

ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ

Лектор Проскуряков Константин Николаевич

- **Литература:**

- Дементьев Б. А. Ядерные энергетические реакторы: Учебник для вузов. М.: Энергоатомиздат, 1984. 280 с.
- Нигматулин И. Н., Нигматулин Б. И. Ядерные энергетические установки: Учебник для вузов. М.: Энергоатомиздат 1986. 168 с.
- Проскуряков К.Н., Использование виброакустических шумов для диагностики технологических процессов в АЭС. – М.: Изд-во МЭИ, 1999 – 68 с.
- Тевлин С.А. Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000. М: Изд-во МЭИ, 2002. 344 с.
- Владимиров В.И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. М: Энергоиздат, 1981. 288 с.
- АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. /Андрушечко С. А., Афров А. М., Васильев Б. Ю. и др.//Изд-во: Логос, 2010.

Лекция 1. Современное состояние атомной энергетики и перспективы развития в мире

- Обеспечение человечества энергией является одной из главнейших проблем, решение которой определяет его устойчивое развитие, т.е. развитие без истощения природных, экономических, экологических и социальных ресурсов.
- Энергетика, построенная на углеводородах, исторически себя исчерпала. Запасы ископаемого топлива сокращаются, а продолжение его использования в качестве энергоисточника ухудшает экологическую ситуацию.
- Огромным преимуществом АЭС является ее относительная экологическая чистота

НА СКОЛЬКО ЛЕТ ХВАТИТ НЕФТИ И ГАЗА

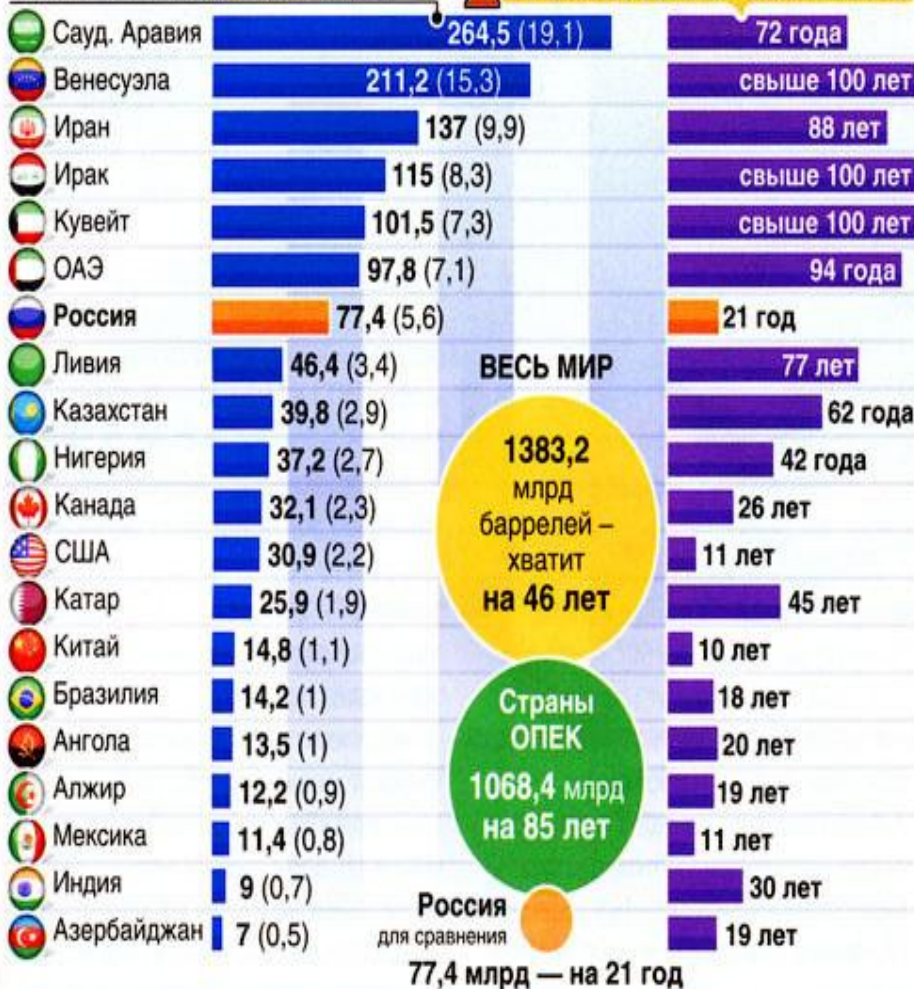
Специалисты энергетической компании BP подсчитали, что при мировых доказанных запасах нефти в 1383,2 млрд баррелей нефти хватит на 46 лет при существующем уровне добычи и потребления топлива

Природного газа в мире хватит на 59 лет, если мировые запасы и объемы добычи сохранятся на уровне 2010 г.

НЕФТЬ: ТОР-20 СТРАН ПО ДОКАЗАННЫМ ЗАПАСАМ

Запасы нефти в млрд баррелей на конец 2010 г. (% от мировых запасов нефти)

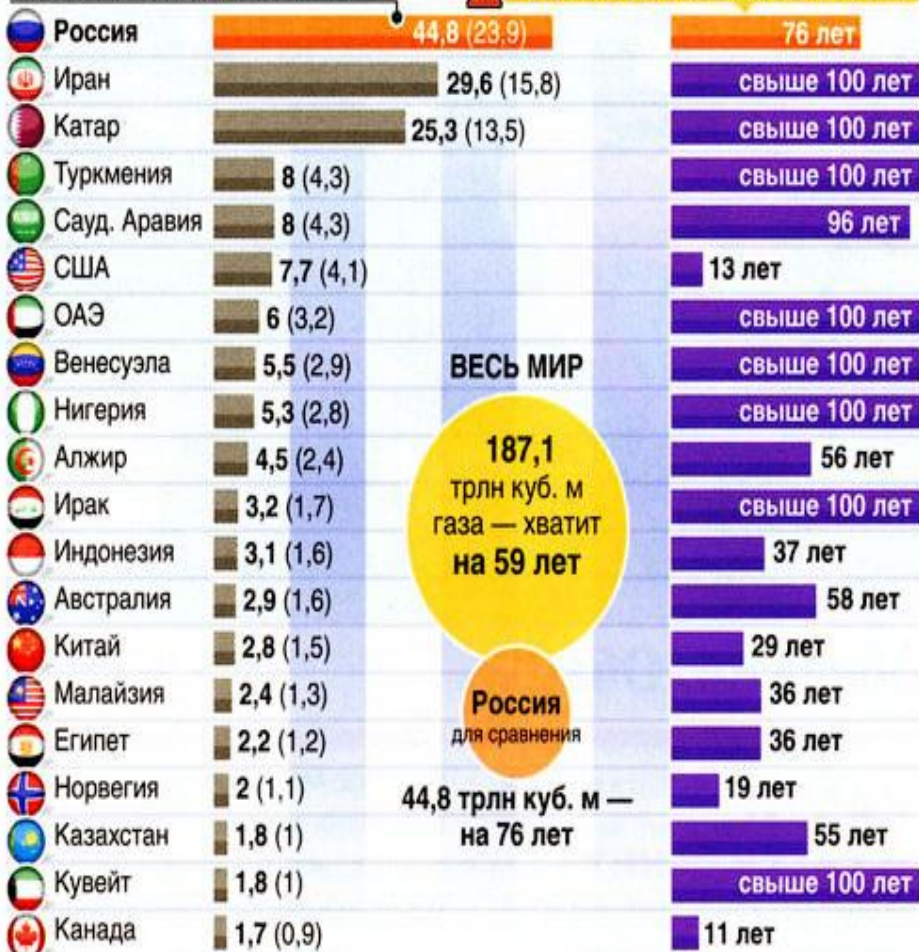
На сколько хватит нефти в стране при уровне добычи 2010 г.



ГАЗ: ТОР-20 СТРАН ПО ДОКАЗАННЫМ ЗАПАСАМ

Запасы газа в трлн куб. м на конец 2010 г. (% от мировых запасов газа)

На сколько хватит газа в стране при уровне добычи 2010 г.



- Из табл. 1.1 видно, сколь огромны выбросы вредных веществ ТЭС, работающих на различных органических топливах
- Сравнительные данные по топливу и отходам для АЭС мощностью 1000 МВт (тонн в год):топливо :27 (160 т. природного урана в год) , **отходы: 27 высокоактивные; 310 среднеактивные; 460 низкоактивные**
- Подобные выбросы на АЭС просто отсутствуют. Если ТЭС мощностью 1000 МВт потребляет в год 8 млн. т. кислорода для окисления топлива, то АЭС не потребляет кислорода вообще.

Годовые выбросы от ТЭС мощностью 1000 МВт, т				
Таблица 5.3 Вид выбросов	Тип ТЭС			
	Пылеугольная	Мазутная	Газовая	
Сернистые газы	138 000	98000	13	
Оксиды азота	20900	21800	12200	
Оксид углерода	500	9	—	
Углеводороды	210	680	—	
Альдегиды	50	120	30	
Золотая пыль	4500	730	450	
Суммарные выбросы	164 800	121 300	12700	

1.2. Состояние ядерной энергетики в России

Типы и количество ядерных реакторов, находящихся в эксплуатации и строительстве

Тип реактора	Международное название	Страны размещения	Работающие реакторы		Строящиеся реакторы		Основные характеристики		
			Кол-во	ГВт (эл.)	Кол-во	ГВт (эл.)	Топливо	Охладитель	Замедлитель
Водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР)	Water Cooled Water Moderated Power Reactor (WWR)	Россия, Украина, Финляндия, Болгария, Чехия, Армения, Словакия	53	35,87	10	9,5	обогащенный уран	вода	вода
Легководный реактор с водой под давлением	Pressurized Water Reactor (PWR)	США, Франция, Япония и др.	214	205,37	2	2,5	обогащенный уран	вода	вода
Легководный кипящий реактор	Boiled Water Reactor (BWR)	США, Япония, Швеция и др.	93	83	3	3,6	обогащенный уран	вода	вода
Реактор с газовым охлаждением; газографитовый реактор	Advanced Gas-cooled Reactor (AGR): Magnox	Великобритания	22	10,66	-	-	обогащенный уран	CO ₂	графит
Реактор с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением (CANDU и др.)	Pressurized Heavy-Water (Moderated and Cooled) Reactor (PHWR) Canadian Deuterium Uranium (CANDU)	Канада, Индия и др.	40	20,477	7	2,6	естественный уран	тяжелая вода	тяжелая вода
Уран-графитовый реактор канального типа - РБМК	Light-Water-Cooled Graphite-Mode-Rated Reactor (LWGR)	Россия	16	11,4	1	0,9	обогащенный уран	вода	графит
Реактор на быстрых нейтронах	Fast Breeder Reactor	Япония, Франция, Россия	3	1	1	0,47	плутоний и уран	жидкий натрий	-
ВСЕГО			441	368	24	20			

Структура АЭС России

АЭС	Суммарная мощность, МВт	Структура установленной мощности	Тип реактора	Годы пуска первого и последнего блоков
Балаковская	4000	4 энергоблока по 1000 МВт	ВВЭР-1000	1985, 1993
Нововоронежская	1880	2 энергоблока по 440 МВт 1 энергоблок 1000 МВт	ВВЭР-440 ВВЭР-1000	1971, 1972 1980
Кольская	1760	4 энергоблока по 440 МВт	ВВЭР-440	1973, 1984
Ростовская	2000	3 энергоблока 1000 МВт	ВВЭР-1000	2002, 2010, 2015
Калининская	4000	4 энергоблока по 1000 МВт	ВВЭР-1000	1984, 2004, 2012
Ленинградская	4000	4 энергоблока по 1000 МВт	РБМК-1000	1973, 1981
Смоленская	3000	3 энергоблока по 1000 МВт	РБМК-1000	1982, 1990
Курская	4000	4 энергоблока по 1000 МВт	РБМК-1000	1976, 1985
Билибинская	48	4 энергоблока по 12 МВт	ЭГП-6	1974, 1976
Белоярская	600	1 энергоблок 600 МВт 1 энергоблок 800 МВт	БН-600 БН-800	1980 2015

