

Глобальная экология и глобальная безопасность

Лекция 10. Техническая реализация цикла выработки электроэнергии на ядерном топливе

(С) Аржанников А. В.

- 1. Запаздывающие нейтроны и управляемость реакторов.**
- 2. Конструкция ядерных реакторов.**
- 2. Топливный цикл на основе ядерного «горючего».**
- 3. Дозы радиоактивного облучения на различных этапах топливного цикла.**
- 4. Регенерация топлива и утилизация отходов.**

Возможные темы рефератов

- ▶ **Топливные элементы ядерных реакторов**
- ▶ **Чернобыльская катастрофа**
- ▶ **Фукусима**
- ▶ **Пути повышения безопасности ядерной энергетики.**

Топливные циклы ядерной энергетики

- ▶ В современной ядерной энергетике известны два основных топливных цикла, а именно: уран-плутониевый и уран-ториевый.
- ▶ Первый основывается на реакциях деления ^{235}U и синтеза делящегося ^{239}Pu из ^{238}U ,
- ▶ 1. **$^{238}\text{U}(n,\gamma)^{239}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Np} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$**
- ▶
- ▶ а второй—на делении ^{233}U (на старте используется ^{235}U) и синтезе делящегося изотопа ^{233}U из ^{232}Th в реакциях с нейтронами:
- ▶ 2. **$^{232}\text{Th}(n,\gamma)^{233}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{Pa} \rightarrow ^{233}\text{U}$**
- ▶ Средние величины энергий, выделяемые при делении изотопов
- ▶

^{233}U	^{235}U	^{239}Pu
197.9	202.5	207.1 (МэВ)
- ▶

Особенности ториевого топливного цикла

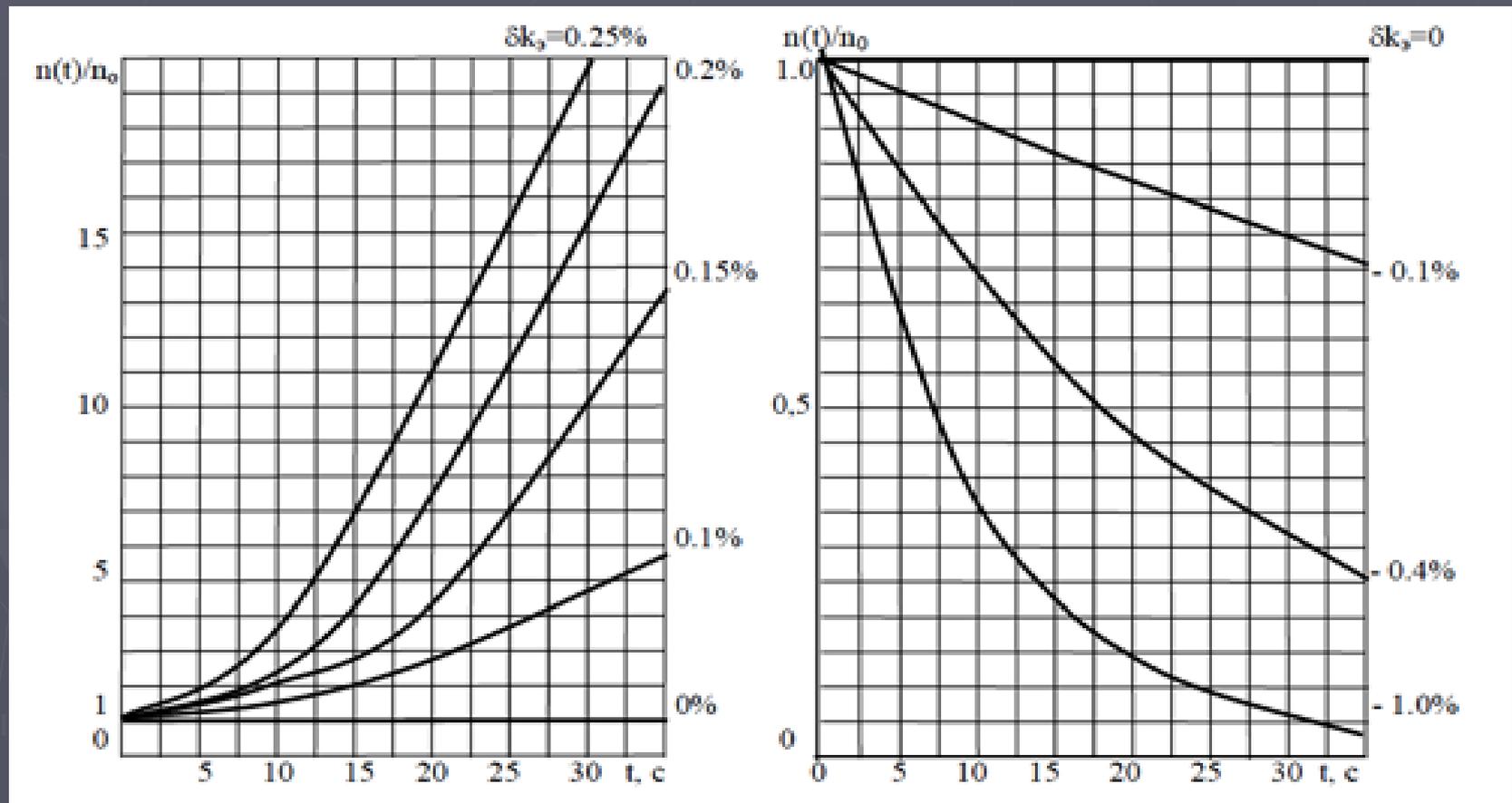
- ▶ Ториевый топливный цикл имеет большое преимущество перед урановым: он не требует сложной технологии разделения изотопов при получении элемента из природного минерального сырья. Основная проблема в использовании тория состоит в том, что реакторы с ториевым циклом, как и при урановом цикле, требуют в начальной загрузке добавку в топливо радиоактивного изотопа ^{235}U (или ^{239}Pu), и в процессе работы реактора требуется постоянная подпитка дополнительными нейтронами. Есть еще одна особенность: наработка радиоактивного изотопа ^{233}U , обеспечивающего энерговыделение, путём нейтронного облучения ^{232}Th всегда приводит к образованию небольшого количества ^{232}U из-за побочных ($n,2n$)-реакций на самом изотопе ^{233}U или на ^{233}Pa . Цепочка быстрого распада ^{232}U быстро даёт высокую интенсивность γ -излучения, что затрудняет работу с отработанным топливом. Но, с другой стороны, это излучение гарантирует нераспространение ядерного оружия, поскольку не позволяет забирать отработанное топливо преступным группам несанкционированными путями.

