.53

# Спектр нейтронов деления



# Зависимость сечения (вероятности) захвата от энергии нейтронов



# Условие воспроизводства топлива

Интенсивность процесса воспроизводства ядерного топлива в реакторе характеризуется **коэффициентом воспроизводства КВ**, который равен отношению количества вновь образовавшихся за время  $t$  ядер к числу выгоревших ядер за то же время.

Необходимым условием осуществления расширенного воспроизводства ядерного топлива является условие  $КВ > 1$ . Для получения  $КВ > 1$  необходимо, чтобы на одно поглощение нейтрона ядром  $^{239}\text{Pu}$  или  $^{233}\text{U}$  приходилось в среднем **больше двух рождающихся нейтронов** ( $\eta > 2$ ). Но из-за поглощения нейтронов в конструкционных материалах и продуктах деления необходимо чтобы  $\eta > 2,2-2,3$ .

Ядро	$^{233}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$
$\eta$ , тепловые нейтроны ( $E = 0,025$ эВ)	2,28	2,07	2,09
$\eta$ , быстрые нейтроны ( $E = 1$ МэВ)	2,45	2,3	2,7

**Воспроизводство топлива в уран-плутониевом цикле возможно только с помощью быстрых нейтронов, а в торий-урановом также и с помощью тепловых нейтронов.**

# Скорость воспроизводства

Скорость воспроизводства топлива прямо пропорциональна тепловой мощности реактора – количество нейтронов, захватываемых  $^{238}\text{U}$  или  $^{232}\text{Th}$ , определяется числом поделившихся ядер горючего.

Сечение деления тепловыми нейтронами  $^{235}\text{U}$  составляет 500-700 барн, а быстрыми нейтронами – 1,5-2 барн. Для заданного уровня мощности в реакторах на быстрых нейтронах требуется значительно **большая средняя плотность потока нейтронов**, либо значительно **большее количество делящегося нуклида**, чем в реакторе на тепловых нейтронах (высокое обогащение топлива).

