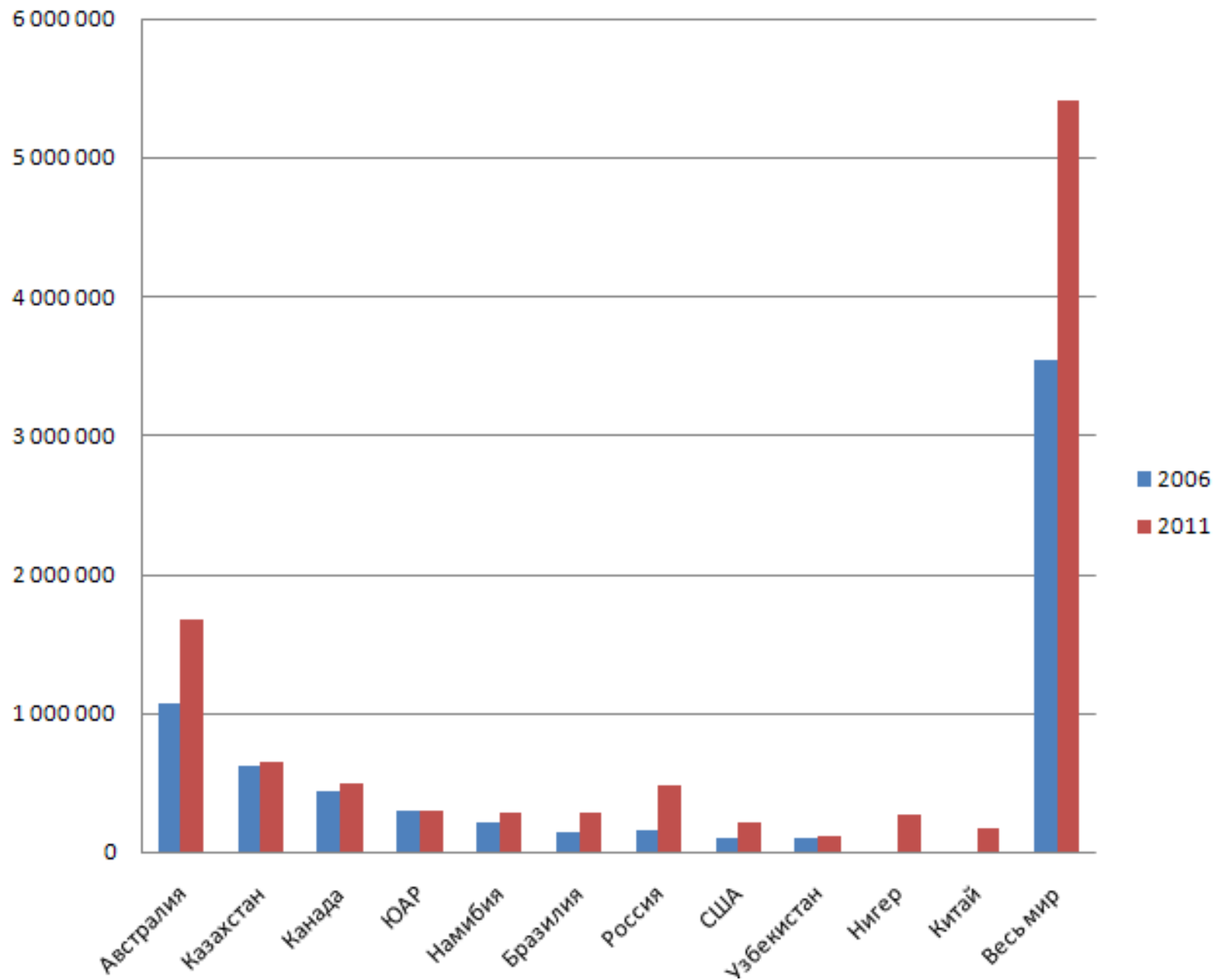


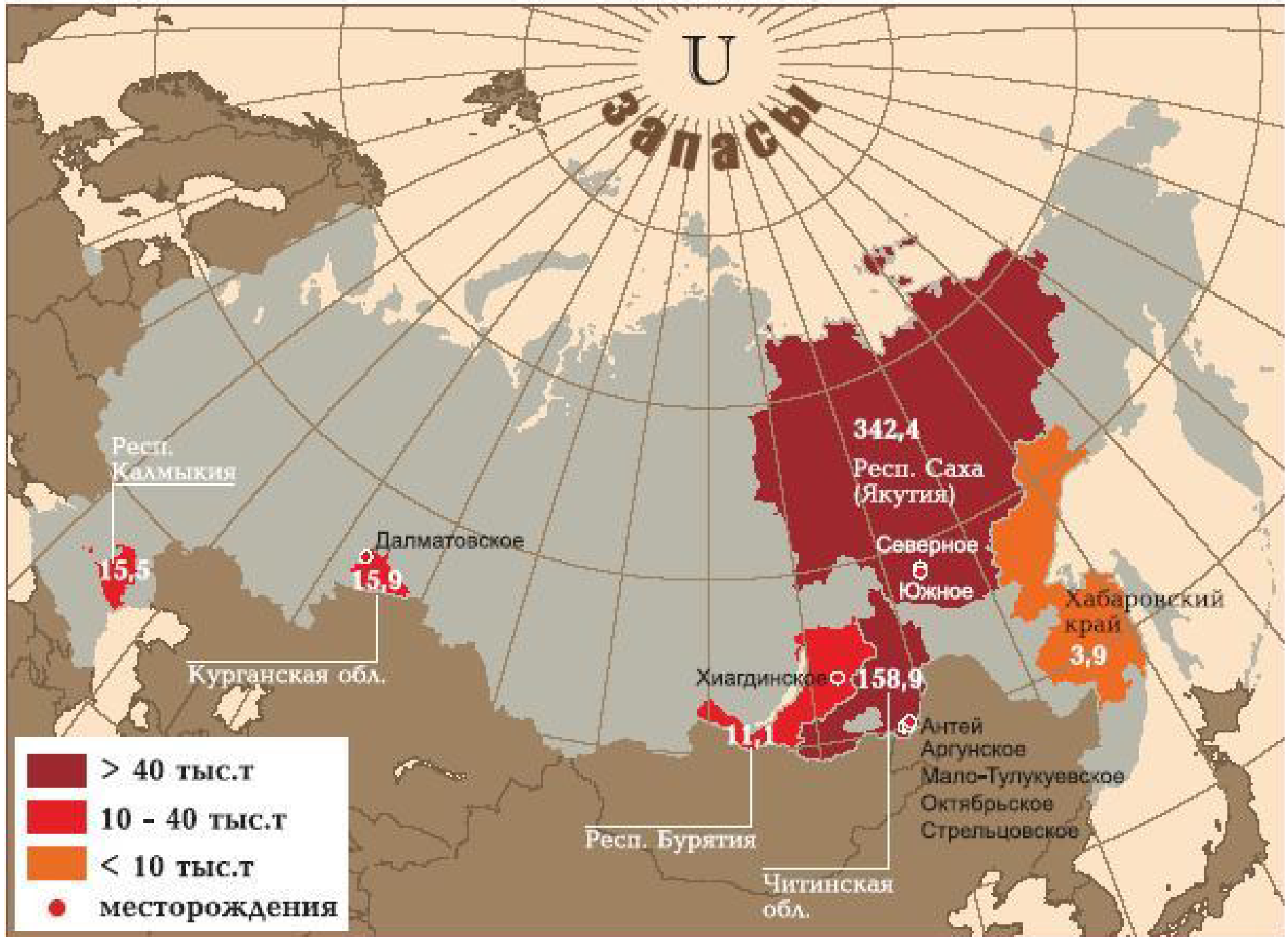
Ядерная физика и Человек

**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.