Энергоблоки АЭС, сооружаемые в настоящее время

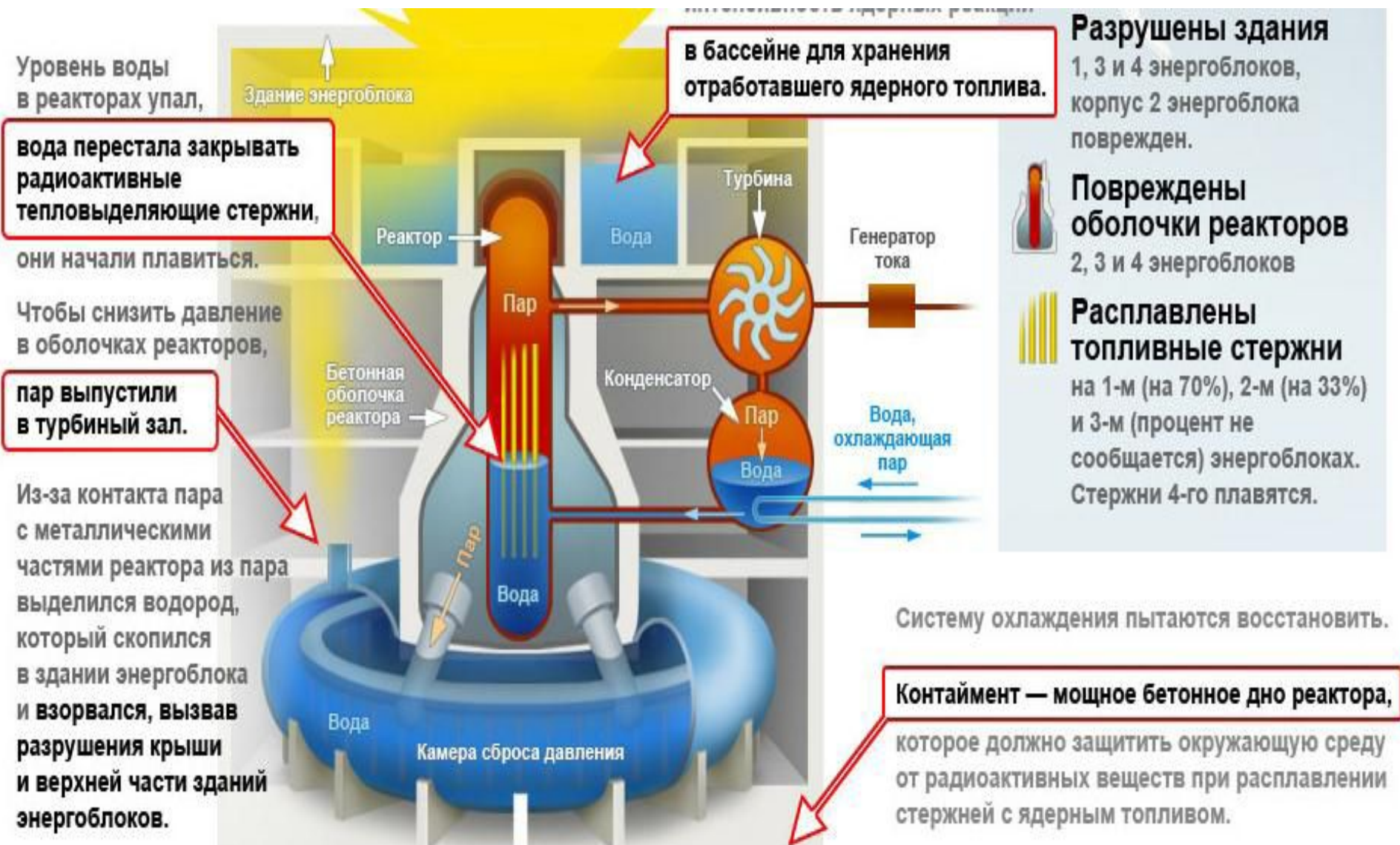


Рис.1.2.Энергоблоки АЭС, сооружаемые и планируемые в настоящее время

БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- В 1979 г. на АЭС «Три Майл Айленд» (США) произошла авария с расплавлением активной зоны реактора.
- Принятые меры по увеличению безопасности АЭС привели к заметному удорожанию их электроэнергии.
- Еще более серьезный удар развитию атомной энергетики нанесла авария на Чернобыльской АЭС в 1986 г. и ее катастрофические последствия. В ряде стран был принят мораторий на строительство новых АЭС.
- **Авария на АЭС Фукусима-1 — крупная радиационная авария, произошедшая 11 марта 2011 года в результате сильнейшего землетрясения в Японии. Схема разрушений и повреждений на АЭС Фукусима-1 приведена на рис.1.3. Все это привело к мощному выбросу радиации, заразившей обширную зону вокруг станции. Агентство по атомной и промышленной безопасности относит аварию на АЭС "Фукусима-1" к высшему, седьмому, уровню опасности. Ранее он был присвоен только катастрофе на Чернобыльской АЭС.**

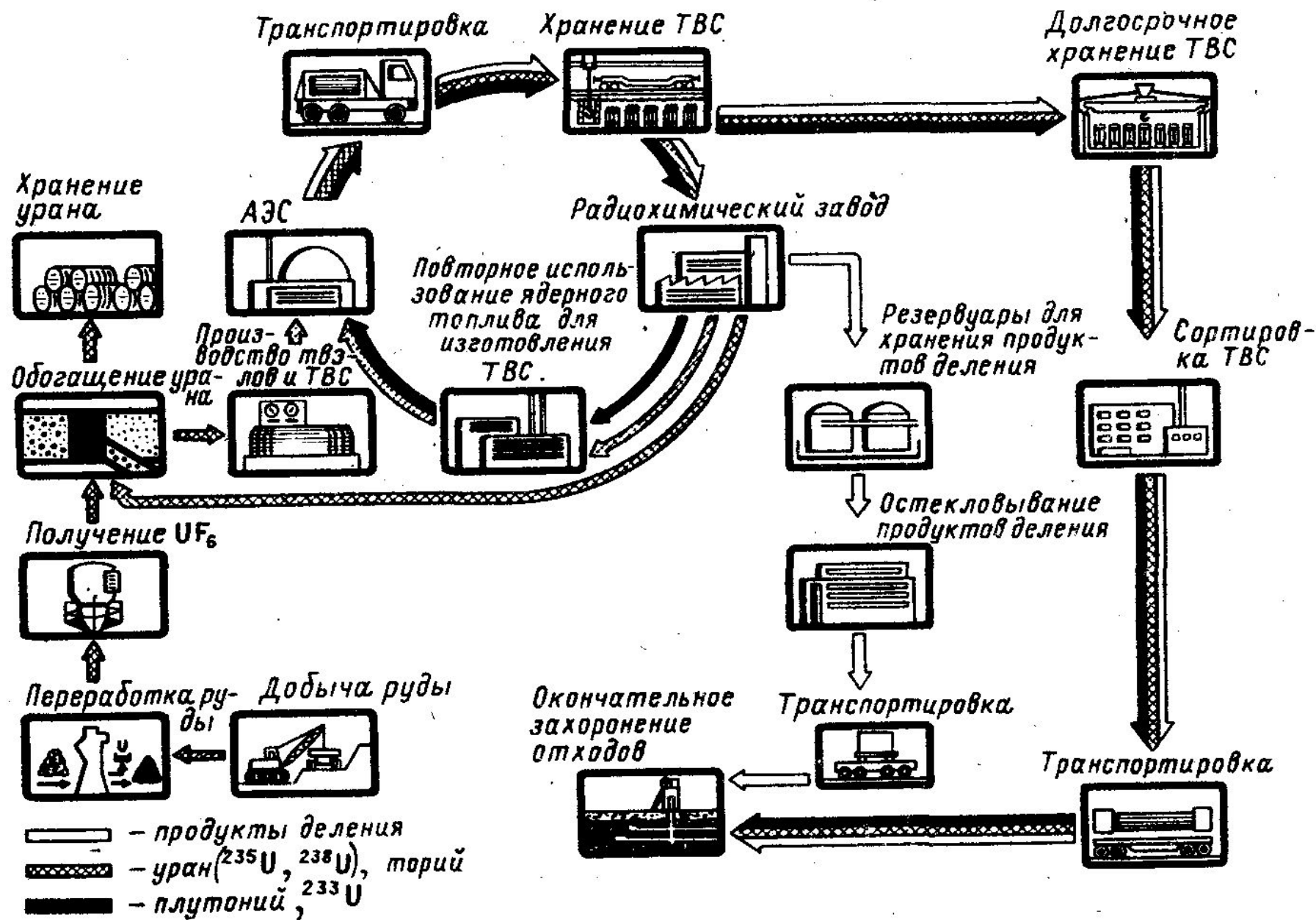
Схема разрушений и повреждений на АЭС Фукусима-1



Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века

- Современная ядерная энергетика базируется на тепловых реакторах. Это ограничивает возможности ядерной энергетики в будущем. При планируемой к 2030 г. суммарной мощности АЭС России 60 ГВт, они будут обеспечены дешевым ядерным топливом в течение 60 лет.
- Оценка мировых запасов природного урана показывает, что на них нельзя базировать долговременное устойчивое развитие ядерной энергетики на тепловых реакторах.
- Поэтому в будущем ядерная энергетика будет широко использовать технологию реакторов на быстрых нейтронах с замкнутым топливным циклом. В России имеется в эксплуатации энергоблок БН-600.

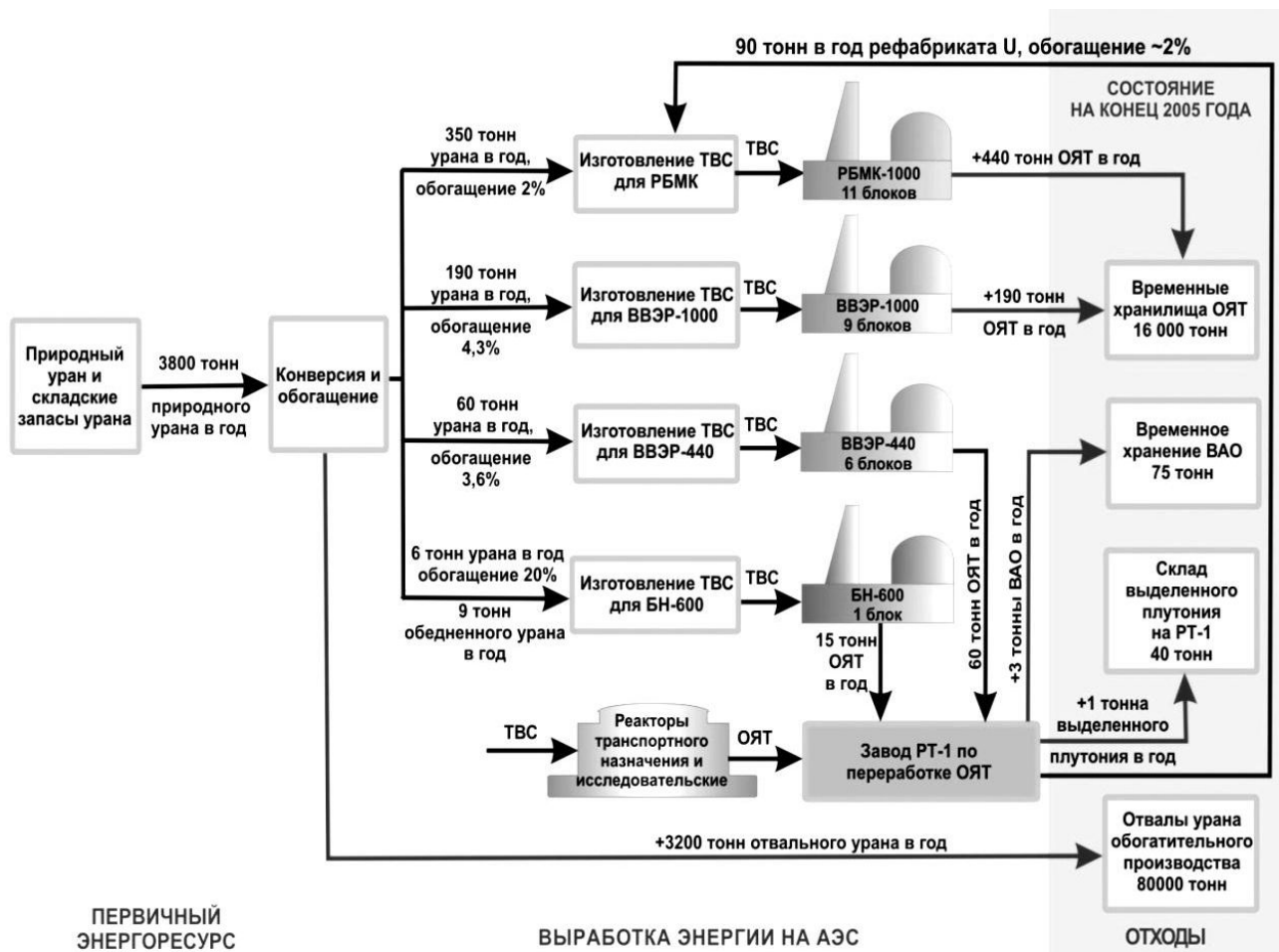
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ



ОБОГАЩЕНИЕ ТОПЛИВА

- В АЭС с реакторами на тепловых нейтронах используется слабообогащенное (2—5% ^{235}U) урановое топливо.
- В реакторах на быстрых нейтронах содержание ^{235}U (до 30%).
- Прежде чем изготавливать топливо, природный уран, содержащий только 0,72% ^{235}U , необходимо обогатить — разделить изотопы ^{235}U и ^{238}U .
- Химические методы невозможны (так как изотопы имеют одинаковые химические свойства), поэтому необходимы физические методы разделения изотопов.
- Обогащение урана методом газовой диффузии основано на явлении молекулярной диффузии через пористую перегородку с мельчайшими отверстиями.
- Центрифужный метод обогащения основан на эффекте разделения изотопов в центробежном поле, усиливаемом противоточной циркуляцией газа в центрифуге. Под действием возникающей внутри высокоскоростной центрифуги центробежной силы более тяжелые молекулы $^{238}\text{UF}_6$ движутся ближе к стенке центрифуги, чем более легкие молекулы $^{235}\text{UF}_6$. Таким образом, происходит частичное разделение изотопов в радиальном направлении.