**Активная зона реактора на быстрых нейтронах существенно компактней, чем объем реактора на тепловых нейтронах.**

# Активная зона реактора

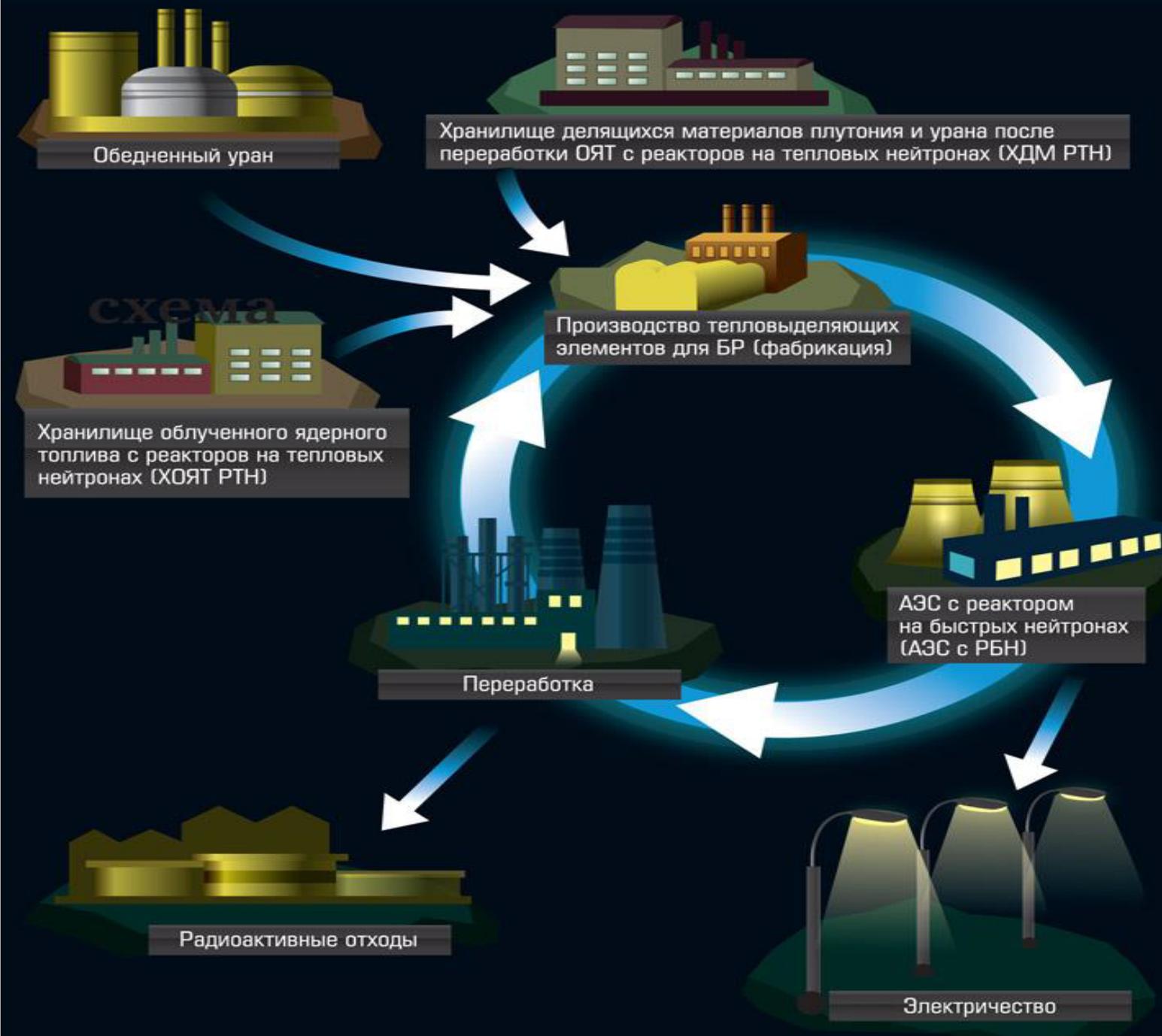
Удельная объемная энергонапряженность реакторов на тепловых нейтронах типа ВВЭР равна **80–110** МВт/м<sup>3</sup> (кВт/л). Соответствующая характеристика активной зоны реакторов на быстрых нейтронах с тепловой мощностью 3000 МВт соответственно равна **500–1000** МВт/м<sup>3</sup> (кВт/л).

В активной зоне реактора ВВЭР-1000 в начале работы на полной мощности средняя плотность потока тепловых нейтронов  $\varphi \approx 2 \cdot 10^{17}$  нейтронов/(м<sup>2</sup> · с), для активной зоны реакторов на быстрых нейтронах  $\varphi \approx 5 \cdot 10^{19}$  нейтронов/(м<sup>2</sup> · с).

Столь суровые условия активной зоны реактора на быстрых нейтронах накладывают особые **требования на материалы конструкционных элементов** реактора, а также **на теплоноситель**.