Элементарное уравнение кинетики реактора (ЭУКР)

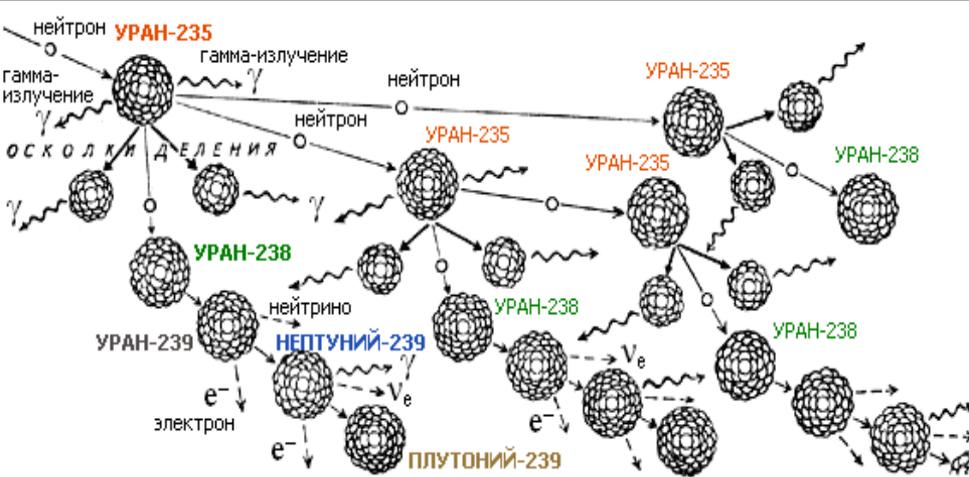
- ▶ Элементарное уравнение кинетики реактора описывает процесс размножения нейтронов и представляет собой имеет вид дифференциального уравнения:
 $dn/n = (\delta k_{\text{э}}/l) dt$,
где $\delta k_{\text{э}}$ - избыточный коэффициент размножения. Это есть превышение эффективного коэффициента размножения над единицей, характеризующее степень отклонения реактора от критического состояния **$\delta k_{\text{э}} = k_{\text{э}} - 1$** . Отношение **$\rho = \delta k_{\text{э}}/k_{\text{э}}$** называется реактивностью реактора. При малых отклонениях $k_{\text{э}}$ от единицы (что практически всегда имеет место в реальных реакторах) величина реактивности реактора мало отличается от величины избыточного коэффициента размножения: $\rho = \delta k_{\text{э}}/k_{\text{э}} \approx \delta k_{\text{э}}$.
- ▶ l - среднее время жизни поколения нейтронов.
- ▶ При начальных условиях: $t = 0$, $n(0) = n_0$ данное уравнение имеет следующее решение :
 $n(t) = n_0 \exp (\delta k_{\text{э}}/l)t$.
- ▶ Из полученного выражения следует, что
- ▶ а) переходный процесс изменения во времени средней плотности тепловых нейтронов в реакторе после сообщения первоначально критическому реактору реактивности любой величины и знака имеет экспоненциальный характер;
- ▶ б) крутизна и характер экспоненты, описывающей переходный процесс $n(t)$ при сообщении критическому реактору реактивности, определяются величиной и знаком сообщаемой реактору реактивности.

Изменение плотности нейтронов во времени при различной реактивности реактора

- ▶ Переходные процессы $n(t)$, вытекающие из решения ЭУКР при сообщении первоначально критическому реактору реактивности различной величины и знака.



Цепочки деления урана и запаздывающие нейтроны



В одном акте деления ядер ^{235}U под действием тепловых нейтронов появляется в среднем $n_5 = 2.416$ быстрых нейтронов деления, средняя кинетическая энергия которых равна $E = 2 \text{ МэВ}$.

Из шести десятков типов осколков, дающих последующие распады, только тринадцать дают более 98% всех генерируемых запаздывающих нейтронов.