Технологическая схема современной атомной энергетики России установленной мощностью 23.2 ГВт (э) и расходы топливных материалов соответствующие открытому циклу.



ЗАМКНУТЫЙ ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ.

- В замкнутом топливном цикле отработавшее топливо после выдержки во временном хранилище перевозится на перерабатывающий завод для химической переработки. После химической переработки делящийся плутоний или ^{233}U , как и оставшийся уран, могут повторно использоваться для производства и загрузки новых ТВЭлов в реакторы-конвертеры

Изготовление и переработка топлива

- Ядерное топливо применяется в реакторах в виде металлов, сплавов, оксидов, карбидов, нитридов и других топливных композиций, которым придается определенная конструкционная форма.
- Конструкционной основой ядерного топлива в реакторе является тепловыделяющий элемент — ТВЭЛ, состоящий из сердечника (топлива) и оболочки (покрытия).
- Все ТВЭЛы конструкционно объединяются в ТВС.
- Отработавшие ТВС необходимо выгрузить из реактора и затем либо надежно и безопасно хранить на период от нескольких лет до нескольких десятилетий (открытый топливный цикл), либо переработать (замкнутый топливный цикл).
- После выгрузки из реактора это топливо помещают в промежуточное хранилище, оборудованное для хранения отработавших ТВЭЛов на период от нескольких лет до нескольких десятилетий.

ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

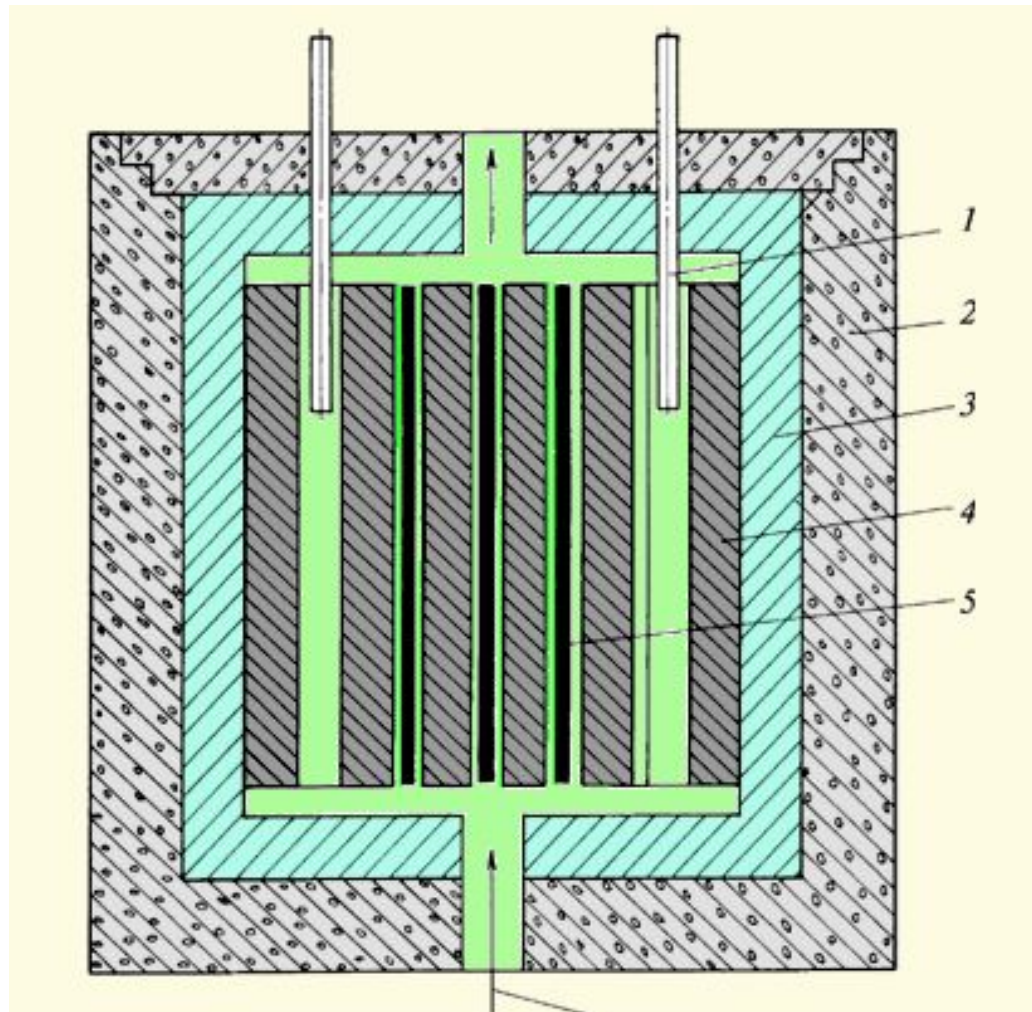
- Перед тем, как перейти к описанию ядерного реактора на тепловых нейтронах, напомним, что расщепление ядра делящегося элемента происходит вследствие попадания в него нейтрона.
- ☐ При этом возникают движущиеся с большой скоростью осколки деления (ядра других элементов) и 2—3 новых нейтрона. Последние способны вызывать деление новых ядер и характер дальнейшего процесса будет зависеть от характера изменения баланса нейтронов.

- ☐ Если из образующихся после каждого акта расщепления ядра 2—3 нейтронов, 1—2 нейтрона будут «погибать» (т.е. не вызывать акта следующего деления), то оставшийся и расщепивший следующее ядро 1 нейтрон будет постоянно «поддерживать» их существование.
- Если, например, в некоторый начальный момент существовало 100 нейтронов, то при описанных выше условиях этот уровень нейтронов будет поддерживаться постоянным, и реакция деления будет носить стационарный характер.
- ☐ Если число нейтронов будет увеличиваться, то произойдет тепловой взрыв, если уменьшаться, то реакция прекратится (или перейдет на меньший уровень тепловыделения). Чем выше стационарный уровень числа существующих нейтронов, тем больше мощность реактора.

Образующиеся в результате деления нейтроны могут быть *быстрыми (т.е. иметь большую скорость) и медленными (тепловыми).*

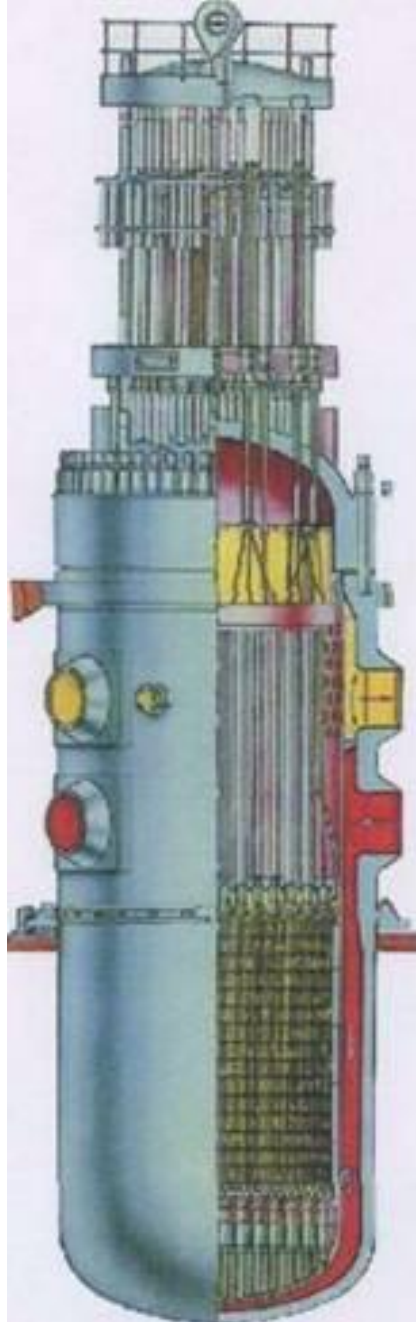
- Вероятность захвата медленного нейтрона ядром и его последующего расщепления больше, чем быстрого нейтрона. Поэтому твэлы окружают ***замедлителем-4 (обычно это вода, графитовая кладка и другие материалы).***
- Быстрые нейтроны замедляются, и поэтому рассматриваемые ниже энергетические реакторы относятся к реакторам на медленных (тепловых) нейтронах.
- Для уменьшения утечки нейтронов из реактора его снабжают ***отражателем-3. Обычно он делается из таких же материалов, как и замедлитель.***

Схема ядерного реактора на тепловых нейтронах



- Изменяют мощность реактора с помощью стержней системы регулирования и защиты (СУЗ) - 1, выполненных из материалов хорошо поглощающих нейтроны.
- При опускании стержней (см. рис.) поглощение нейтронов увеличивается, общее число нейтронов уменьшается, и мощность реактора также уменьшается вплоть до полной остановки.
- Реактор окружается **биологической защитой-2** — кладкой из тяжелого бетона, предохраняющей персонал от воздействия медленных и быстрых нейтронов и ионизирующего излучения.
- Количество стационарно существующих нейтронов определяет число образующихся осколков деления ядер, которые разлетаются в разные стороны с огромной скоростью.

- Торможение осколков приводит к разогреву топлива и стенок **ТВЭЛОВ-3**.
- Для снятия этого тепла в реактор подается ***теплоноситель, нагрев которого и представляет цель работы ядерного реактора.***
- Практически вся мировая атомная энергетика базируется на **корпусных реакторах**. Их главной особенностью является использование для размещения активной зоны толстостенного цилиндрического корпуса.
- Корпусные реакторы выполняют с водой под давлением (в английской транскрипции PWR — pressurized water reactor, в русской ВВЭР — ***водо-водяной энергетический реактор***), и кипящие (BWR — ***boiling water reactor***).
- ***В водо-водяном реакторе циркулирует вода под высоким давлением.***



- **Наиболее проработанными в настоящее время специалисты считают реакторы ВВЭР мощностью 1000 МВт.**
- Энергоблоки с такими реакторами эксплуатируются или строятся в семи государствах (России, Украине, Болгарии, Чехии, Китае, Индии и Иране).
- Российские специалисты **предпочитают эволюционный путь развития проектов**, поэтому современные станции являются усовершенствованными, модернизированными вариантами уже хорошо зарекомендовавших себя базовых проектов. Постоянно усовершенствуются реакторные установки, турбины, генераторы.
- **В Китае на Тяньваньской АЭС применяется, например, российский проект АЭС-91/99, в моноблок которой входят реакторная установка с реактором типа ВВЭР-1000/428 и турбина типа К-1000-60/3000 с генератором ТВВ-100002УЗ.** Турбина усовершенствована по ряду параметров и при весе в 2 тыс. тонн и длине 51 метр она в 1,5 раза легче, чем аналогичные тихоходные турбины для атомных станций такой мощности. Главными особенностями генератора производства являются увеличение мощности до 1065 МВт и повышение КПД.
- Усовершенствованная реакторная установка типа ВВЭР-1000/428 с улучшенными нейтронно-физическими характеристиками и увеличенной эффективностью аварийной защиты и целый ряд устройств и систем, позволяют считать проект одним **из самых безопасных в мире.**

- Для строительства АЭС в Индии принят проект «АЭС-92» с повышенными характеристиками безопасности и улучшенными технико-экономическими показателями. Этот же проект выбран в результате проведения тендера на строительство АЭС «Белене» в Болгарии.
- Современные российские проекты «АЭС-91/99» и «АЭС-92» с реакторами ВВЭР-1000 по основным технико-экономическим показателям не уступают своим главным зарубежным конкурентам - станциям с реакторами AP-1000 (Westinghouse) и EPR(Ageva NP).
- В настоящее время ускоренными темпами разрабатывается проект российского реактора нового поколения «З+» или «АЭС-2006», который по своим техническим и экономическим характеристикам должен превосходить предложения зарубежных конкурентов.