# Замкнутый ядерный топливный цикл

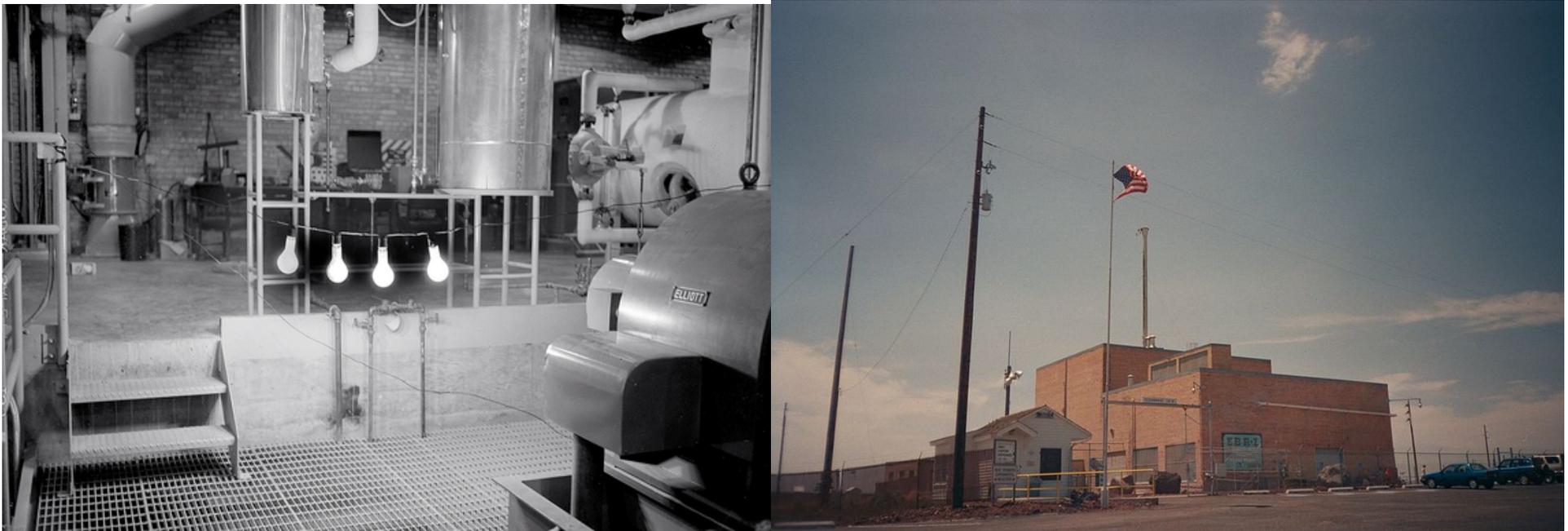
Реактор на быстрых нейтронах замкнет ядерный топливный цикл



# Первый реактор на быстрых нейтронах

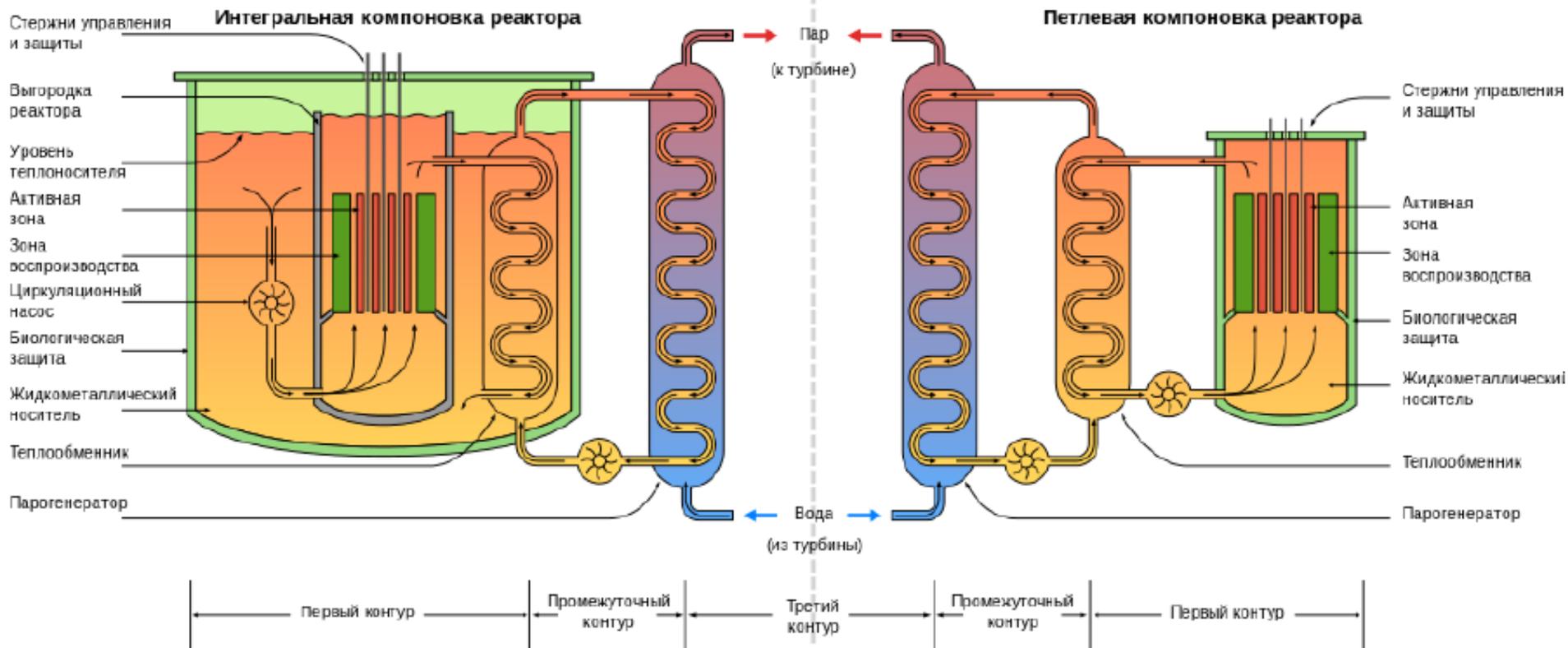
20 декабря 1951 реактор EBR-I (Experimental Breeder reactor) в Аргоннской Национальной лаборатории (США) позволил зажечь 4 лампочки накаливания.