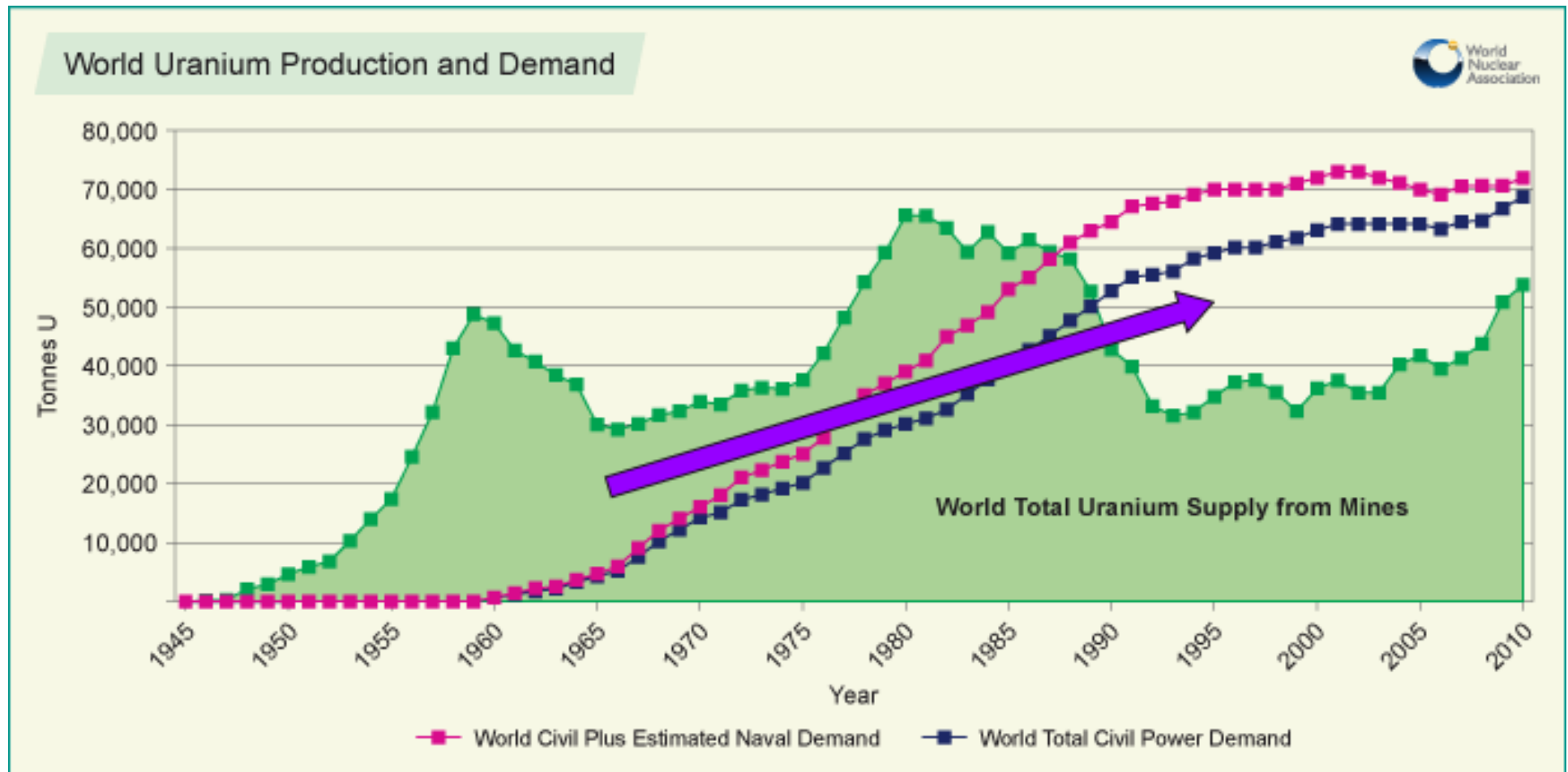


Концентрация урана в руде 15-16 %,
одна из самых высоких в мире

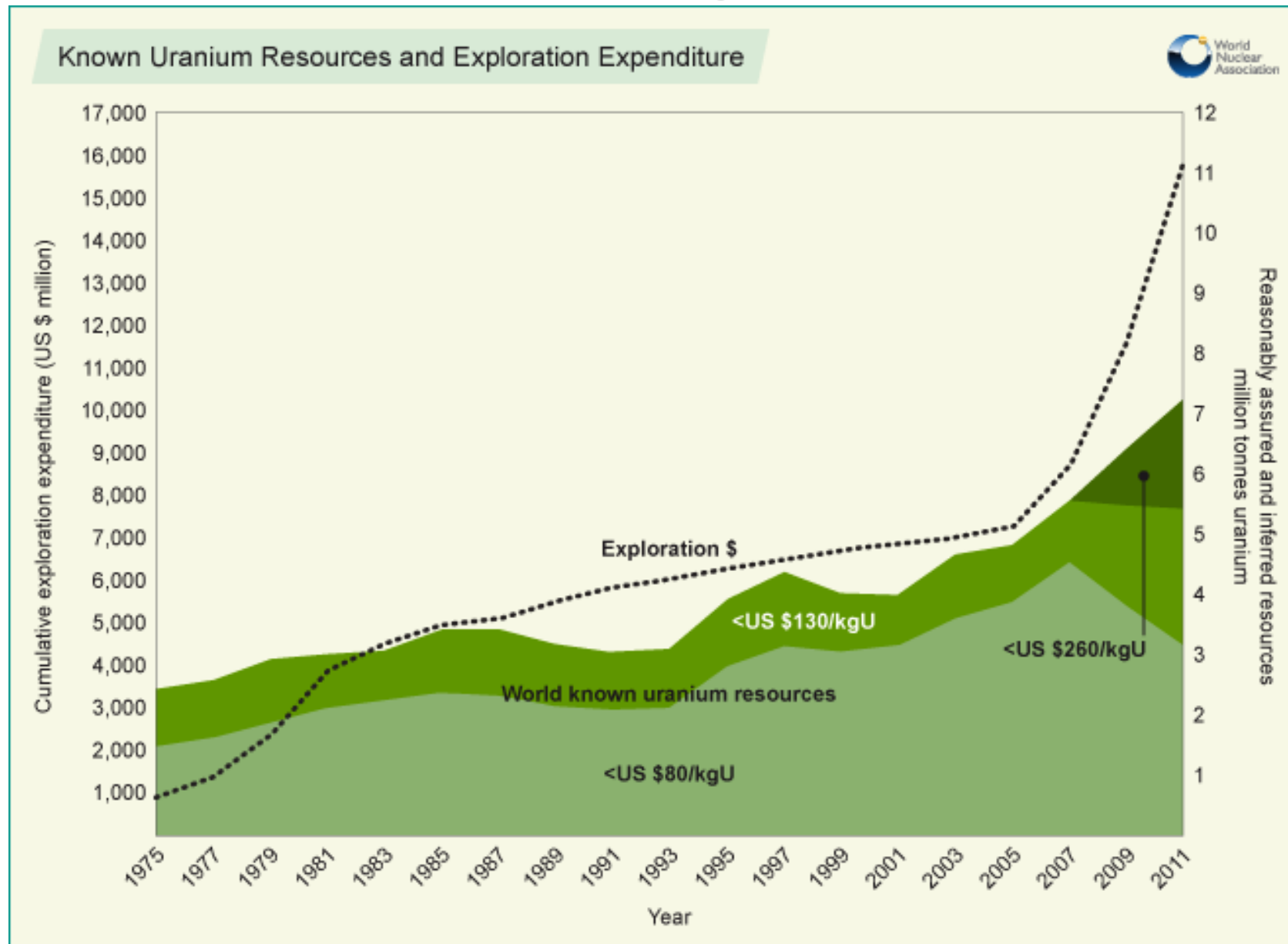
Корпус реактора на тепловых нейтронах ВВЭР