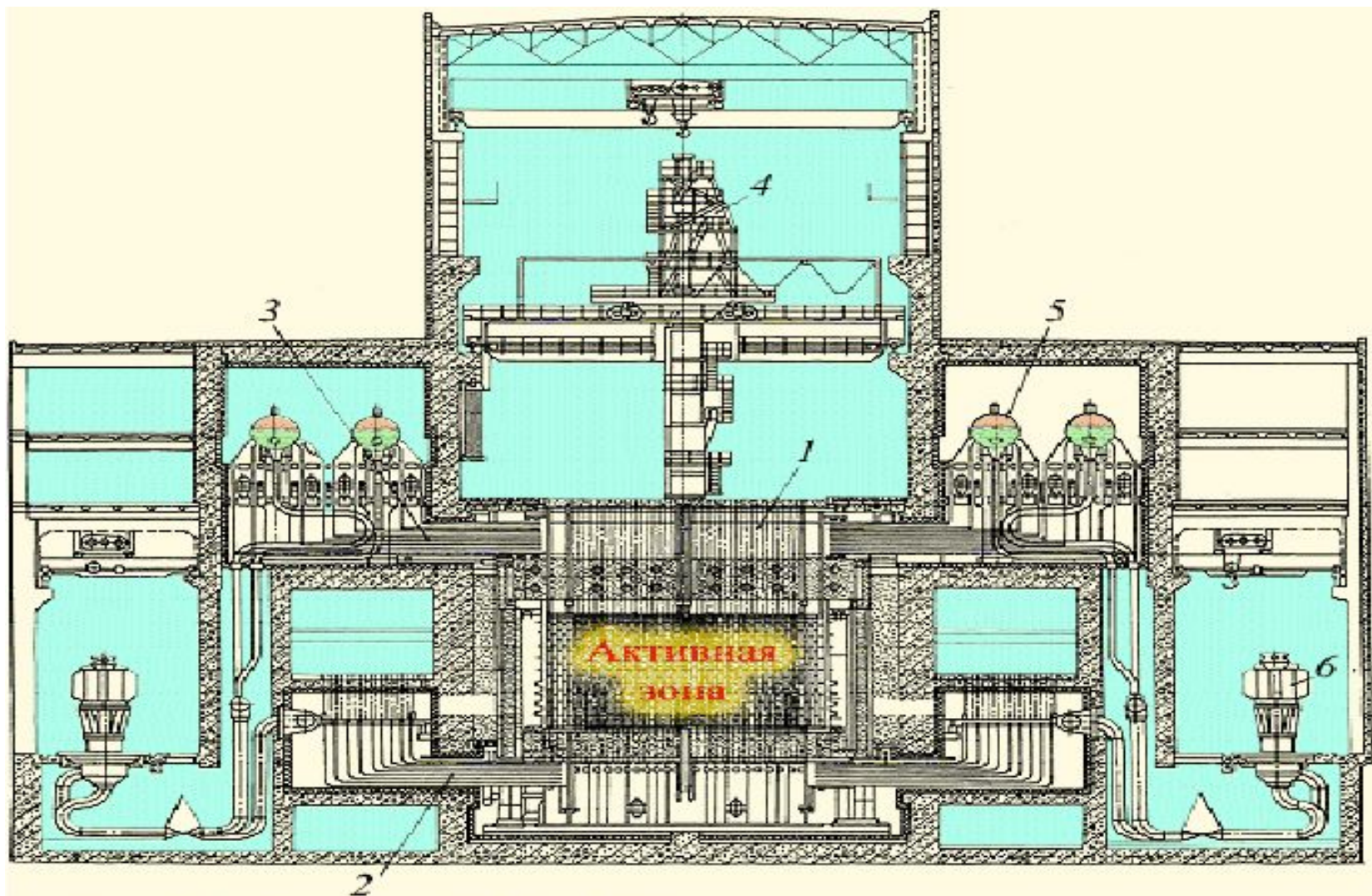


Рис. 11. Реактор РБМК-1000

Лекция 2. Атом, атомное ядро, атомная энергия

- Ядро атома химического элемента состоит из положительно заряженных и нейтральных нуклонов, называемых соответственно протонами p и нейтронами n .
- Атомы, ядра которых состоят из разного числа нуклонов или при одинаковом числе нуклонов содержат различное число протонов и нейтронов, называют нуклидами.
- Заряд протона равен $1,6 \cdot 10^{-19}$ Кл (единичный заряд). Масса покоя протона равна $m_p = 1,6726 \cdot 10^{-27}$ кг.

Протон — это ядро атома водорода.

- Нейтрон не имеет заряда.
- Масса покоя нейтрона равна $= 1,6749 \cdot 10^{-27}$ кг.
- В свободном состоянии нейтрон распадается на протон, электрон и антинейтрино с периодом полураспада 11,7 с.

- Количество протонов в ядре Z определяет его заряд, т. е. порядковый номер элемента в периодической таблице элементов Д. И. Менделеева.
- Сумма чисел протонов и нейтронов в ядре называется массовым числом $A = Z + N$.
- Ядро элемента X обозначают так: ${}_Z^AX$. Например, ядро атома водорода записывается следующим образом ${}_1^1\text{H}$, гелия — ${}_2^4\text{He}$, урана — ${}_{92}^{235}\text{U}$ и т. п.
- В ядерной физике массу частиц выражают в атомных единицах массы (а. е. м.). Одна а. е. м. определена как 1/12 массы нуклида ${}_{6}^{12}\text{C}$ и равна $1,6605 \cdot 10^{-27}$ кг.
- Массы нуклонов очень близки к 1 а. е. м., поэтому массовое число A с точностью до целого числа а. е. м. определяет массу ядра в (см. приложение 8).

- Нуклиды с одинаковым числом протонов Z , но различным числом нейтронов N , принадлежат одному химическому элементу, но имеют различную массу, и называются изотопами. Например, изотопами водорода являются легкий водород ${}^1_1\text{H}$, дейтерий ${}^2_1\text{D}$, тритий ${}^3_1\text{H}$; изотопами урана являются ${}^{233}_{92}\text{U}$, ${}^{235}_{92}\text{U}$, ${}^{238}_{92}\text{U}$ и т. п.
- Для простоты описания ядерных реакций удобно представлять ядро в виде шара. Радиус ядра с массовым числом A равен:

$$R_{\text{я}} \approx 1,45 \cdot 10^{-15} A^{1/3} \text{ м} \quad (\text{п.1.1})$$

- Внутри ядра между нуклонами действуют три вида сил: ядерные, электростатические и гравитационные.
- Ядерные силы притяжения между нуклонами обладают свойствами **равнодействия** (независимости от заряда), **близкодействия** (радиус действия $\sim 10^{-15}$ м), **насыщения** (взаимодействие только в пределах соседних нуклонов).
- Ядерные силы на два порядка сильнее электромагнитных сил.



- В современных проектах «АЭС-91/99» и «АЭС-92» с реакторами ВВЭР-1000 предусмотрено уникальное устройство, разработанное российскими специалистами и уже применяемое на сооружаемых станциях - **«ловушка» для задержания и охлаждения расплава активной зоны.**
- **Это устройство предусмотрено на случай чрезвычайной аварии, во время которой расплавленная активная зона может разрушить нижнюю часть корпуса реактора и нарушить герметичность защитной оболочки.**
- **«Ловушка», являющаяся, по сути, бетонной шахтой под реактором, препятствует этому. Даже если расплавленная активная зона проникнет в нее, то дальше распространиться не сможет.**
- Она будет охлаждена водой, пассивно стекающей в «ловушку», и химическая реакция, способная разрушать бетонные стены шахты, не произойдет.
- **Источники воды находятся в самом здании реактора и доступны даже при полном обесточивании станции.**
- **Проект «ловушки» успешно прошел экспертизу российских и китайских надзорных органов и получил одобрение на специальной комиссии МАГАТЭ.**

Ресурсы, потребляемые АЭС, ее продукция и отходы производства

- Главное отличие АЭС от ТЭС состоит в использовании *ядерного горючего* вместо органического топлива.
- Ядерное горючее получают из *природного урана*, который добывают либо в шахтах (Франция, Нигер, ЮАР), либо в открытых карьерах (Австралия, Намибия), либо способом подземного выщелачивания (США, Канада, Россия).
- Природный уран — это смесь в основном неделящегося изотопа урана ^{238}U (более 99 %) и делящегося изотопа ^{235}U (0,71 %), который соответственно и представляет собой ядерное горючее.

Изотопы урана ^{238}U , ^{235}U , ^{234}U встречаются в природе в соотношении 99,3: 0,7:0,0058

- а ^{236}U – в следовых количествах.
- Все другие изотопы урана получают искусственно.
- Изотоп ^{235}U имеет особо важное значение. Под действием медленных (тепловых) нейтронов он ДЕЛИТСЯ с освобождением огромной энергии.
- Полное деление ^{235}U приводит к выделению «теплового энергетического эквивалента» 2×10^7 кВтч/кг.

Деление ^{235}U можно использовать не только для получения больших количеств энергии, но также для синтеза других важных актиноидных элементов.

Уран природного изотопного состава можно использовать в ядерных реакторах для производства нейтронов, образующихся при делении ^{235}U .

избыточные нейтроны, не востребуемые цепной реакцией, могут захватываться другим природным изотопом, что приводит к получению плутония:

- **Для работы реакторов АЭС требуется обогащение урана.**
- Для этого природный уран (рис. 5.2) направляется на обогатительный завод,
- после переработки на котором 90 % природного обедненного урана направляется на хранение,
- а 10 % приобретают обогащение до нескольких процентов (3,3—4,4 % для энергетических реакторов).

- Обогащенный уран (точнее — диоксид урана) направляется на завод, изготавливающий ТВЭЛЫ — ***тепловыделяющие элементы***.
- Из диоксида урана изготавливают цилиндрические таблетки диаметром около 9 мм и высотой 15—30 мм.
- Эти таблетки помещают в герметичные тонкостенные циркониевые трубки длиной почти в 4 м. Это и есть **ТВЭЛЫ**.
- **ТВЭЛЫ собирают в *тепловыделяющие сборки (ТВС)*** по несколько сотен штук, которые удобно помещать и извлекать из активной зоны реактора.
- Все дальнейшие процессы «горения» — расщепления ядер ^{235}U с образованием осколков деления, радиоактивных газов, набуханием таблеток и т.д. происходят внутри трубки ТВЭЛА, герметичность которой должна быть гарантирована.

- Таким образом, *ядерный реактор АЭС* — это аналог парового котла в ПТУ ТЭС.
- Сама ПТУ АЭС принципиально не отличается от ПТУ ТЭС: она также содержит паровую турбину, конденсатор, систему регенерации, питательный насос, конденсатоочистку.
- Так же, как и ТЭС, АЭС потребляет громадное количество воды для охлаждения конденсаторов.
- Полезным продуктом работы АЭС служит электроэнергия Э. Для оценки эффективности АЭС, точнее энергоблока АЭС, служит его КПД нетто

$$\eta_{\text{нетто}} = \mathcal{E} / Q_{\text{реак}},$$

- где Э — выработанная за выбранный период электроэнергия; $Q_{\text{реак}}$ — тепло, выделившееся в реакторе за этот период.
- Подсчитанный таким образом КПД АЭС составляет всего 32—33 %, но сравнивать его с КПД ТЭС, составляющим 37—40%, строго говоря, не вполне правомочно.

Представление о ядерных реакторах различного типа

- **Принципиальная схема ядерного реактора** на так называемых тепловых (медленных) нейтронах была показана на рис. 5.3.
- Перед тем, как перейти к описанию его работы, напомним, что расщепление ядра делящегося элемента происходит вследствие попадания в него нейтрона.
- При этом возникают движущиеся с большой скоростью осколки деления (ядра других элементов) и 2—3 новых нейтрона. Последние способны вызывать деление новых ядер и характер дальнейшего процесса будет зависеть от характера изменения баланса нейтронов.
- Если из образующихся после каждого акта расщепления ядра 2—3 нейтронов, 1—2 нейтрона будут «погибать» (т.е. не вызывать акта следующего деления), то оставшийся и расщепивший следующее ядро 1 нейтрон будет постоянно «поддерживать» их существование. Если, например, в некоторый начальный момент существовало 100 нейтронов, то при описанных выше условиях этот уровень нейтронов будет поддерживаться постоянным, и реакция деления будет носить стационарный характер.
- Если число нейтронов будет увеличиваться, то произойдет тепловой взрыв, если уменьшаться, то реакция прекратится (или перейдет на меньший уровень тепловыделения). Чем выше стационарный уровень числа существующих нейтронов, тем больше мощность реактора.

- Образующиеся в результате деления нейтроны могут быть **быстрыми** (т.е. иметь большую скорость) и **медленными** (тепловыми).
- Вероятность захвата медленного нейтрона ядром и его последующего расщепления больше, чем быстрого нейтрона. Поэтому твэлы окружают **замедлителем-4** (обычно это вода, графитовая кладка и другие материалы).
- **Быстрые нейтроны замедляются, и поэтому рассматриваемые ниже энергетические реакторы относятся к реакторам на медленных (тепловых) нейтронах.**
- Для уменьшения утечки нейтронов из реактора его снабжают **отражателем-3**. Обычно он делается из таких же материалов, как и замедлитель.