Полная мощность EBR-I составила около 200 кВт, работал как экспериментальный реактор до 1964 г.

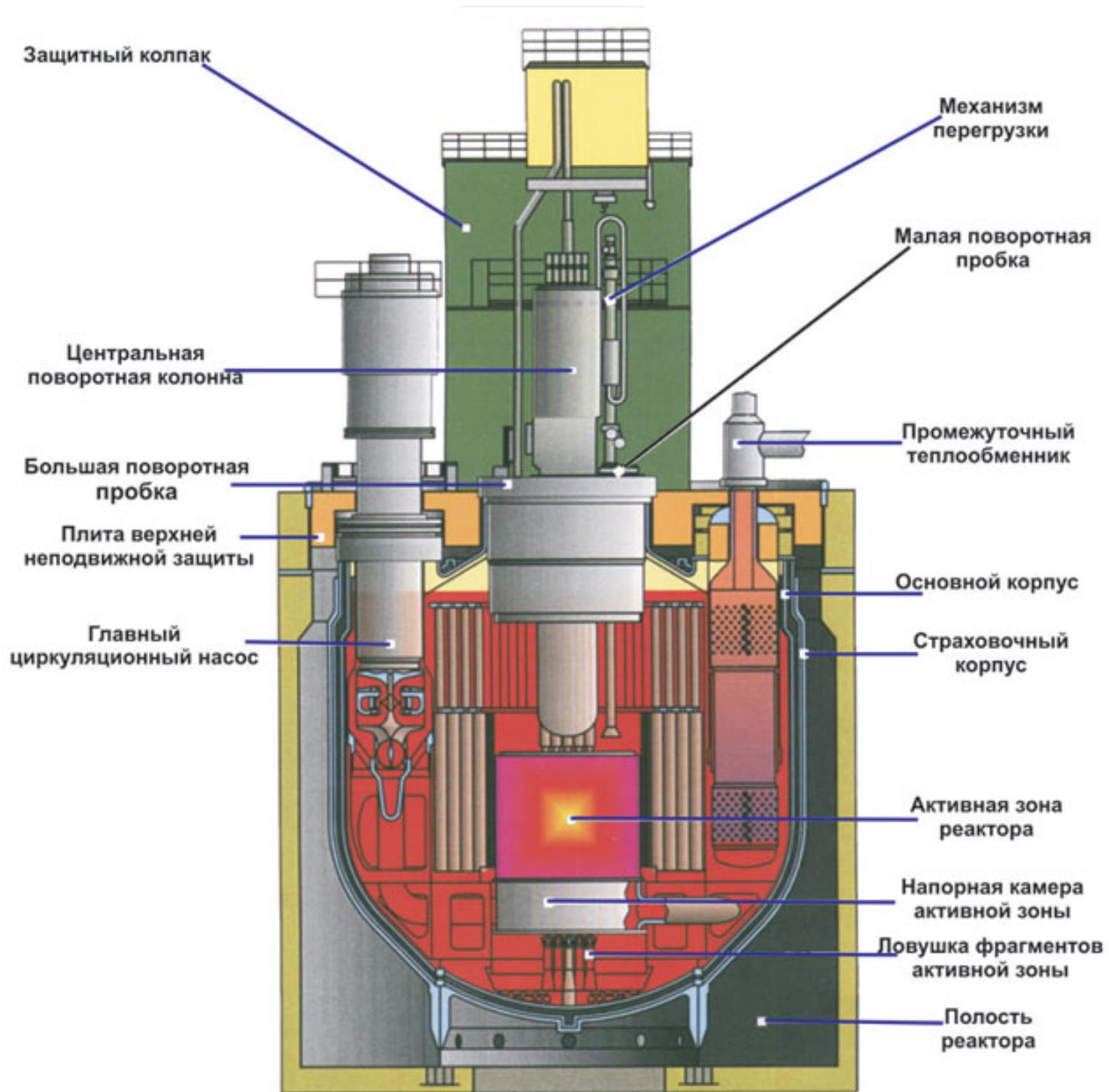


# Схема устройства реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем