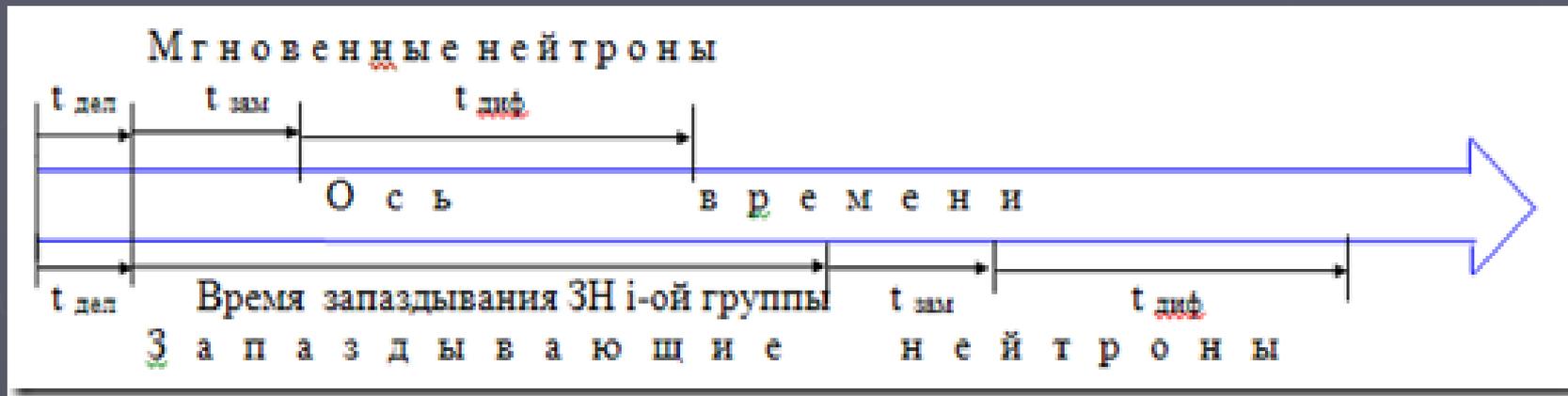
Суммарная доля выхода запаздывающих нейтронов всех 6-ти групп является нейтронно-физической константой делящихся ядер.

В частности, доля этих нейтронов для ядер ^{235}U $b_5 = 0.0064$, а для ядер ^{239}Pu $b_9 = 0.0021$. b - это среднее число запаздывающих нейтронов, приходящееся на один получаемый нейтрон деления в критическом реакторе бесконечных размеров.

Родона- чальник	Период полура- спа	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			

Роль запаздывающих нейтронов

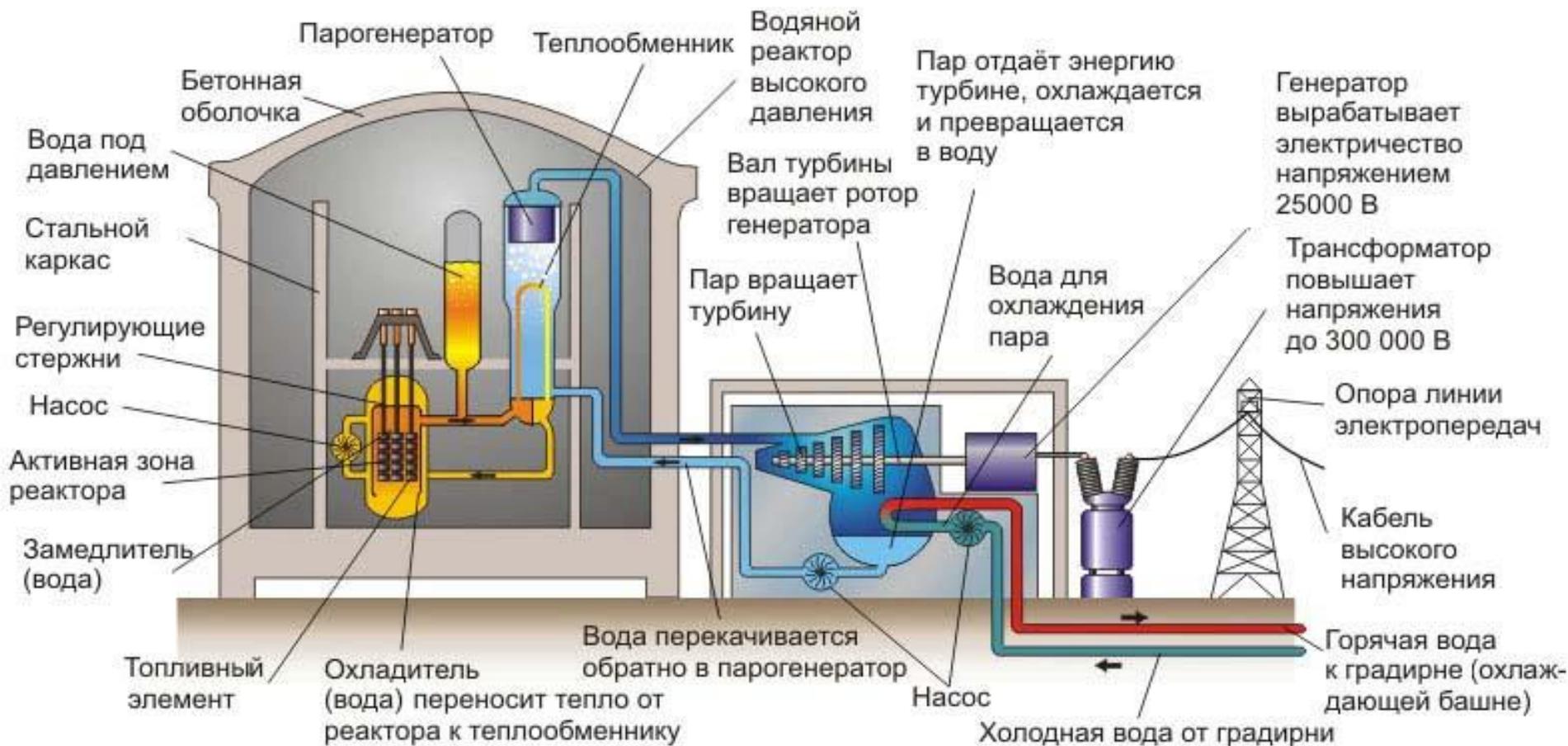
Последовательность протекания во времени физических процессов с мгновенными и запаздывающими нейтронами любой (i -ой) группы) в тепловом реакторе.