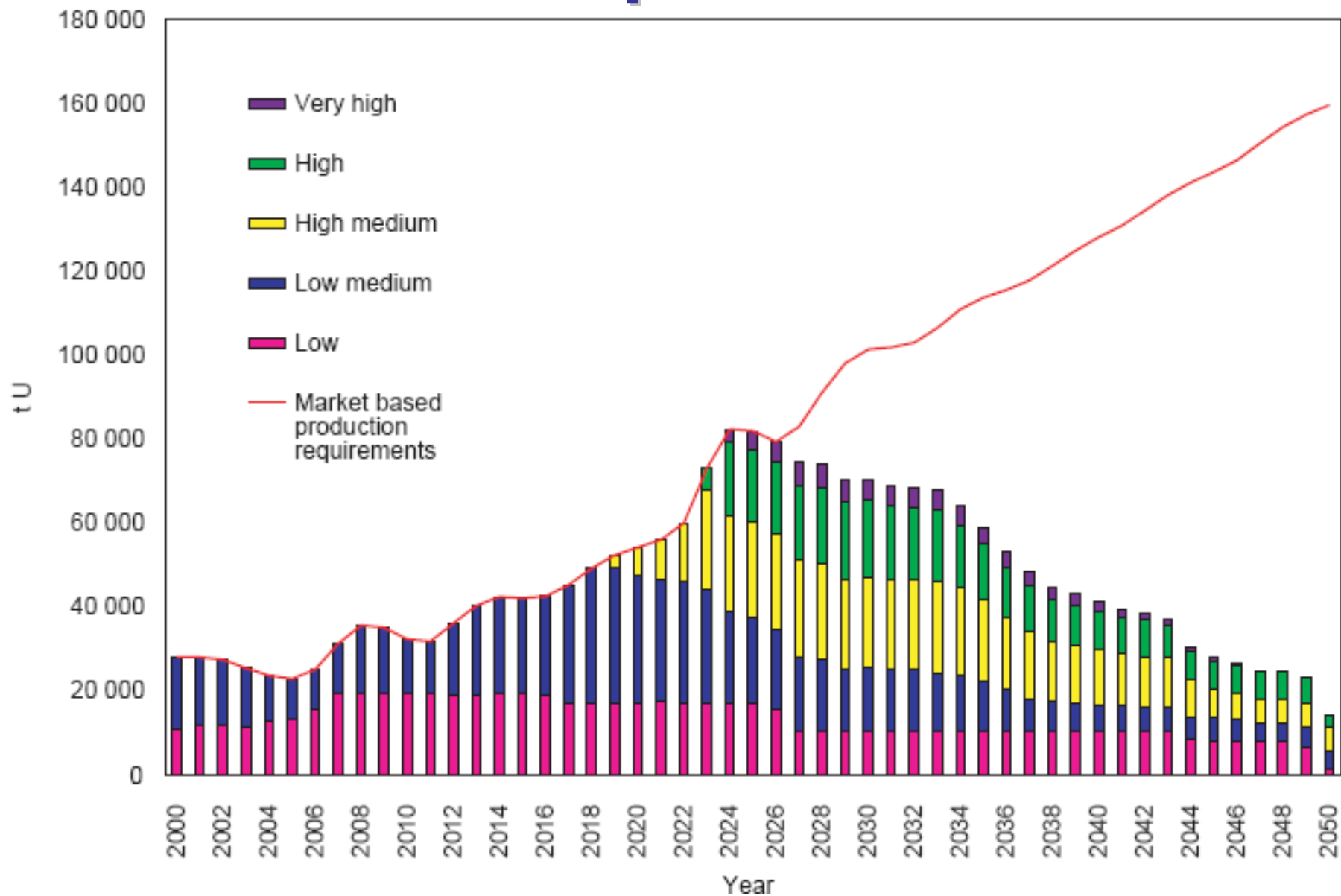
Производство и потребление урана в мире



Структура стоимости разведанных запасов урана



Структура стоимости урана и его потребление



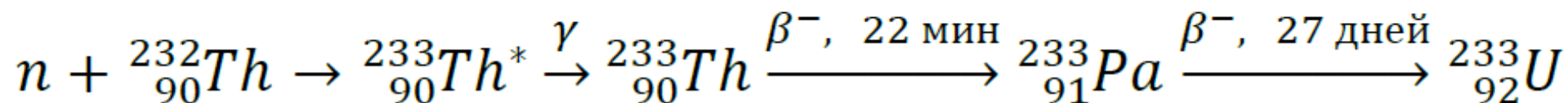
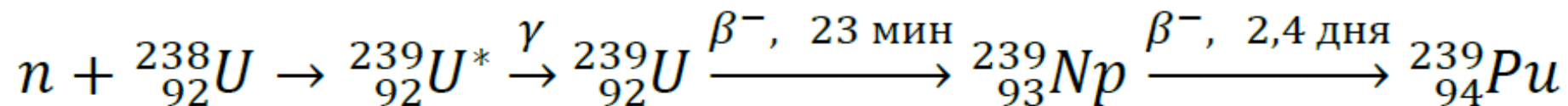
Изотопы U