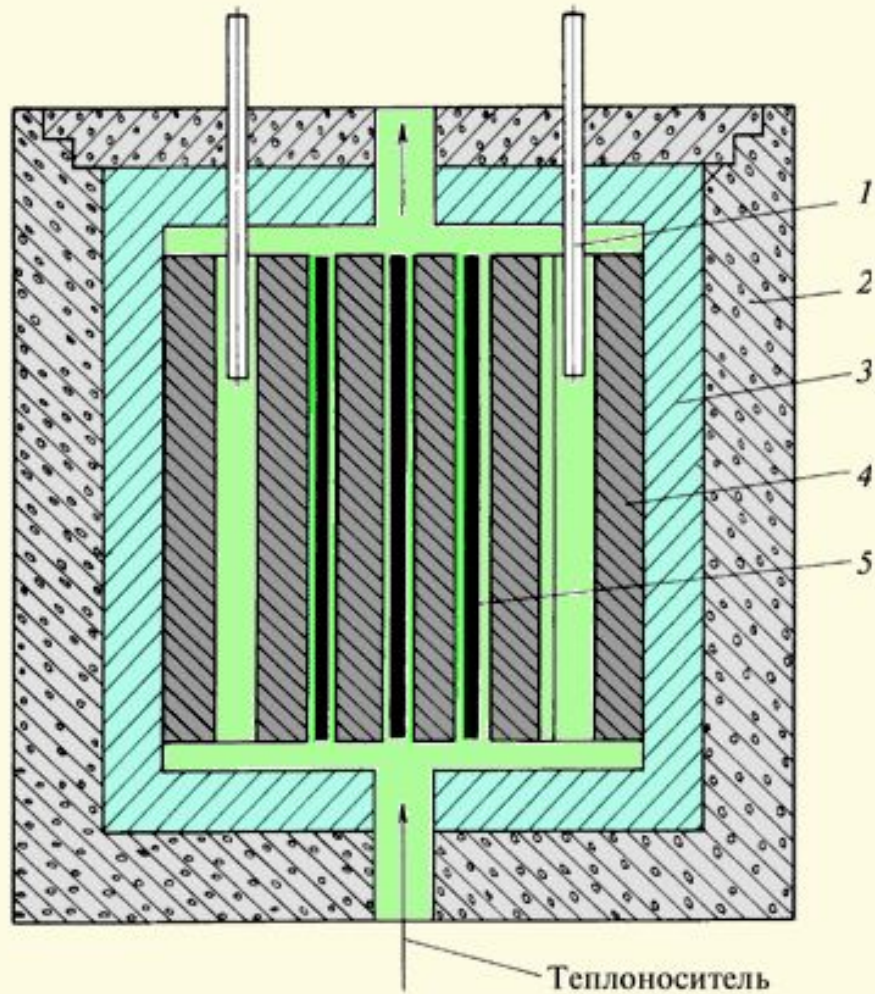
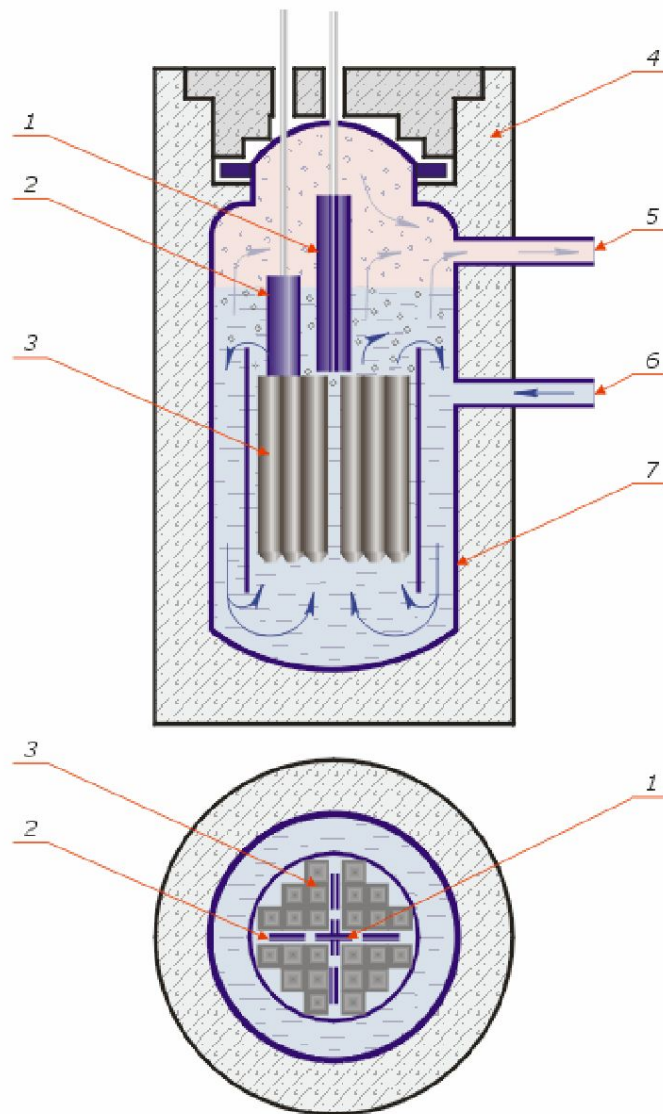


Рис. 5.3. Схема ядерного реактора на тепловых нейтронах

- Изменяют мощность реактора с помощью стержней системы регулирования и защиты (СУЗ) - 1, выполненных из материалов хорошо поглощающих нейтроны. При опускании стержней (см. рис. 5.3) поглощение нейтронов увеличивается, общее число нейтронов уменьшается, и мощность реактора также уменьшается вплоть до полной остановки.
- Реактор окружается **биологической защитой-2** — кладкой из тяжелого бетона, предохраняющей персонал от воздействия медленных и быстрых нейтронов и ионизирующего излучения.
- Количество стационарно существующих нейтронов определяет число образующихся осколков деления ядер, которые разлетаются в разные стороны с огромной скоростью.

- Торможение осколков приводит к разогреву топлива и стенок твэлов-3. Для снятия этого тепла в реактор (см. рис. 5.3) подается **теплоноситель**, нагрев которого и представляет цель работы ядерного реактора. В наиболее распространенных типах ядерных реакторов в качестве теплоносителя используют обычную воду высокого качества.
- Практически вся мировая атомная энергетика базируется на **корпусных реакторах**. Их главной особенностью является **использование для размещения активной зоны толстостенного цилиндрического корпуса**.
- Корпусные реакторы выполняют с водой под давлением (в английской транскрипции PWR — pressed water reactor, в русской ВВЭР — **водо-водяной энергетический реактор**), и кипящие (BWR — boiling water reactor).
- ***В водо-водяном реакторе циркулирует только вода под высоким давлением.***

Схема кипящего корпусного ядерного реактора 1- стержень аварийной защиты; 2 — управляющий стержень; 3 — ядерное топливо; ядерное топливо; 4 — биологическая защита; 5 — выход пароводяной смеси; 6 — вход воды; 7 — корпус



- В **кипящем реакторе** в его корпусе над поверхностью жидкости образуется насыщенный водяной пар, который направляется в паровую турбину.
- В России корпусные реакторы кипящего типа не строят. В корпусных реакторах и теплоносителем, и замедлителем является вода.
- Альтернативой корпусным реакторам являются **канальные реакторы**, которые строили только в Советском Союзе под названием РБМК — реактор большой мощности канальный. Такой реактор представляет собой графитовую кладку с многочисленными каналами, в каждый из которых вставляется как бы небольшой кипящий реактор малого диаметра. Замедлителем в таком реакторе служит графит, а теплоносителем — вода.

Некоторые эксплуатационные особенности АЭС

- АЭС в силу ряда технических причин не могут работать в маневренных режимах, т.е. участвовать в покрытии переменной части графика электрической нагрузки. Конечно, из-за высокой стоимости АЭС должны работать с максимальной нагрузкой, но при их высокой доле в установленной мощности отдельных объединенных энергосистем и при больших неравномерностях графика суточной и недельной нагрузки возникает необходимость быстрых нагружений и разгрузений АЭС, которые для них крайне нежелательны.
- Как видно из рис. 5.14 и 5.15, параметры энергоблоков АЭС существенно ниже, чем ТЭС: температура пара перед турбиной почти в 2 раза, а давление более чем в 3 раза меньше. Это означает, что работоспособность 1 кг пара, протекающего через турбину АЭС, оказывается примерно вдвое меньше, чем через турбину ТЭС.
- Вместе с тем, большие капитальные затраты требуют большой единичной мощности энергоблоков АЭС.
- Отсюда — огромные расходы пара через турбоагрегаты АЭС по сравнению с турбоагрегатами ТЭС и соответственно огромные расходы охлаждающей воды.

- АЭС в силу ряда технических причин пока не могут работать в маневренных режимах, т.е. участвовать в покрытии переменной части графика электрической нагрузки.
- Конечно, из-за высокой стоимости АЭС должны работать с максимальной нагрузкой, но при их высокой доле в установленной мощности отдельных объединенных энергосистем и при больших неравномерностях графика суточной и недельной нагрузки возникает необходимость быстрых нагружений и разгрузений АЭС, которые для них крайне нежелательны.
- Как видно из рис. 5.14 и 5.15, параметры энергоблоков АЭС существенно ниже, чем ТЭС: температура пара перед турбиной почти в 2 раза, а давление более чем в 3 раза меньше. Это означает, что работоспособность 1 кг пара, протекающего через турбину АЭС, оказывается примерно вдвое меньше, чем через турбину ТЭС.
- Вместе с тем, большие капитальные затраты требуют большой единичной мощности энергоблоков АЭС.
- Отсюда — огромные расходы пара через турбоагрегаты АЭС по сравнению с турбоагрегатами ТЭС и соответственно огромные расходы охлаждающей воды.

Основные характеристики реакторов ВВЭР			
Таблица 2 Показатель	Энергетический реактор		
	ВВЭР- 1000	ВВЭР-440	
Тепловая мощность, МВт	3000	1375	
Энергетическая мощность энергоблока, МВт	1000	440	
КПД энергоблока, %	33	31,5	
Давление теплоносителя в первом корпусе, МПа	15,7	12,26	
Температура воды на входе, °С	239	269	
Средний подогрев воды в реакторе, °С	33,5	31	
Расход воды через реактор, м³/ч	76000	39000	
Количество циркуляционных петель, шт.	4	6	
Загрузка топлива, т	66	42	
Обогащение топлива, %	4,4	3,3	
Корпус реактора (без крышки):			
Максимальный диаметр (с патрубками), мм	5280	4350	
Внутренний диаметр, мм	4070	3560	
Высота, мм	10850	11800	
Масса, т	304	208,8	

Корпус реактора состоит из цилиндрического сосуда (см. рис. 4) и крышки 3, притягиваемой к сосуду многочисленными шпильками 2 со специальными колпачковыми гайками. В сосуде подвешивается шахта 5, представляющая собой тонкостенный сосуд с уплотнением 6 и системой отверстий, обеспечивающих направленное движение теплоносителя. Теплоноситель (вода) с давлением 15,7 МПа и температурой 289 °С поступает по четырем штуцерам в кольцевое пространство между корпусом и шахтой и движется вниз между ними. На этой стадии вода выполняет функцию отражателя нейтронов. Дно шахты 5 имеет многочисленные отверстия, через которые вода попадает внутрь шахты, где располагается **активная зона**, состоящая из отдельных шестигранных ТВС (рис. 6), каждый из которых содержит 312 твэлов (рис. 7).

Поступивший через перфорированное дно шахты теплоноситель движется вверх, омывает ТВЭЛы, разогретые процессом деления ядерного горючего, нагревается и с температурой 322,5 °С через перфорации в верхней части шахты и четыре выходных отверстия направляется в четыре парогенератора.

Корпус реактора представляет собой уникальную конструкцию, сваренную из отдельных обечаек (рис. 8), изготавливаемых ковкой. Масса обечаек достигает почти 100 т. Они выполняются двухстенными. Наружная часть — из термостойкой высокопрочной стали, а внутренняя плакируется слоем аустенитной нержавеющей стали толщиной 10—20 мм.

Масса корпуса без крышки превышает 300 т, а крышки и шпилек достигает 100 т.

На рис. 9 показаны поперечные разрезы по активной зоне и по приводам СУЗ реактора ВВЭР-440, имеющего конструкцию, аналогичную реактору ВВЭР-1000. Сам реактор вместе с биологической защитой показан на рис. 10. Его технические данные приведены в **табл. 2**.