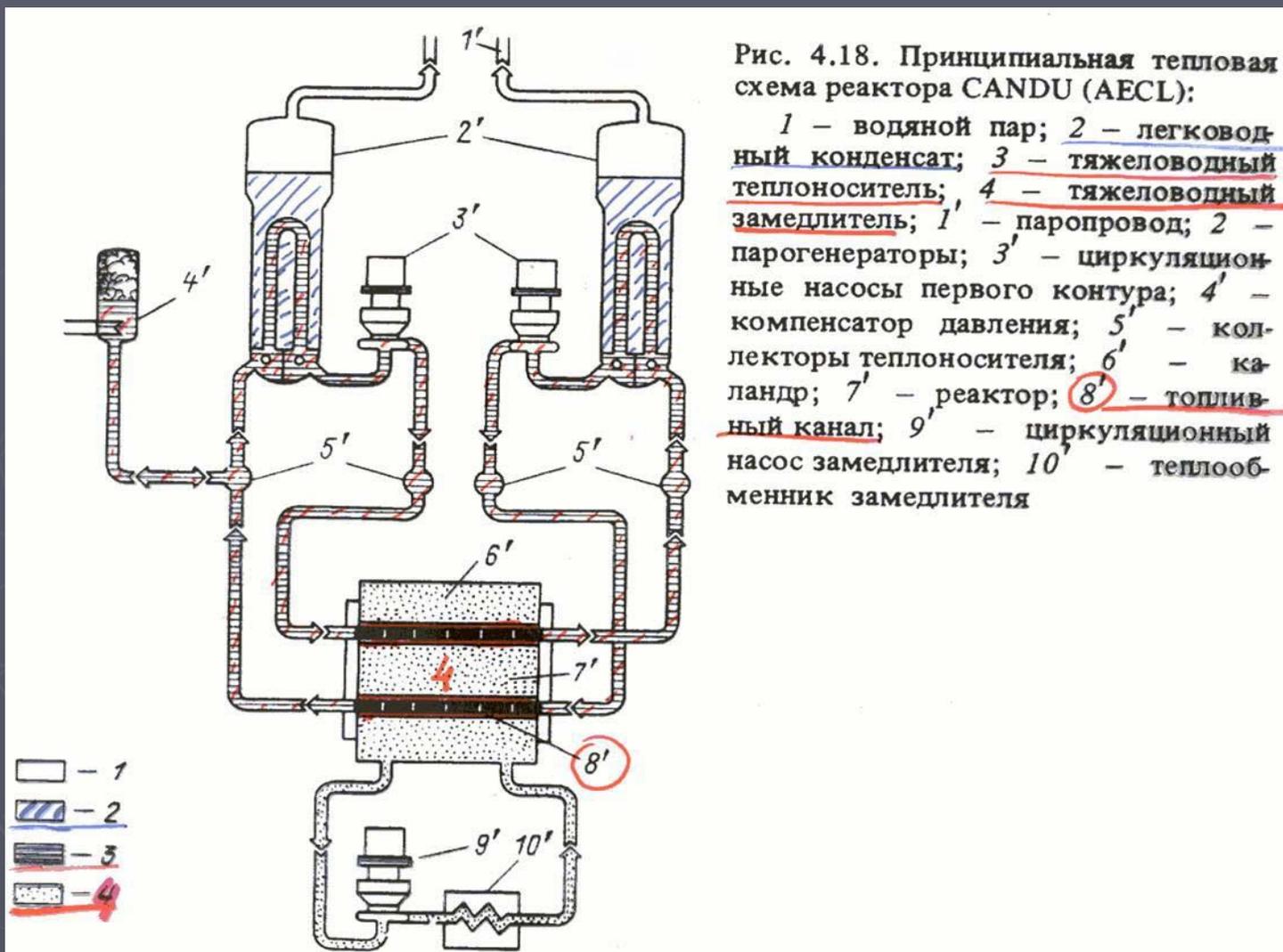
В тепловом реакторе запаздывающие нейтроны замедляются до теплового уровня быстрее, чем мгновенные, поскольку энергетический диапазон их замедления (от 0.49 МэВ до энергии сшивки E_c) в 4 раза меньше диапазона замедления мгновенных нейтронов (от 2 МэВ до E_c). Соответственно и длина диффузионного пути запаздывающих нейтронов существенно меньше, чем у мгновенных.

В этих условиях вероятность избежания утечки в процессе замедления у запаздывающих нейтронов в реакторе конечных размеров существенно выше, чем вероятность избежания утечки у мгновенных нейтронов. Этот факт делает запаздывающие нейтроны в реальном реакторе **более ценными, чем мгновенные нейтроны**: ведь именно остающиеся после замедления в активной зоне нейтроны выполняют функцию размножения в ходе деления ядер топлива.