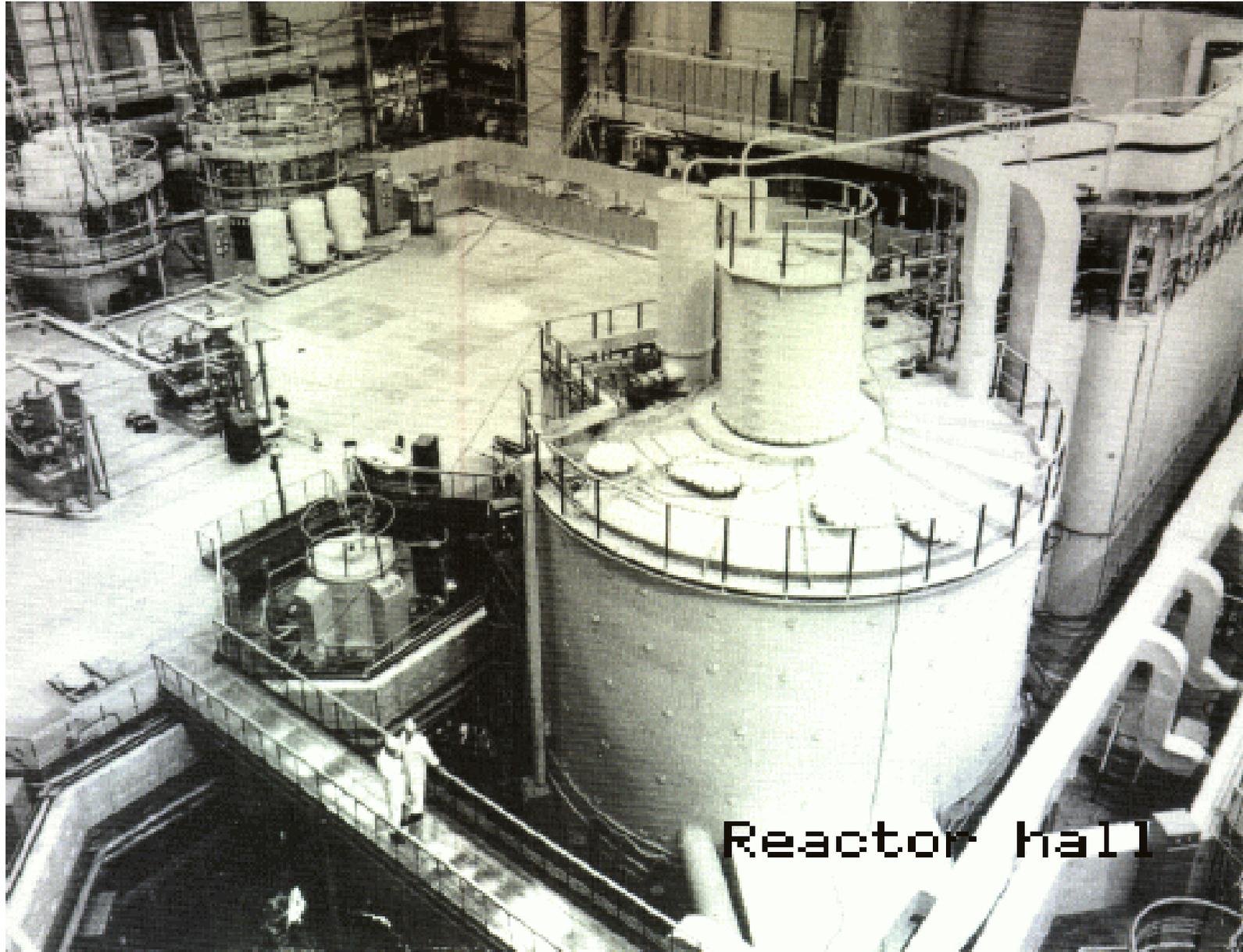
Схематическое изображение реакторов-размножителей на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем, с интегральной и петлевой компоновкой оборудования.