Реактор канального типа РБМК-1000

Реакторная установка с РБМК-1000 показана на рис. 11. Она состоит из собственно реактора 1, барабанов-сепараторов 3, главных циркуляционных насосов 6 и водяных и пароводяных коммуникаций, а его технические данные следующие:

- Мощность энергоблока электрическая, МВт 1000
- Мощность реактора тепловая, МВт 3200
- КПД, % 31,3
- Высота активной зоны, м 7
- Диаметр активной зоны, м 11, 8
- Число каналов, шт. 1693
- Загрузка топлива, т. 192
- Обогащение топлива, % 2
- Диаметр твэла, мм 13,6

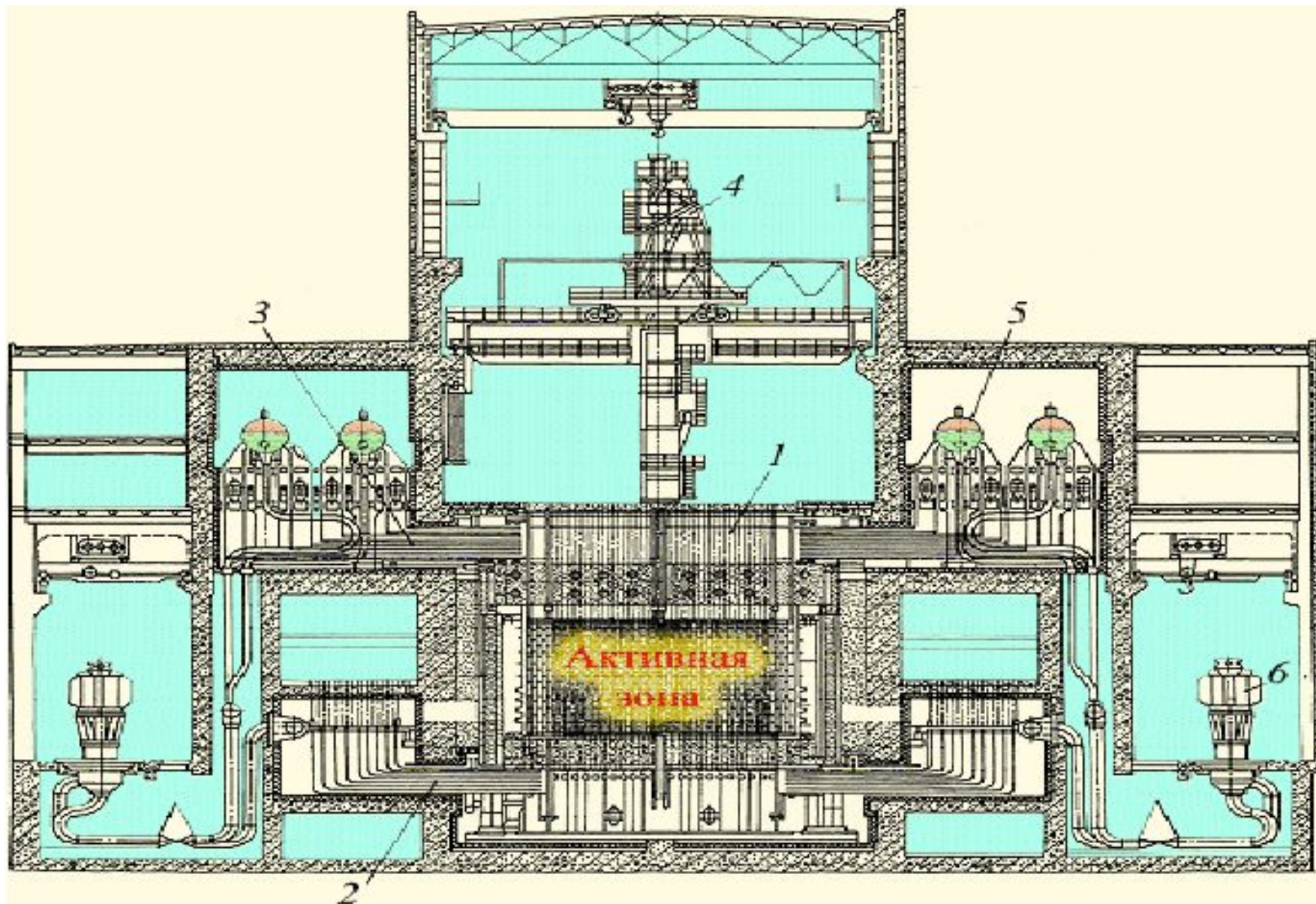


Рис.11. Реактор РБМК-1000

Активная зона реактора представляет собой графитовую кладку 10 (рис. 12) из блоков сечением 250x250 мм. В центре каждого блока выполнено вертикальное отверстие (канал), в которое помещается парогенерирующее устройство. Совокупность парогенерирующего устройства, кладки и элементов их установки называют **технологическим каналом**. Он включает в себя трубу, состоящую из центральной (циркониевой) части 11, расположенной в области графитовой кладки 10, и двух концевых частей 4 и 14, выполненных из нержавеющей стали. Внутри центральной части трубы подвешивается ТВС, состоящая из двух последовательно расположенных пучков (рис. 13). Каждый пучок состоит из 18 стержневых твэлов наружным диаметром 13,6 мм, толщиной стенки 0,9 мм и длиной 3,5 м.

В нижнюю концевую часть трубы 14 каждого канала поступает вода от главного циркуляционного насоса (ГЦН) (см. **рис. 11**) и движется вверх, омывая пучки 9 ТВС (см. **рис. 12**). При этом вода нагревается до состояния кипения, частично испаряется и с массовым паросодержанием примерно 15 % направляется в барабан-сепаратор 5 (см. **рис. 11**). Здесь вода и пар разделяются: пар направляется в паровую турбину, а вода с помощью ГНЦ снова возвращается в технологические каналы.

Активная зона (графитовая кладка) окружается стальным герметичным кожухом и заполняется смесью гелия и азота при небольшом избыточном давлении.

5.4. Сравнение реакторов типов ВВЭР и РБМК

В России работает 14 водо-водяных реакторов типа ВВЭР общей мощностью 10640 МВт и 11 канальных графитовых реакторов типа РБМК общей мощностью 11000 МВт (см. **табл. 1**). За рубежом реакторов канального типа, аналогичным РБМК, не строят. Главное преимущество реакторов типа ВВЭР перед РБМК состоит в их большей безопасности. Важно отметить, что во втором контуре циркулирует нерадиоактивная среда, что существенно упрощает эксплуатацию и повышает безопасность АЭС.

Повышение безопасности ВВЭР определяется также и тремя следующими причинами:

- реактор ВВЭР принципиально не имеет так называемых положительных обратных связей, т.е. в случае потери теплоносителя и потери охлаждения активной зоны цепная реакция горения ядерного топлива затухает, а не разгоняется, как в РБМК;

- активная зона ВВЭР не содержит горючего вещества (графита), которого в активной зоне РБМК содержится около 2 тыс. т;

- реактор ВВЭР имеет защитную оболочку, не допускающую выхода радиоактивности за пределы АЭС даже при разрушении корпуса реактора; выполнить единый защитный колпак для РБМК невозможно из-за большой разветвленности труб реакторного контура.

Однако в защиту РБМК необходимо сказать еще несколько слов.

Корпус ВВЭР имеет большие размеры, а изготовление его весьма трудоемко. Его размеры ограничены достижением предельного состояния прочности, так как механические напряжения, разрывающие корпус, пропорциональны его диаметру и внутреннему давлению в нем (при этом необходимо учитывать охрупчивание металла под действием нейтронного облучения). Кроме того, габариты корпуса ВВЭР ограничены требованиями железнодорожной перевозки. Важным преимуществом реактора типа РБМК является возможность непрерывной перегрузки топлива (замены ТВС) перегрузочной машиной (см. **рис. 11**), с помощью которой ежедневно заменяют 3—4 ТВС.

Реактор типа ВВЭР необходимо останавливать ежегодно (со снятием верхнего блока и крышки — см. **рис. 4**) для того, чтобы извлечь $1/3$ топлива из центральной части активной зоны, где выгорание идет быстрее. Затем $1/3$ топлива перемещают из средней части активной зоны в центральную часть и из периферийной — в среднюю; в освобожденной периферийной части активной зоны устанавливаются ТВС со свежими твэлами. Перегрузку топлива, совмещают с планово-предупредительными ремонтами (ППР) длительностью 20—40 сут. другого оборудования энергоблока. Необходимость ежегодной перезагрузки топлива приводит к снижению коэффициента использования установленной мощности (КИУМ).

Таблица 2.1. Основные характеристики АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК [3, 7—11]

Характеристика	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000	РБМК-1500
Мощность, МВт (эл.)	440	1000	1000	1500
КПД, %	32	33	31,3	31,3
Давление в первом контуре, МПа	12,3	15,7		
Температура теплоносителя, °С:				
на входе в реактор	269	289		
на выходе из реактора	300	322	280*	280*
Масса теплоносителя первого контура, т	200	300	—	—
Загрузка U, т	42	66	192	189
Среднее начальное обогащение U, %***	3,5	3,3 (4,4)**	1,8	1,8
Количество перегружаемого U, т/год	14	33 (22)**	~ 50*4	~ 75*4
Средняя глубина выгорания топлива, МВт·сут/кг U	28	30 (40)**	18,1	18,1
Корпус реактора:				
высота (без верхней крышки), м	11,8	10,88	—	—
максимальный диаметр, м	4,27	4,57	—	—
масса, т	200,8	300	—	—
Размеры активной зоны, м:				
высота	2,5	3,55	7,0	7,0
диаметр	2,88	3,1	11,8	11,8

* Температура пара перед турбинами.

** Для двухгодичного (трехгодичного) цикла.

*** Первая загрузка реактора имеет меньшее обогащение.

** Рассчитано в предположении, что коэффициент нагрузки АЭС равен 0,8.

5.5. Технологические схемы производства электроэнергии на АЭС с реакторами типов ВВЭР и РБМК

- Реакторы типа ВВЭР используют для строительства **двухконтурных АЭС**.
- Как следует из названия, такая АЭС (рис. 14) состоит из двух контуров. Первый контур расположен в **реакторном отделении**. Он включает реактор типа ВВЭР-1000, через который с помощью *ГЦН* прокачивается вода под давлением 15,7 МПа (160 ат). На входе в реактор вода имеет температуру 289 °С, на выходе — 322 °С. При давлении в 160 ат вода может закипеть только при температуре 346 °С и, таким образом, в первом контуре двухконтурной АЭС всегда циркулирует только вода без образования пара.

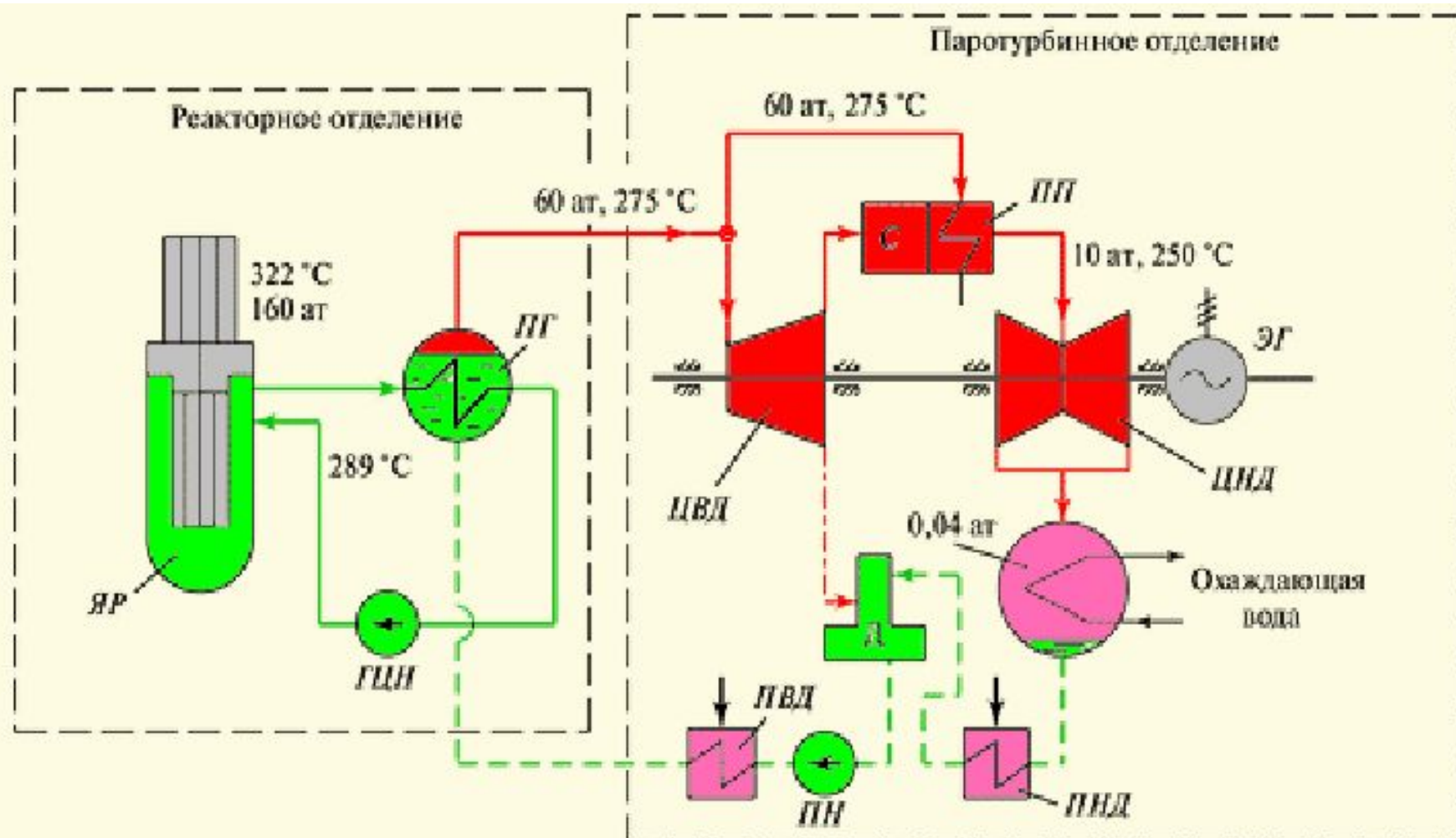


Рис.14. Схема двухконтурной АЭС с водо-водяным реактором типа ВВЭР (приведенные цифры относятся к ВВЭР-1000)