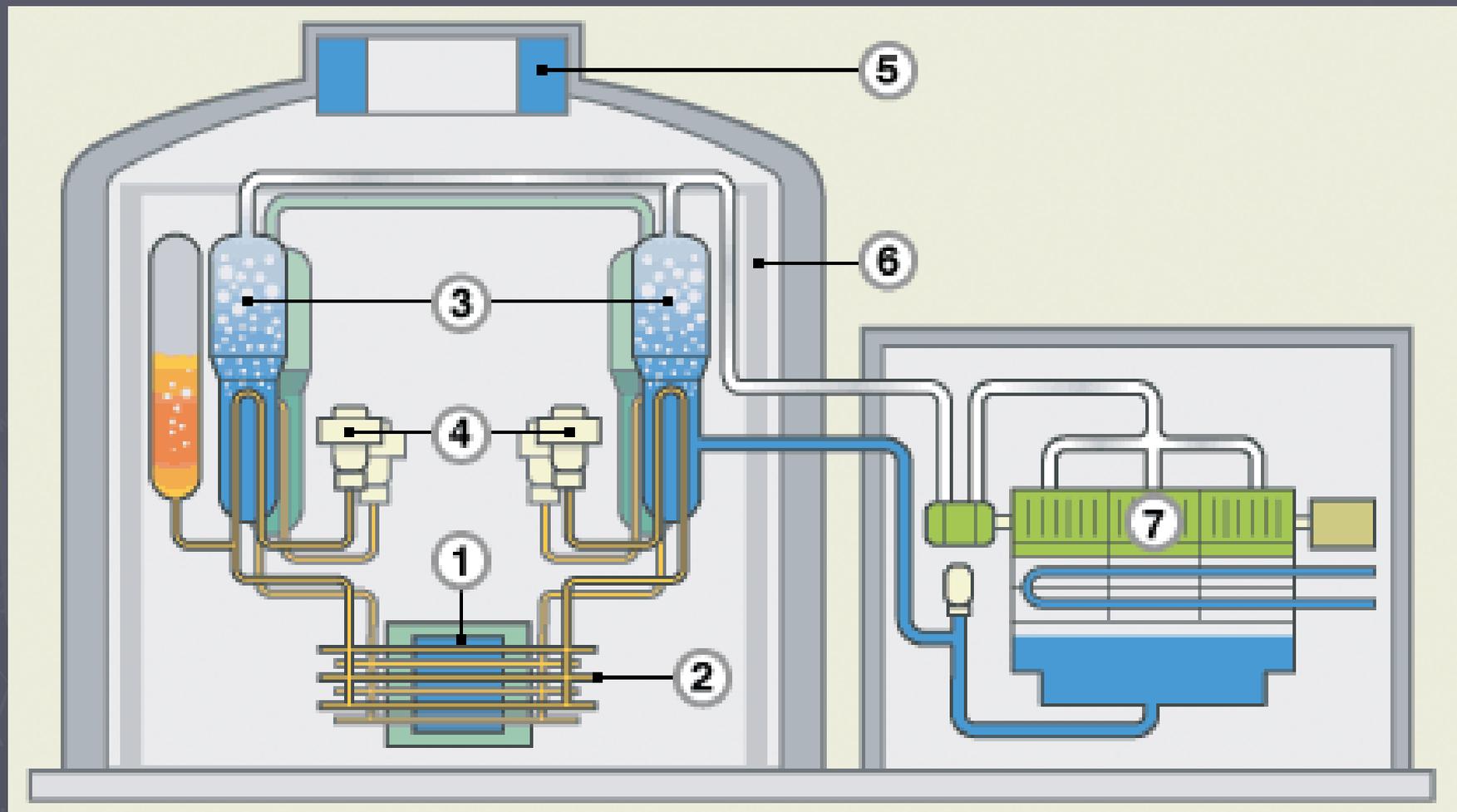
Схема АЭС на основе водно-водного реактора