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

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

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

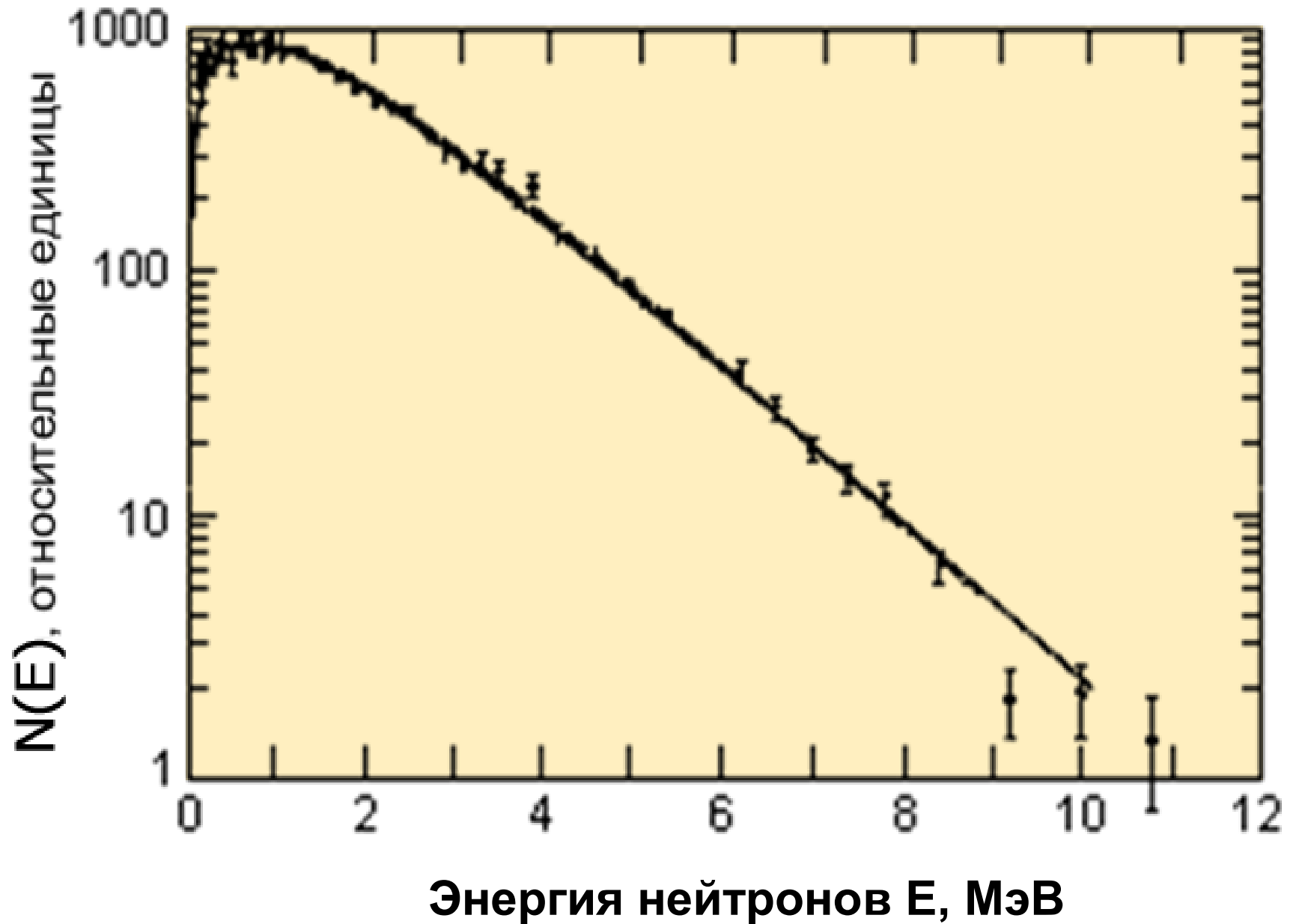
Образование делящихся продуктов из урана и тория



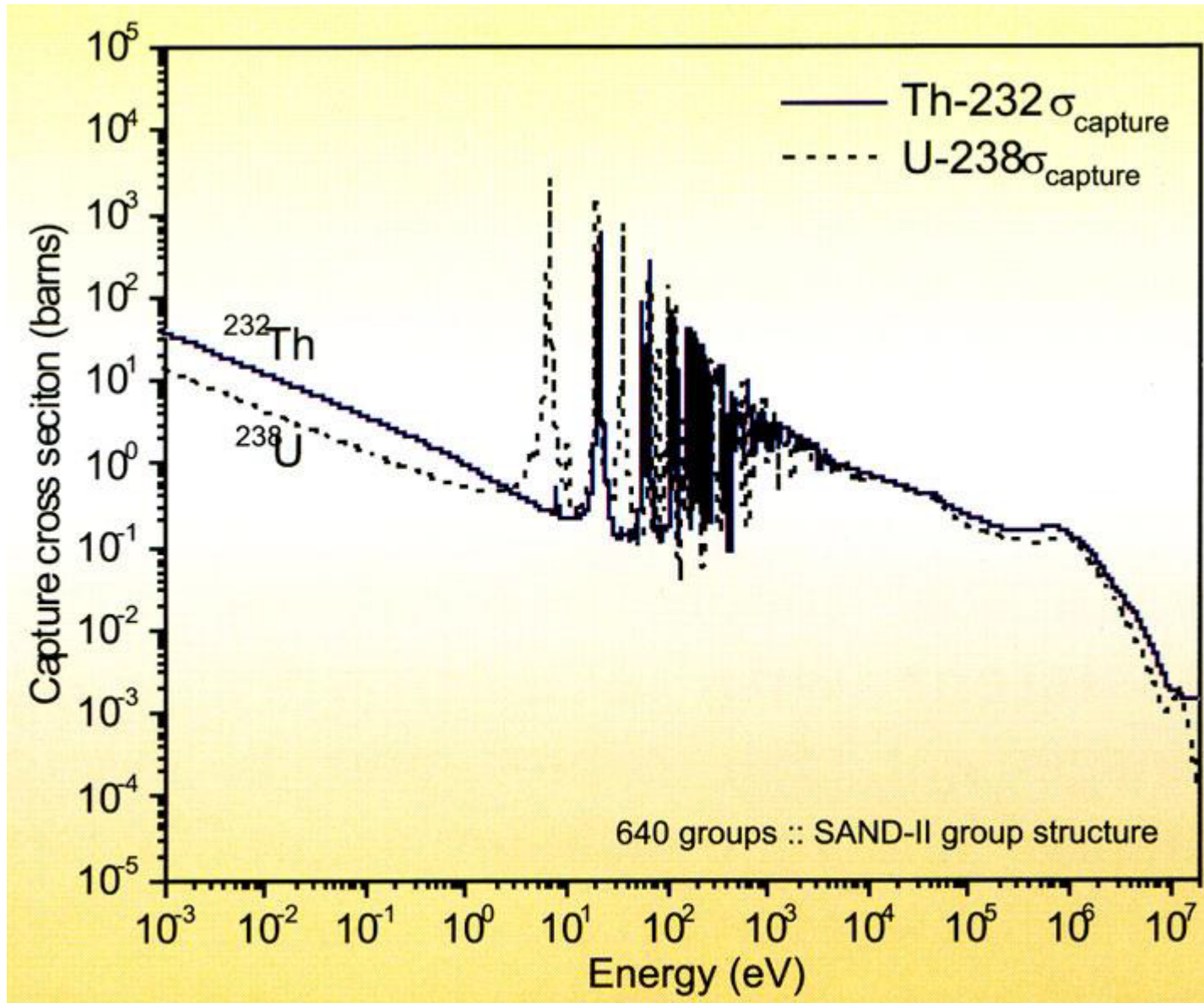
уран-плутониевый и торий-урановый циклы
воспроизводства ядерного топлива

Изотоп	Высота барьера деления Н, МэВ	Изотоп	Энергия связи нейтрона ϵ_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}Pu или ^{233}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}U	^{235}U	^{239}Pu
η , тепловые нейтроны ($E = 0,025$ эВ)	2,28	2,07	2,09
η , 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}U или ^{232}Th , определяется числом поделившихся ядер горючего.