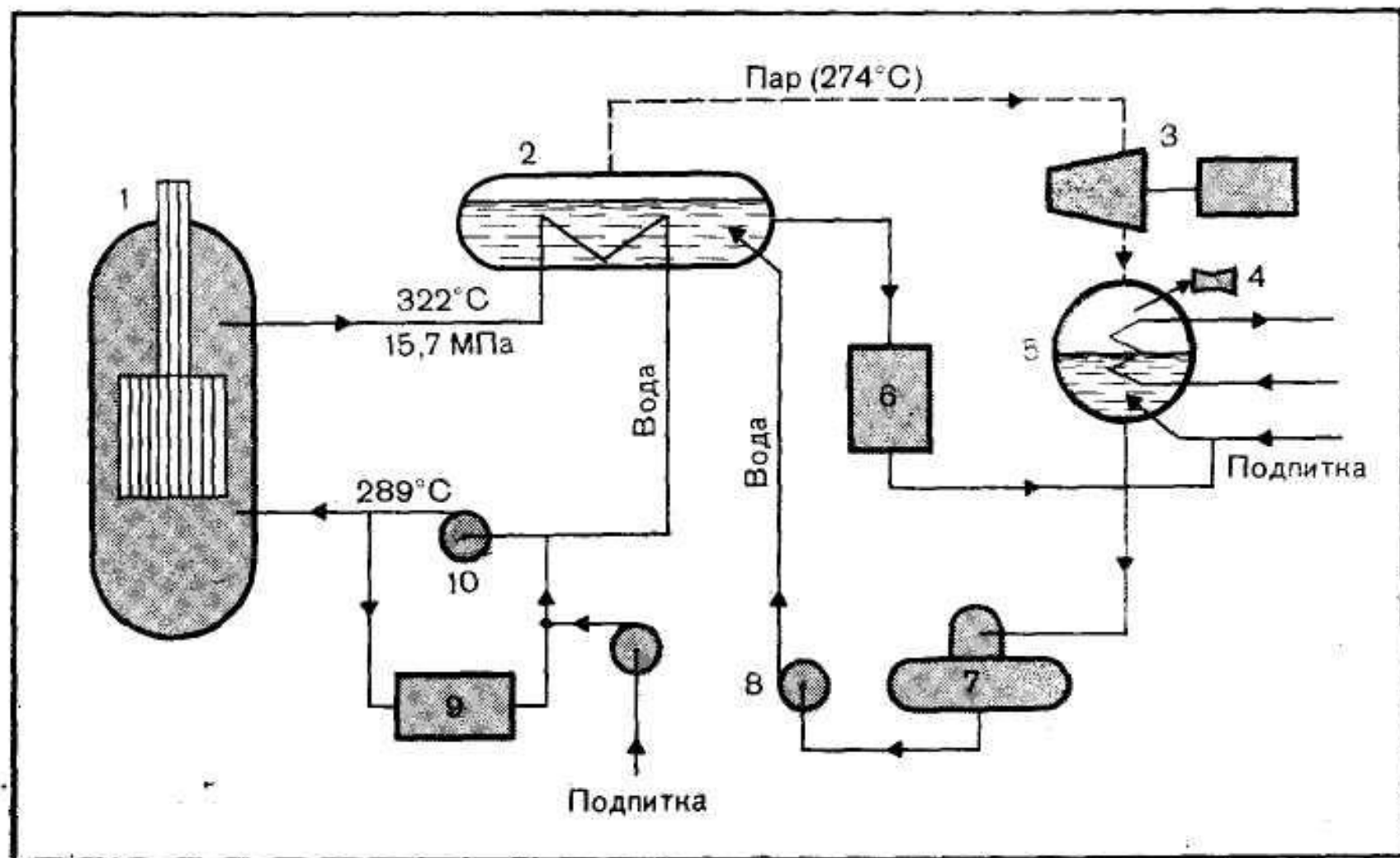


Рис. 2.1. Схема основных технологических контуров АЭС с реактором типа ВВЭР (указаны характеристики первого контура ВВЭР-1000):

1 — реактор; 2 — парогенератор; 3 — турбогенератор; 4 — эжектор; 5 — конденсатор; 6 — спецводоочистка второго контура; 7 — деаэратор; 8 — питательный насос; 9 — байпасная очистка; 10 — главный циркуляционный насос

Из ядерного реактора вода с температурой 322 °С поступает в **парогенератор**.

Парогенератор — это горизонтальный цилиндрический сосуд (барабан), частично заполненный питательной водой второго контура; над водой имеется паровое пространство.

В воду погружены многочисленные трубы парогенератора *ПГ*, в которые поступает вода из ядерного реактора. С помощью питательного насоса *ПН* и соответствующего выбора турбины в парогенераторе создается давление существенно меньшее, чем в первом контуре (для реактора ВВЭР-1000 и турбины мощностью 1000 МВт это давление свежего пара $p_0 = 60$ ат). Поэтому уже при нагреве до 275 °С в соответствии с **рис. 1.2** вода в парогенераторе закипает вследствие нагрева ее теплоносителем, имеющим температуру 322 °С.

Таким образом, в парогенераторе, являющимся связывающим звеном первого и второго контура (но расположенном в реакторном отделении), генерируется сухой насыщенный пар с давлением $p_0 = 60$ ат и температурой $t_0 = 275$ °С (свежий пар). Если говорить строго, то этот пар — влажный, однако его **влажность** мала (0,5 %). *И сейчас мы отмечаем первую особенность АЭС — низкие начальные параметры и влажный пар на входе в турбину.* Этот пар направляется в **ЦВД** паровой турбины. Здесь он расширяется до давления примерно 1 МПа (10 ат). Выбор этого давления обусловлен тем, что уже при этом давлении влажность пара достигает 10—12 %, и капли влаги, движущиеся с большой скоростью, приводят к интенсивной эрозии и размывам деталей проточной части паровой турбины.

Для уменьшения эрозии из *ЦВД* пар направляется в сепаратор-пароперегреватель (СПП).

В сепараторе С от пара отделяется влага, и он поступает в пароперегреватель, где его параметры доводятся до значений 10 ат, 250 °С. Таким образом, пар на выходе из СПП является перегретым, и эти параметры выбраны такими, чтобы получить допустимую влажность в конце турбины, где угроза эрозии еще большая, чем за *ЦВД*.

Пар с указанными параметрами поступает в *ЦНД* (в энергоблоке 1000 МВт три одинаковых *ЦНД*, на **рис. 14** показан только один).

Расширившись в *ЦНД*, пар поступает в конденсатор, а из него в конденсатно-питательный тракт, аналогичный тракту обычной ТЭС.

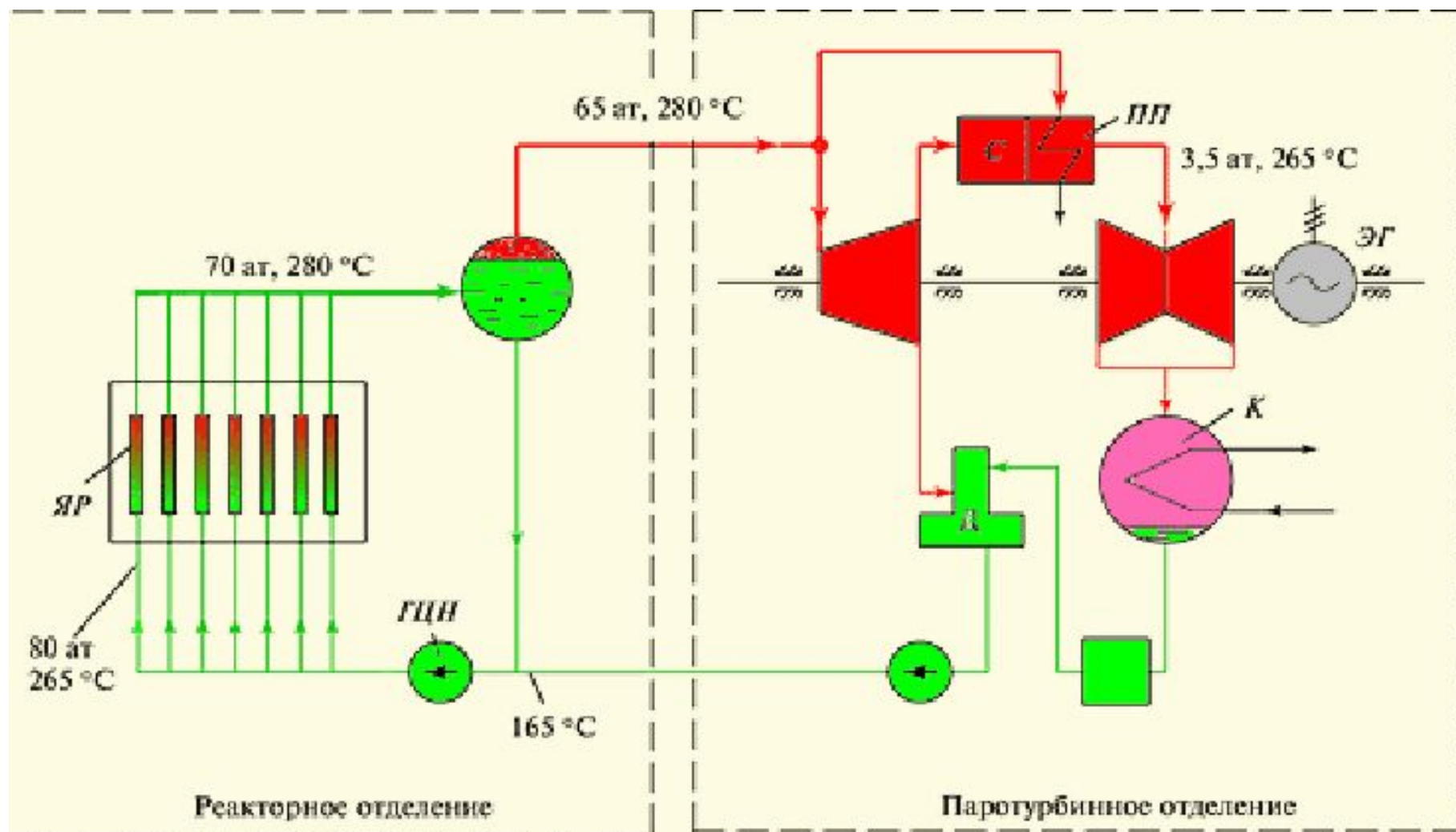


Рис.15. Схема одноконтурной АЭС с каналным реактором РБМК (приведенные цифры относятся к РБМК-1000)

На рис.15 показана схема **одноконтурных АЭС**, построенных в России с реакторами РБМК-1000 на трех АЭС **Одноконтурной** она называется потому, что и через реактор, и через паротурбинную установку циркулирует одно и то же рабочее тело.

Питательная вода с помощью ГЦН с параметрами 80 ат и 265 °С из раздаточного коллектора подводится к 1693 параллельным технологическим каналам, размещенным в **активной зоне реактора**.

На выходе из каналов пароводяная смесь с паросодержанием 14—17 % собирается в коллекторе и подается в барабан-сепаратор (у РБМК-1000 их четыре).

Барабан-сепаратор служит для разделения пара и воды. Образующийся пар с параметрами 6,4 МПа (65 ат) и 280 °С направляется прямо в паровую турбину (реактор РБМК-1000 в номинальном режиме питает две одинаковые паровые турбины мощностью по 500 МВт каждая).

Пар, получаемый в реакторе и в сепараторе, является радиоактивным вследствие наличия растворенных в нем радиоактивных газов, причем именно паропроводы свежего пара обладают наибольшим радиоактивным излучением. Поэтому их прокладывают в специальных бетонных коридорах, служащих биологической защитой.

По этой же причине пар к турбине подводится снизу, под отметкой ее обслуживания (пола машинного зала).

Пар, расширившийся в ЦВД до давления 0,35 МПа (3,5 ат), направляется в СПП (на каждой турбине энергоблока с реактором РБМК-1000 их четыре), а из них — в ЦНД (на каждой турбине их также четыре) и в конденсаторы. Конденсатно-питательный тракт такой же, как у обычной ТЭС.

Однако многие его элементы требуют биологической защиты от радиоактивности.

Это относится к конденсатоочистке и водяным емкостям конденсатора, где могут накапливаться радиоактивные продукты коррозии, подогревателям регенеративной системы, питаемым радиоактивным паром из турбины, сборникам сепарата СПП.

Устройство, и эксплуатация одноконтурных АЭС, особенно в части машинного зала, существенно сложнее, чем двухконтурных.