Тепловая схема водно-водного реактора

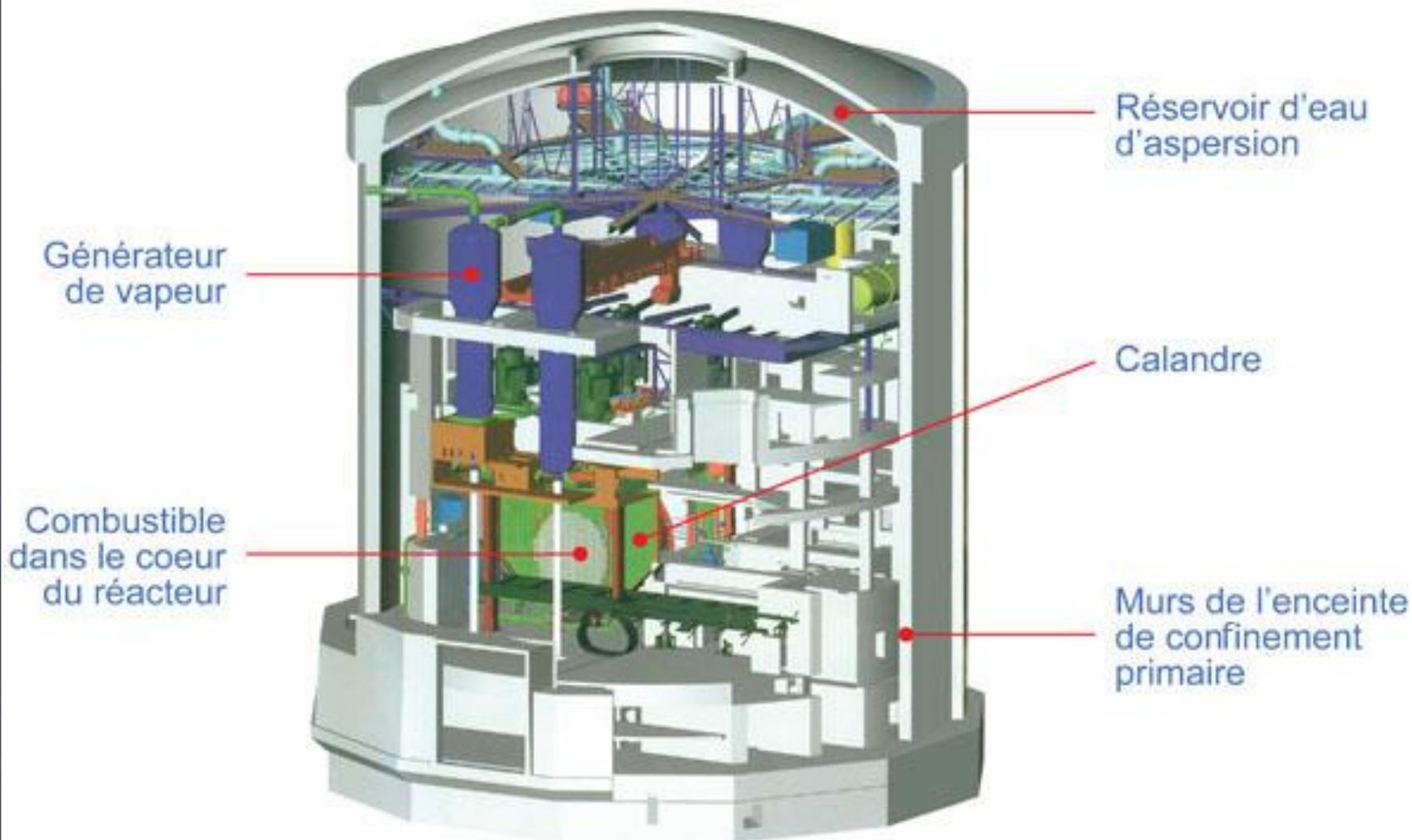


Тепловая схема водно-водного реактора



Общий вид структуры реакторного здания

Réacteur CANDU canadien



Общий вид структуры реакторного здания

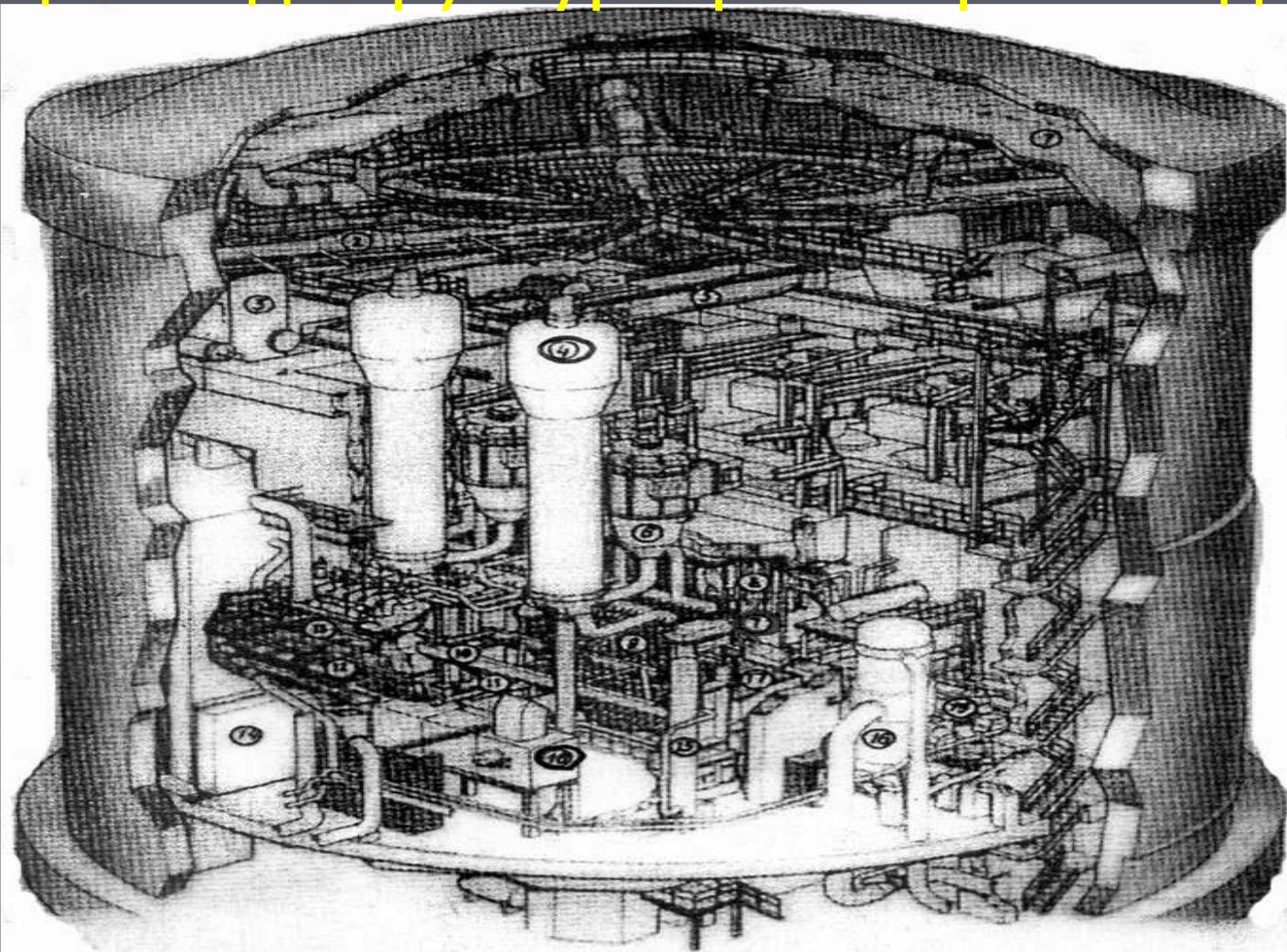


Рис. 4.19. Общий вид реакторного здания CANDU энергоблока 600 МВт (эл.) (АЕСЛ):