Сечение деления тепловыми нейтронами ^{235}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

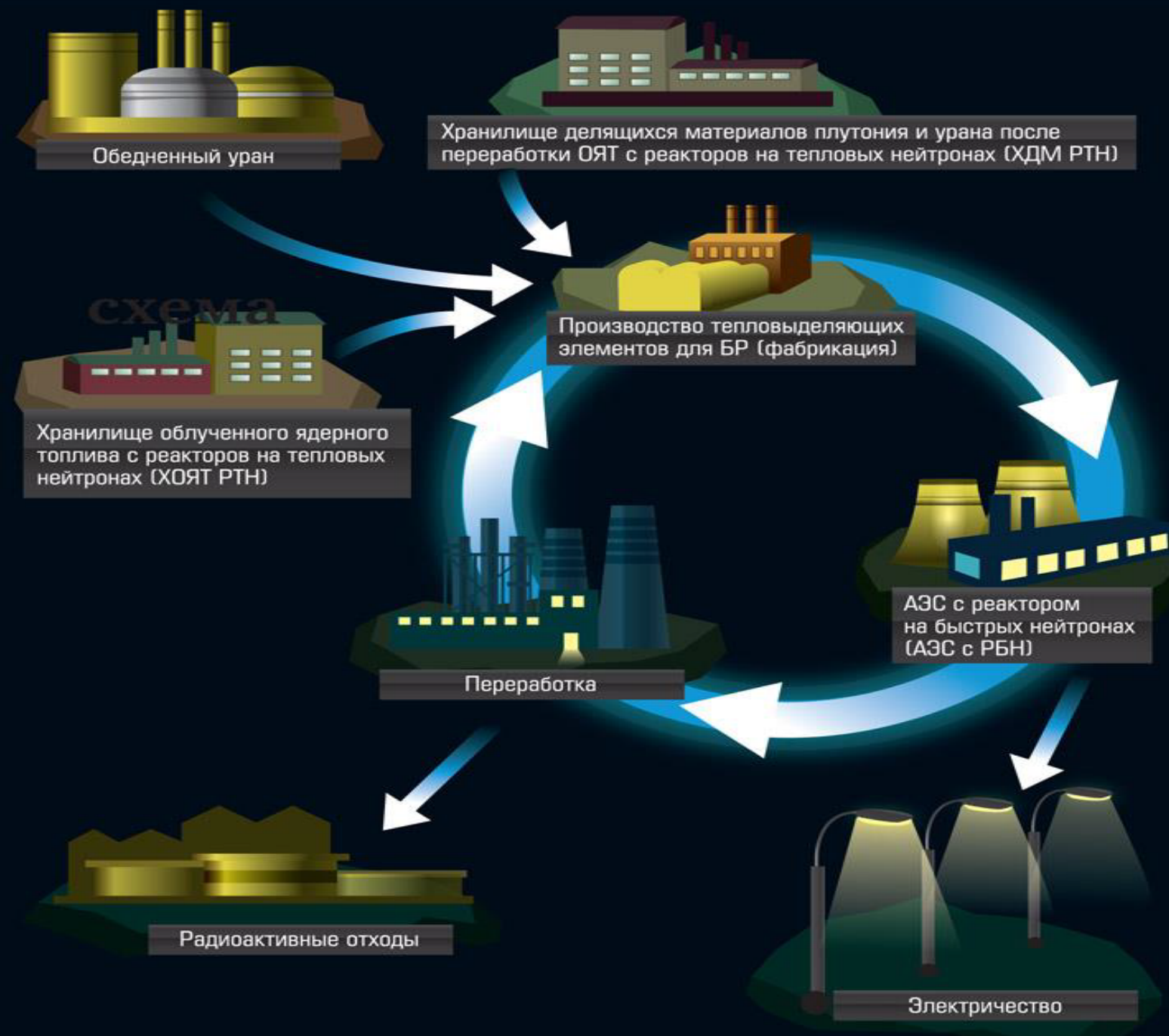
Удельная объемная энергонапряженность реакторов на тепловых нейтронах типа ВВЭР равна **80–110** МВт/м³ (кВт/л). Соответствующая характеристика активной зоны реакторов на быстрых нейтронах с тепловой мощностью 3000 МВт соответственно равна **500–1000** МВт/м³ (кВт/л).

В активной зоне реактора ВВЭР-1000 в начале работы на полной мощности средняя плотность потока тепловых нейтронов $\varphi \approx 2 \cdot 10^{17}$ нейтронов/(м² · с), для активной зоны реакторов на быстрых нейтронах $\varphi \approx 5 \cdot 10^{19}$ нейтронов/(м² · 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.