# Устройство реактора серии БН



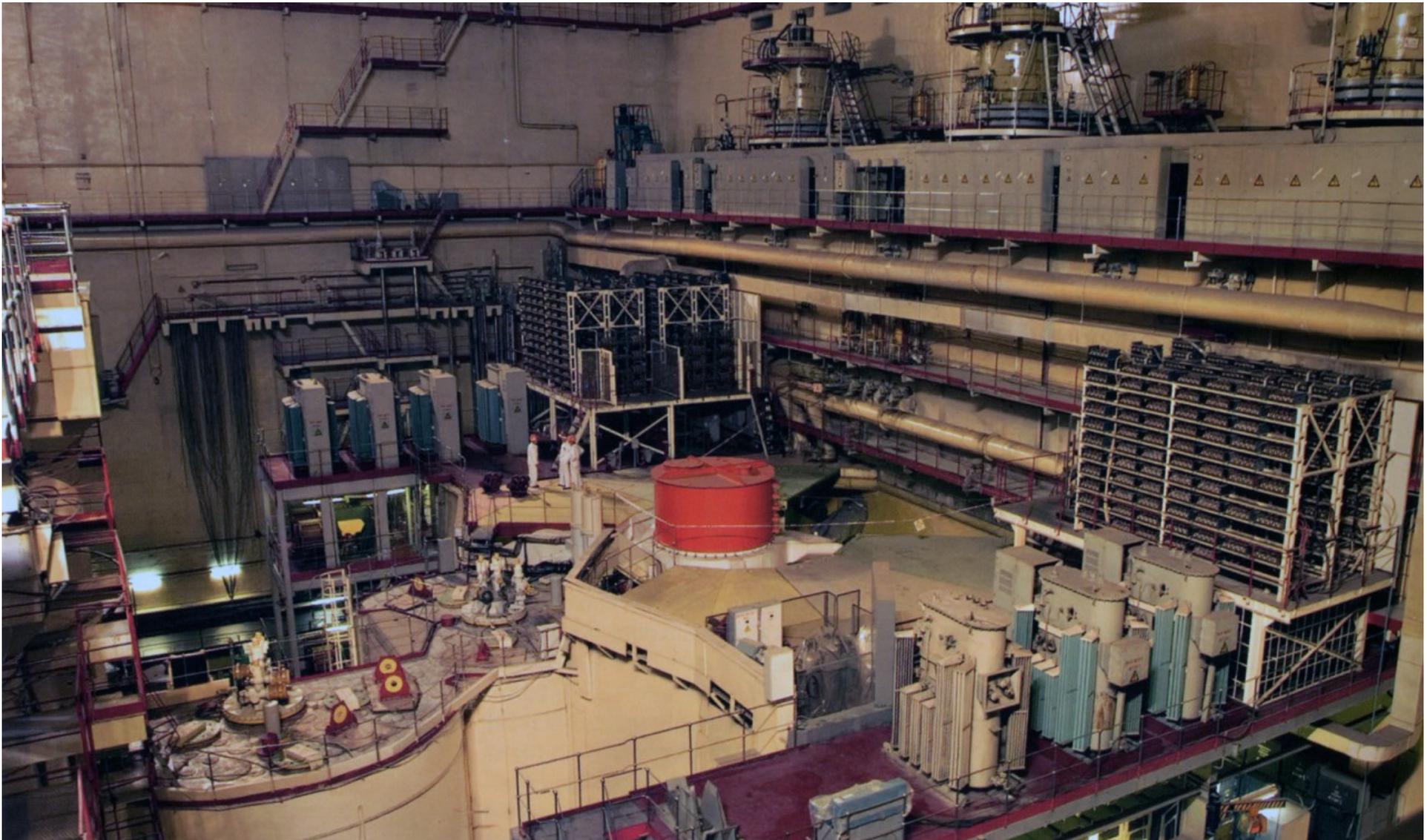
# Реактор БН-350



# Белоярская АЭС



# Реакторный зал БН-600



# Загрузка топлива в реактор БН-800



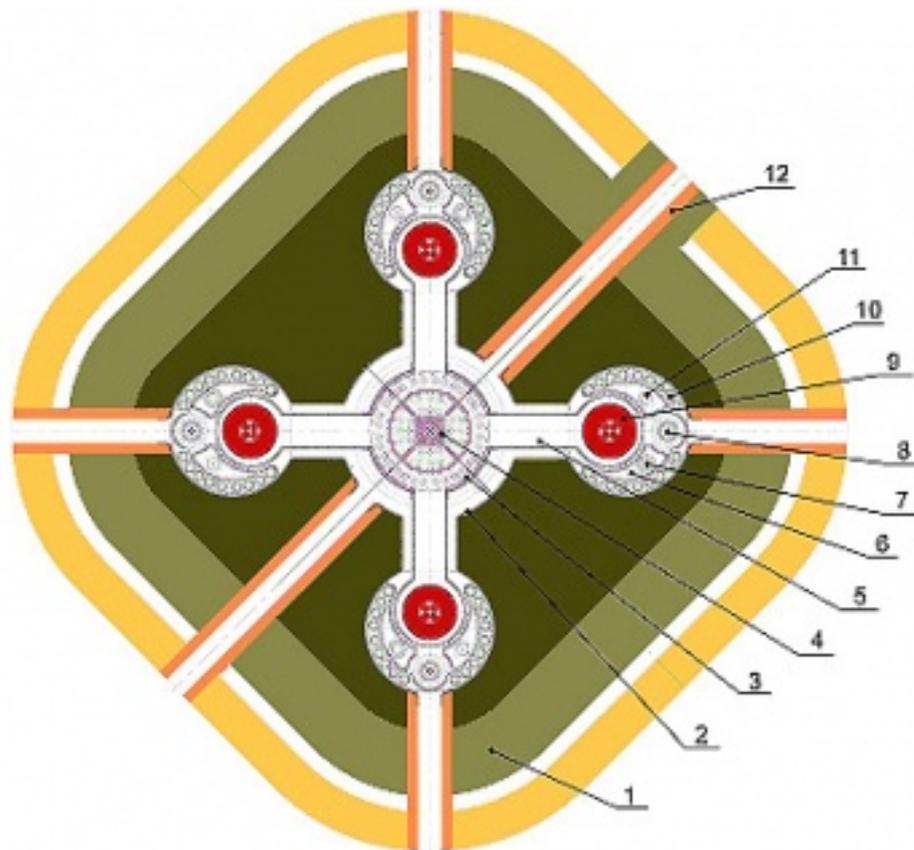
## Основные параметры энергоблока БН-800

Тепловая мощность, МВт	2100
Электрическая мощность, МВт	800
Температура, °С первого контура второго контура	547/354 505/310
Расход теплоносителя по первому и второму контурам, т/ч	3000

# Основные параметры проектируемого энергоблока БН-1200

Параметр	Значение
Тепловая мощность реактора, МВт	2800
Средняя температура натрия первого контура на входе/выходе активной зоны, °С	410/550
Температура натрия второго контура (нерадиоактивный) на входе/выходе парогенератора, °С	527/355
Температура острого пара, °С	510