Конденсат, пройдя систему регенеративного подогрева воды, приобретает температуру 165 °С, смешивается с водой, идущей из барабана-сепаратора (280 °С) и поступает к ГЦН, обеспечивающим питание ядерного реактора.

- В реакторе ВВЭР или РБМК герметичный металлический кожух твэлов (из циркониевого сплава) препятствует выходу радиоактивных продуктов деления из топлива в теплоноситель.
- Однако в процессе эксплуатации реактора в отдельных твэлах вследствие коррозии возникают дефекты (как правило, микротрещины), через которые из топлива в воду выходит часть радиоактивных продуктов деления (в основном летучие вещества).
- Вместе с продуктами коррозии конструкционных материалов, также радиоактивных, они загрязняют воду первого контура, увеличивая ее радиоактивность.
- Для удаления накапливающихся в теплоносителе примесей и поддержания химического качества воды (рН, концентрации борной кислоты и т. д.) в реакторе действует байпасная система очистки теплоносителя (рис. 2.1 и 2.2).
- В одноконтурных реакторах типа РБМК на турбину поступает пар, образующийся при кипении воды в активной зоне. Он сам радиоактивен из-за нейтронной активации кислорода. Кроме того, в него переходит часть радиоактивных веществ, попавших в теплоноситель.

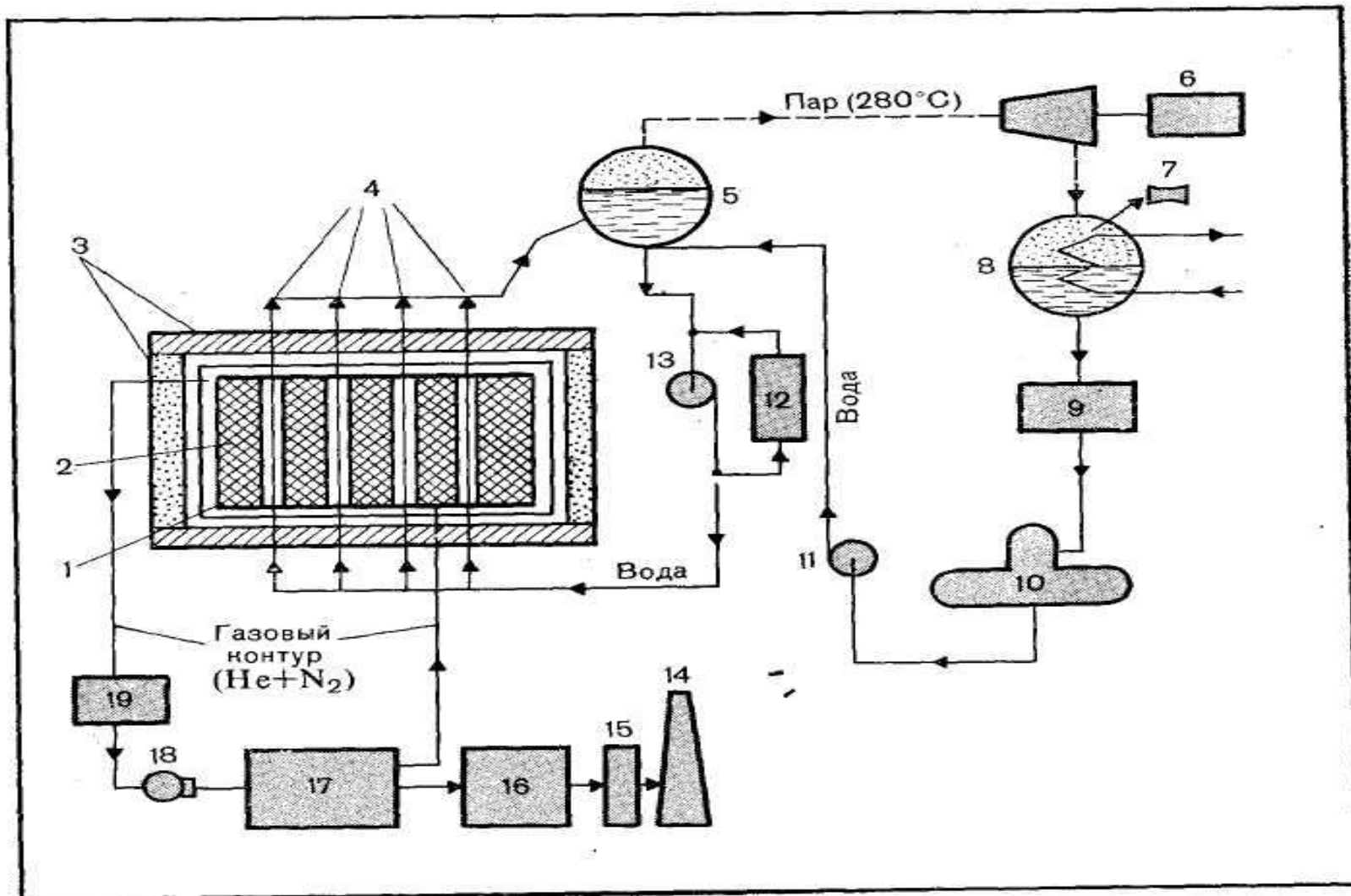


Рис. 2.2. Схема основных технологических контуров АЭС с реактором РБМК:
 1 — реактор; 2 — графитовая кладка; 3 — биологическая защита; 4 — технологические каналы; 5 — барабан-сепаратор; 6 — турбогенератор; 7 — эжектор; 8 — конденсатор; 9 — конденсатоочистка; 10 — деаэратор; 11 — подпиточный насос; 12 — байпасная очистка на ионообменных фильтрах; 13 — главный циркуляционный насос; 14 — вентиляционная труба; 15 — аэрозольный фильтр; 16 — газгольдер для выдержки газа; 17 — адсорбер CO_2 , CO , H_2 , NH_3 ; 18 — компрессор; 19 — аэрозольный и иодный фильтры

- В одо-графитовый канальный реактор РБМК (рис. 2.2) размещен в бетонной шахте (для реактора РБМК-1000 размером 21,6 X 21,6 X 25,5 м) и опирается на бетон с помощью металлоконструкций. Вместе с кожухом они образуют герметическую полость — реакторное пространство. В нем находится графитовая клад-3*
- В одноконтурных реакторах типа РБМК на турбину поступает пар, образующийся при кипении воды в активной зоне. Он сам радиоактивен из-за нейтронной активации кислорода. Кроме того, в него переходит часть радиоактивных веществ, попавших в теплоноситель. По этой причине в турбинном зале АЭС с кипящим реактором принимают соответствующие меры по обеспечению радиационной безопасности.-

- * В практике зарубежного энергетического реакторостроения нет реактора, аналогичного РБМК. По некоторым своим свойствам (одноконтурность, кипящий теплоноситель и др.) он близок к зарубежным корпусным кипящим реакторам с водой в качестве теплоносителя и замедлителя, обозначаемым сокращенно BWR (Boiling Water Reactor) и широко используемым наряду с реактором PWR в качестве энергетического реактора.

Одна из главных проблем ядерной энергетики - радиоактивные отходы.

- . Ежегодно АЭС производит, как минимум, 18 тонн (по другим оценкам - до 27 тонн) радиоактивных отходов.
- В 2006 году МАГАТЭ подсчитало, что в мире ныне накоплено более 200 тыс. тонн отработанного ядерного топлива. Ежегодно к ним добавляется еще 10-12 тыс. тонн.
- Телекомпания PBS иллюстрирует эту статистику следующим образом: семья из четырех человек, которая в течение 20-ти лет пользуется электроэнергией, произведенной на АЭС, производит столько высокорadioактивных отходов, сколько можно поместить в баллончик газовой зажигалки.

- По оценкам Европейской Комиссии, ежегодно страны Европейского Союза вынуждены утилизировать 1 млрд. куб. метров промышленных отходов и 50 тыс. куб. метров радиоактивных.
- Проблема заключается в том, что радиоактивный мусор остается опасным на протяжении сотен и тысяч лет.
- К примеру, период полураспада радиоактивного стронция-90 составляет 26 лет, америция-241 - 430 лет, плутония-239 - 24 тыс. лет.

- **Возможно захоранивать отходы на океанском дне.**
- Недостаток этого предложения заключается в том, что подобные могильники должны находиться на значительных глубинах, вдалеке от побережий.
- Однако контейнеры с отходами могут быть легко повреждены, их также будет сложно обнаруживать (если, например, один из них "даст течь" или когда-либо появится технология, позволяющая утилизировать отходы иным способом).
- Кроме того, следить за этими могильниками (например, чтобы их не могли использовать террористы или страны-изгои) достаточно проблематично.
- В 1972 году была принята Международная Конвенция о Предупреждении Загрязнения Моря Отходами, которая запрещает подобные опыты. Срок действия Конвенции истекает в 2018 году.

- **Вторая идея - вывоз ядерных отходов в космос-** возможность вывода на околосолнечную орбиту контейнеров. Эта идея имеет неоспоримое достоинство - подобным образом радиоактивный мусор удаляется с планеты Земля.
- Однако одновременно возрастает риск - к примеру, никто не может гарантировать, что возможное попадание этого вещества на Солнце не приведет к каким-либо негативным последствиям или что космический мусоровоз не столкнется с метеоритом или космическим кораблем.
- Главным аргументом противников этой идеи остается ее невероятно высокая стоимость: при нынешнем уровне развития космонавтики для того, чтобы избавить человечество от отходов, потребуется несколько десятков тысяч запусков космических аппаратов.

- Третья идея - вывоз отходов на какой-либо удаленный и ненаселенный остров.
- Здесь также есть проблемы: ядерный могильник может быть создан только в твердых геологических породах, для него требуется значительная территория. Остров должен находиться вдалеке от густонаселенных мест. Участков суши, отвечающих подобным требованиям, крайне мало.
- Обеспечивать безопасную океанскую транспортировку и охрану хранилища также сложно. Впрочем, Финляндия строит подобный могильник на небольшом гранитном островке.

- **Четвертый вариант решения проблемы предусматривает строительство могильников среди льдов Антарктиды или Гренландии.**
- Предполагается, что в этом случае не потребуются дорогостоящее строительство - достаточно будет построить шахту, которая будет накрыта тем же льдом.
- Достоинствами этой идее является незаселенность этих территорий и толщина материкового льда.
- Недостатки также существенны: льды могут таять (с учетом глобального потепления это становится все более вероятным), благодаря чему радиоактивные воды могут попасть в мировой океан.
- Доставка огромного количества подобных грузов в приполярные области, где нет коммуникаций, также является серьезнейшей проблемой.
- И последнее, подписанный в 1959 году Антарктический Договор запрещает размещение радиоактивных отходов на территории Шестого Континента.

- **Пятый вариант - строительство подземных хранилищ в скальных породах ныне считается наиболее удобным и приемлемым.**
- К примеру, Национальный Исследовательский Совет США\National Research Council в 2001 году вынес следующий вердикт: "Подобный метод остается единственным научно и технически обоснованным долговременным решением проблемы радиоактивных отходов".
- Многие страны на протяжении десятилетий проводят исследования, целью которых является проверка безопасности мест, реально используемых или предназначенных для использования в качестве подобных могильников. К примеру, в Германии одно хранилище (Ассе) исследуется с 1965 года, в Швейцарии (Гримсель) - с 1984-го.

- **Единственно всеобще признанной возможностью избавления человечества от этого вида отходов на сегодняшний день представляется глубокое захоронение таких отходов в могильниках на глубине не менее 300-500 м в глубоких геологических формациях с соблюдением принципа многобарьерной защиты и обязательным переводом жидких отходов в отвержденное состояние.**
- Наиболее подходящими по совокупности своих свойств геологическими формациями являются
 - массивы каменных солей,
 - глинисто-аргиллитовые формации,
 - кристаллические (скальные) массивы (в частности, гранито-гнейсы),
 - а также туфы .

- **Особенностью ВАО является то, что они содержат в своем составе,**
- **с одной стороны, относительно короткоживущие, но исключительно токсичные и тепловыделяющие элементы цезий-стронциевой группы,**
-
- **а с другой стороны, долгоживущие элементы трансурановой группы.**

- **Рассматривается вариант отдельного захоронения тепловыделяющих - цезий-стронциевых и долгоживущих - трансурановых отходов.**
- Первые предлагается размещать в глубоких скважинах в гранитах. Для этой цели исследователем проведены модельные эксперименты по расплавлению и последующей рекристаллизации гранитов, которые доказывают принципиальную возможность такого размещения тепловыделяющего компонента ОЯТ.
- Существует мнение, что такое разделение могло бы существенно облегчить решение проблемы долговременного (до 10000 лет) глубокого геологического захоронения другой, трансурановой составляющей ВАО.

- Тем не менее, реальность сегодняшнего дня такова, что
- разделение этих двух групп элементов пока технологически не достижимо,
- и специалистам в ближайшие десятилетия, видимо, придется иметь дело с ВАО смешанного состава,
- для которых единственно реальным решением является глубокое геологическое захоронение в специально оборудованные могильники .