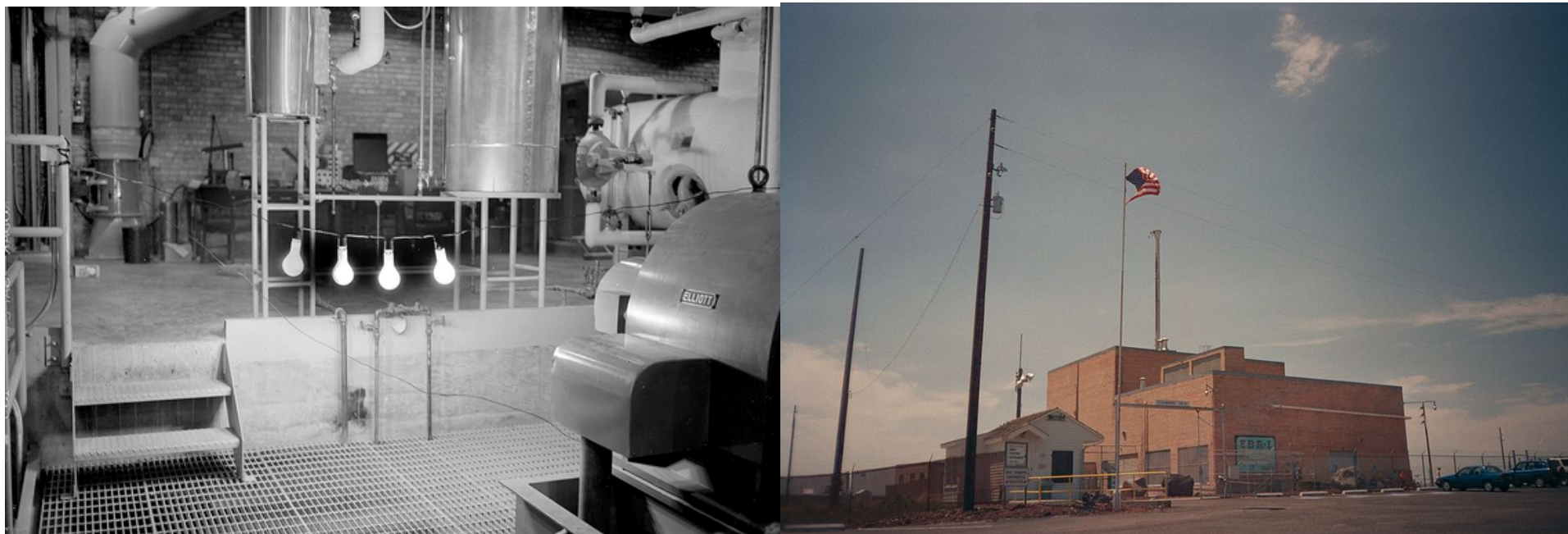
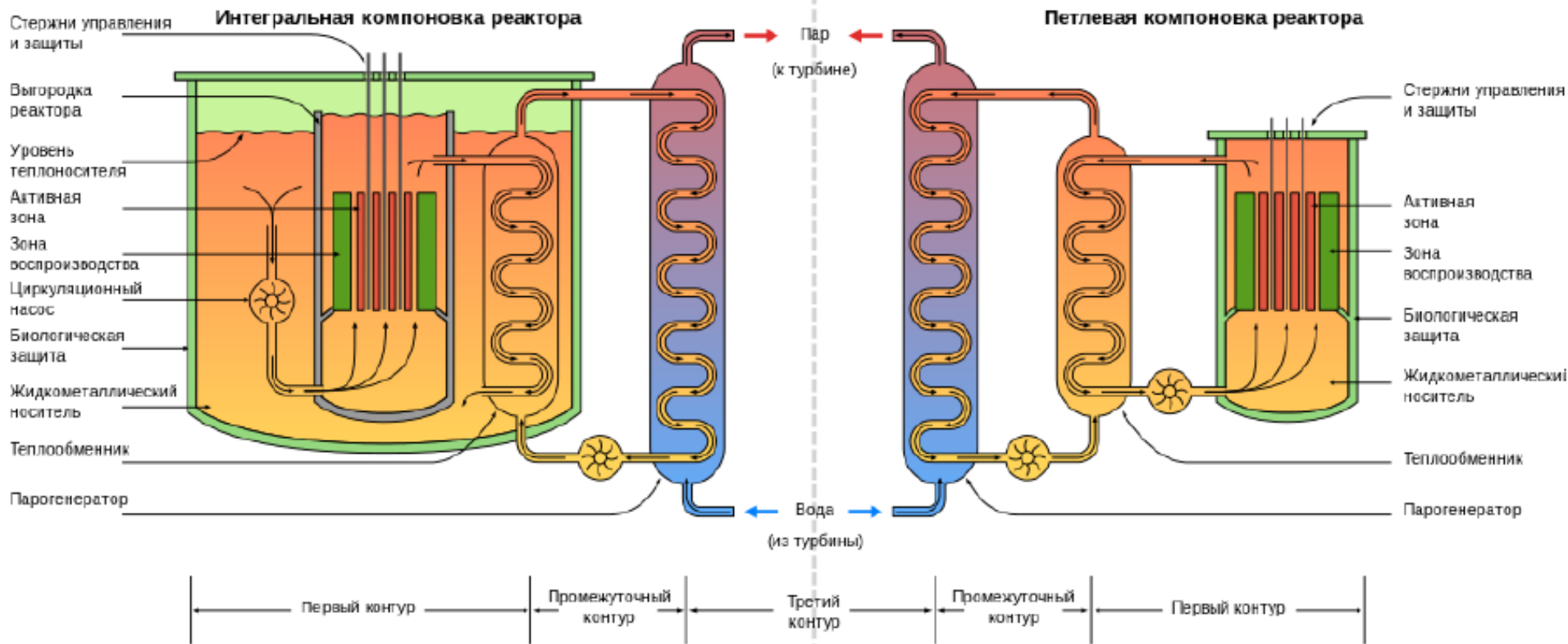
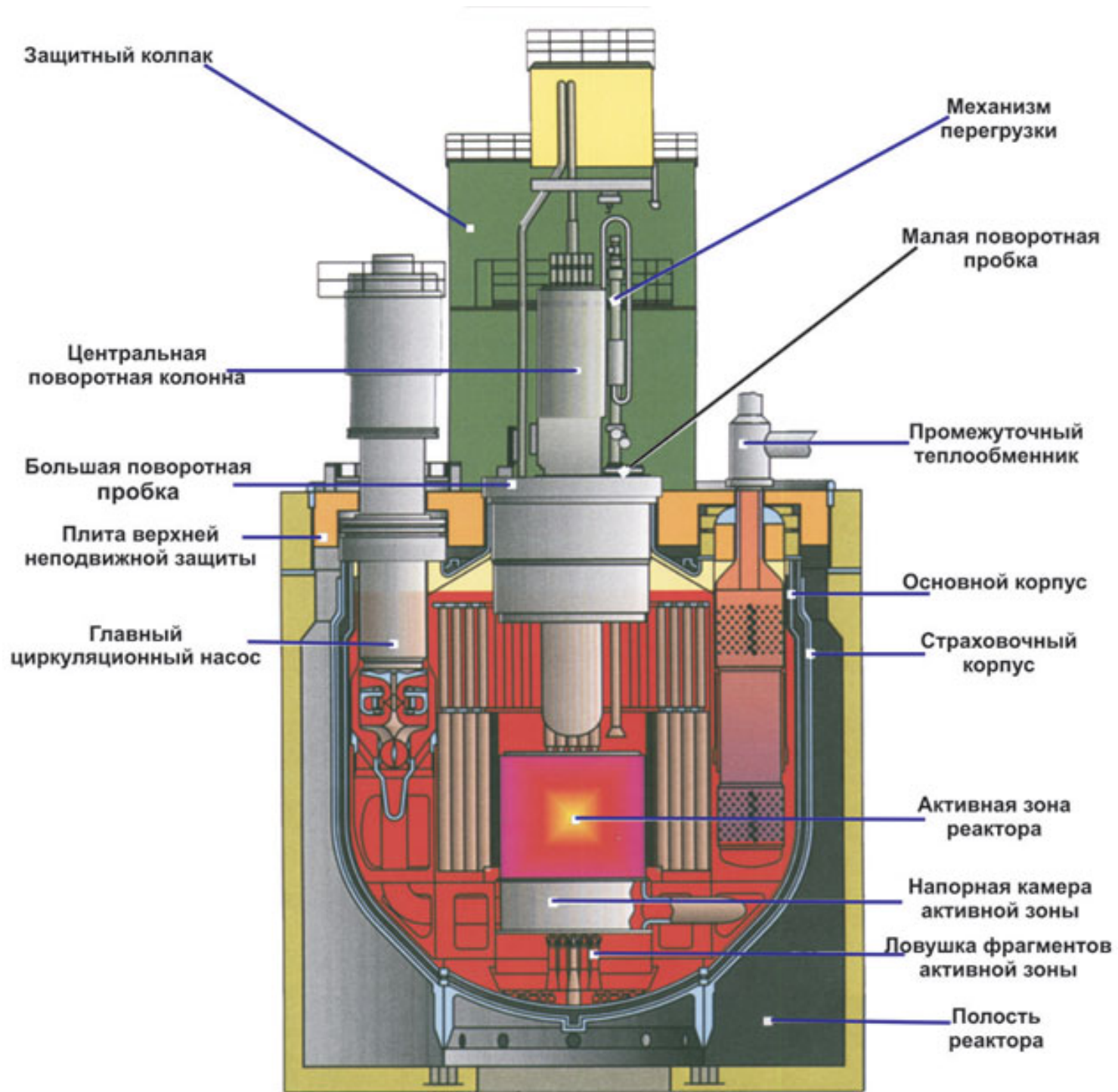