# БРЕСТ-300 – быстрый реактор на свинцовом теплоносителе с мононитридным топливом

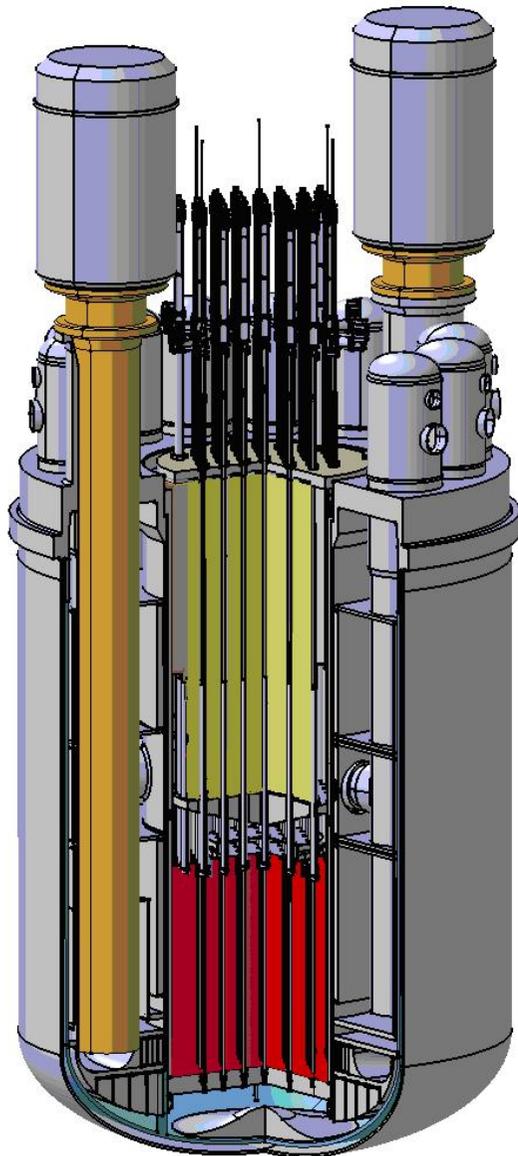


- |                             |   |
|-----------------------------|---|
| 1 — шахта реактора;         | 7 — фильтр механический;                          |
| 2 — бак коргусов;           | 8 — главный циркуляционный насос;                 |
| 3 — корзинки активной зоны; | 9 — парогенератор;                                |
| 4 — активная зона;          | 10 — канал нормального и инверсного расположения; |
| 5 — трубопровод коллектора; | 11 — теплообменник;                               |
| 6 — блок ПГ-ГЦФ;            | 12 — штурба перегрузки                            |

Рисунок 2 Поперечный разрез реактора БРЕСТ-ОД-300

**БРЕСТ** — разрабатываемый в настоящее время в России проект реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем, двухконтурной схемой отвода тепла к турбине и закрытыми параметрами пара.

# СВБР – свинцово-висмутовый быстрый реактор



**Свинцово-висмутовые быстрые реакторы** — семейство энергетических ядерных реакторов малой мощности на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем.

Наследники реакторов подводных лодок.

Два проекта СВБР-100 и СВБР-10, электрической мощностью 100 и 12 МВт соответственно, находятся в стадии разработки.

# Проект «Прорыв»

Проект «Прорыв» объединяет технологии реакторов на быстрых нейтронах и замкнутого ядерного топливного цикла.

Пять блоков БН-1200 должны быть построены в 2025, 2028, 2030, 2033 и 2035 годах. Согласно схеме территориального планирования РФ в области энергетики до 2030 года, один блок с БН-1200 планируется разместить на Белоярской АЭС и еще два — на будущей Южно-Уральской АЭС.

Энергоблоки с реакторами на быстрых нейтронах могут существенно расширить топливную базу атомной энергетики и минимизировать радиоактивные отходы за счет организации замкнутого ядерно-топливного цикла.

Завод по производству смешанного оксидного уран-плутониевого МОКС-топлива для усовершенствованных коммерческих реакторов на быстрых нейтронах БН-1200, которые будут использоваться в атомной энергетике будущего, планируется построить в РФ до 2025 года.

**Спасибо за  
внимание!**