Схема устройства реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем

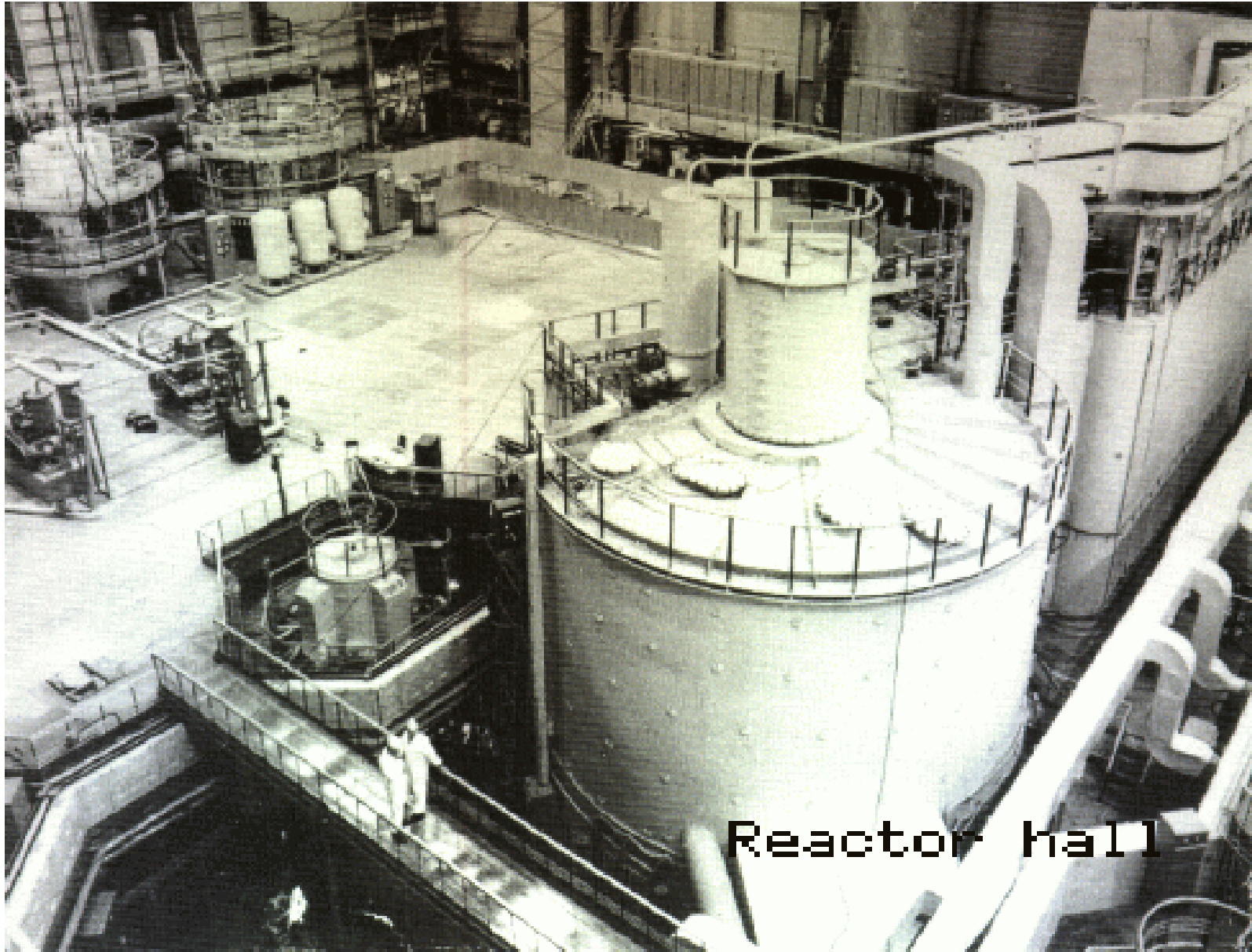
Схематическое изображение реакторов-размножителей на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем, с интегральной и петлевой компоновкой оборудования.



Устройство реактора серии БН



Реактор БН-350

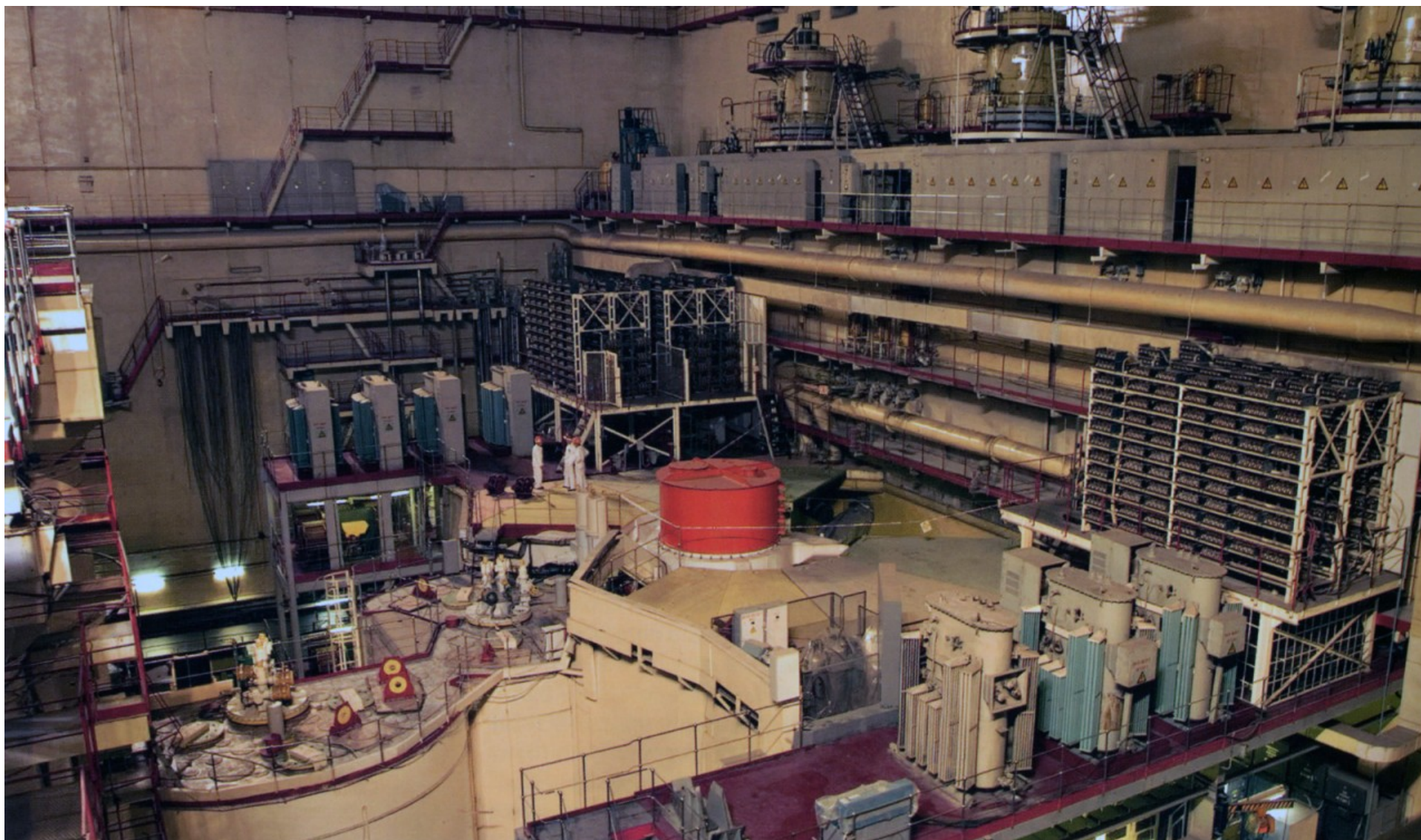


Reactor hall

Белоярская АЭС



Реакторный зал БН-600



Загрузка топлива в реактор БН-800



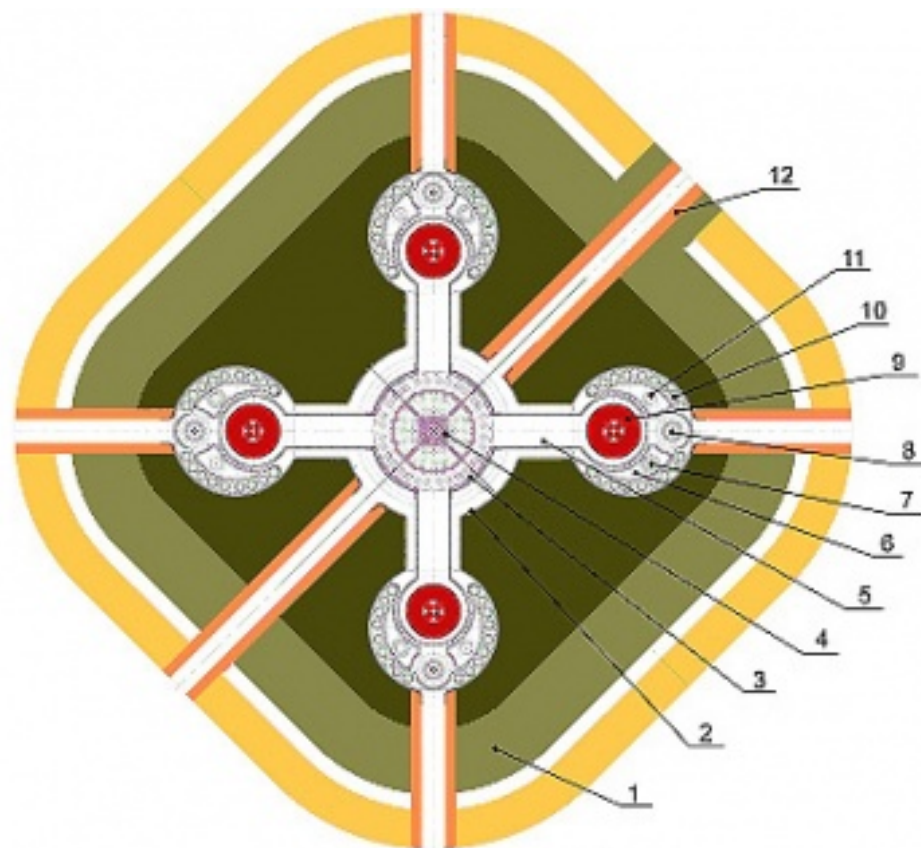
Основные параметры энергоблока БН-800

Тепловая мощность, МВт	2100
Электрическая мощность, МВт	880
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

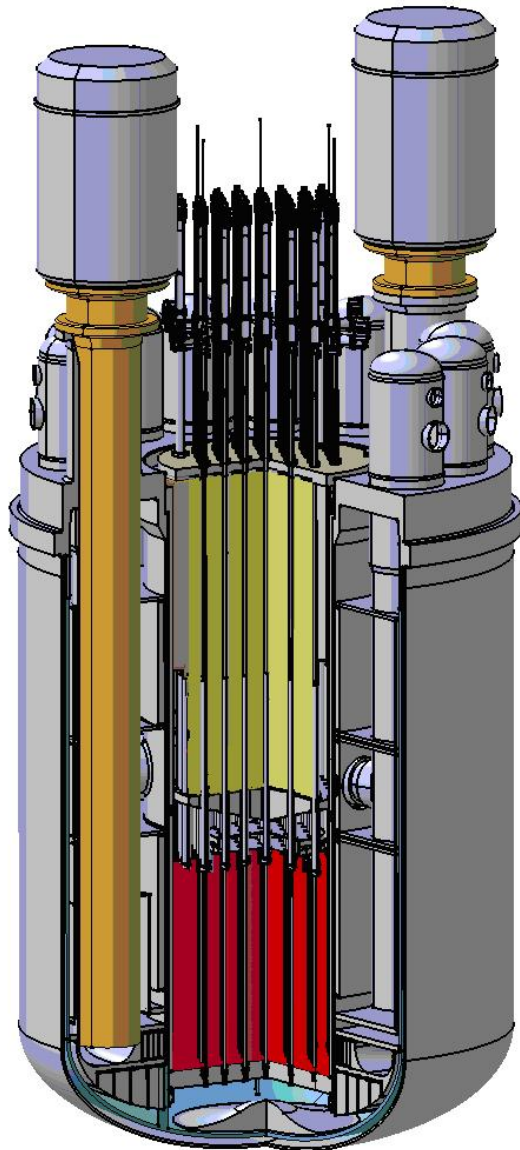


- | | |
|-----------------------------|---|
| 1 — шахта реактора; | 7 — фильтр механический; |
| 2 — бак коргусов; | 8 — главный циркуляционный насос; |
| 3 — корзинки активной зоны; | 9 — парогенератор; |
| 4 — активная зона; | 10 — канал нормального и аварийного расхолаживания; |
| 5 — трубопровод коллектора; | 11 — массообменник; |
| 6 — бак 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.