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

Схема активной зоны атомной станции

- ① РЕАКТОР
- ② ТРАКТЫ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ
- ③ ПАРОВОДЯНЫЕ КОММУНИКАЦИИ
- ④ БАРАБАН-СЕПАРАТОР
- ⑤ ПАРОВЫЕ КОЛЛЕКТОРЫ
- ⑥ ОПУСКНЫЕ ТРУБОПРОВОДЫ
- ⑦ ГЛАВНЫЕ ЦИРКУЛЯЦИОННЫЕ НАСОСЫ
- ⑧ РАЗДАТОЧНЫЕ ГРУППОВЫЕ КОЛЛЕКТОРЫ

- ⑨ ВОДЯНЫЕ КОММУНИКАЦИИ
- ⑩ СИСТЕМА КТО ТВЭЛ
- ⑪ ВЕРХНЯЯ БИОЛОГИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА
- ⑫ БОКОВАЯ БИОЛОГИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА
- ⑬ НИЖНЯЯ БИОЛОГИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА
- ⑭ БАССЕЙН ВЫДЕРЖКИ
- ⑮ РАЗГРУЗОЧНО-ЗАГРУЗОЧНАЯ МАШИНА
- ⑯ МОСТОВОЙ КРАН

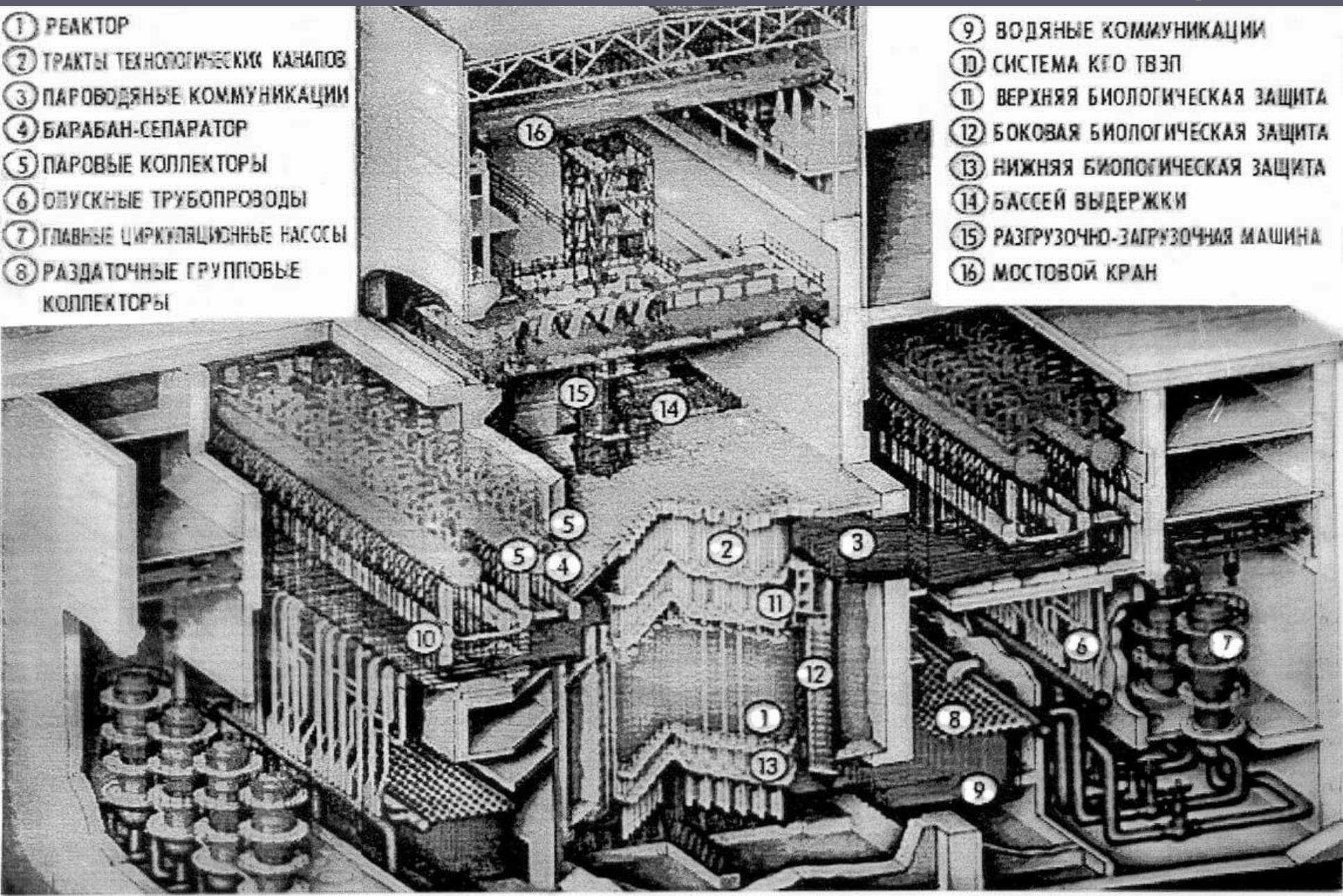


Схема системы аварийной защиты водно-водного реактора

Открывается клапан для напуска гелия из баллона

Опускаются стержни, изготовленные из металлического кадмия

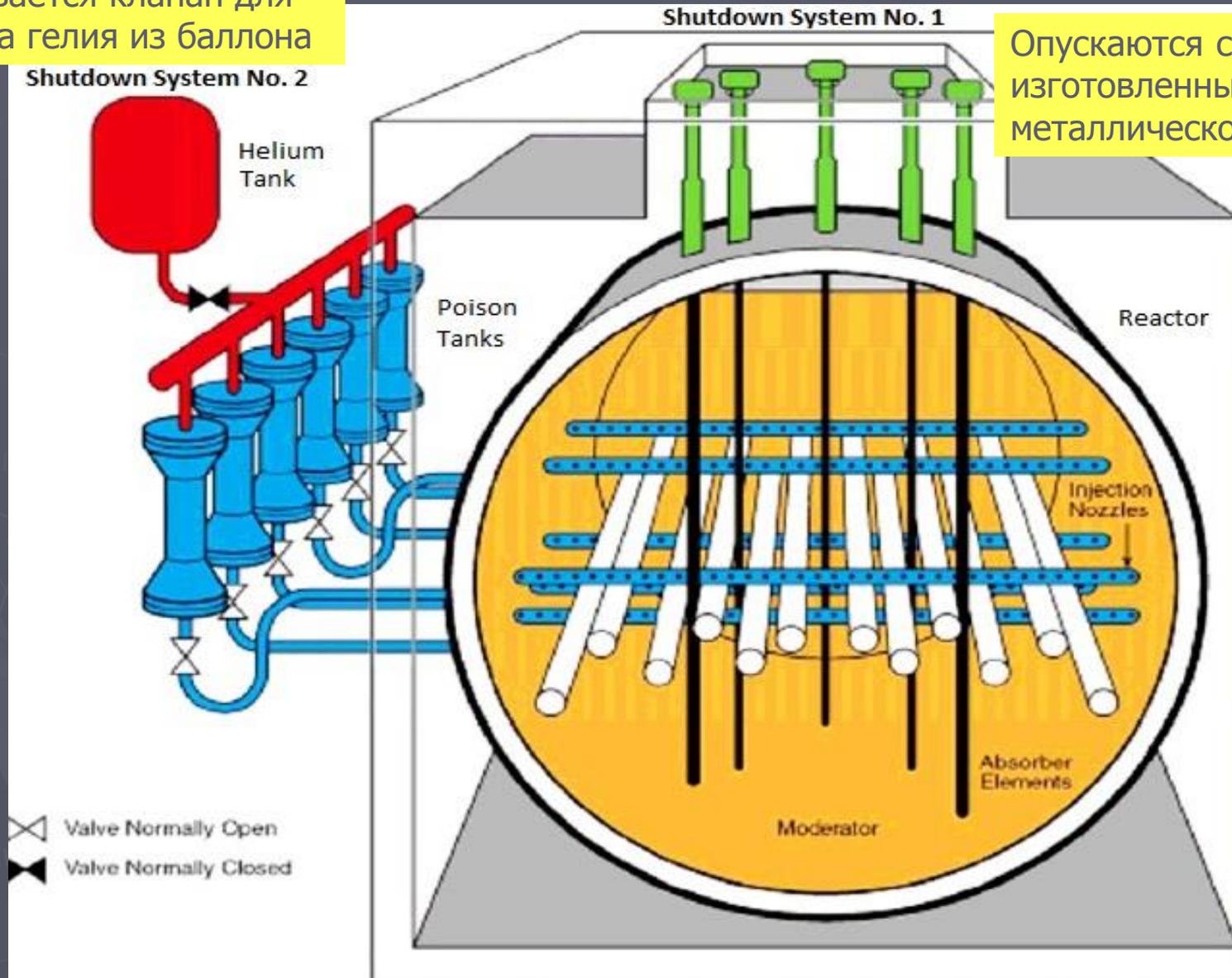
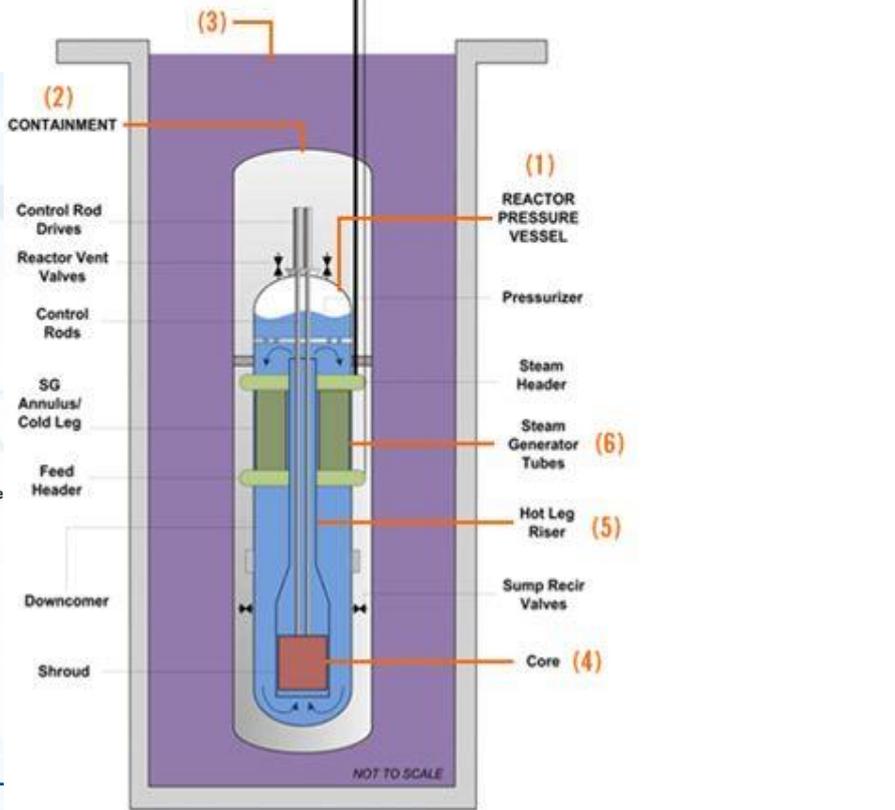
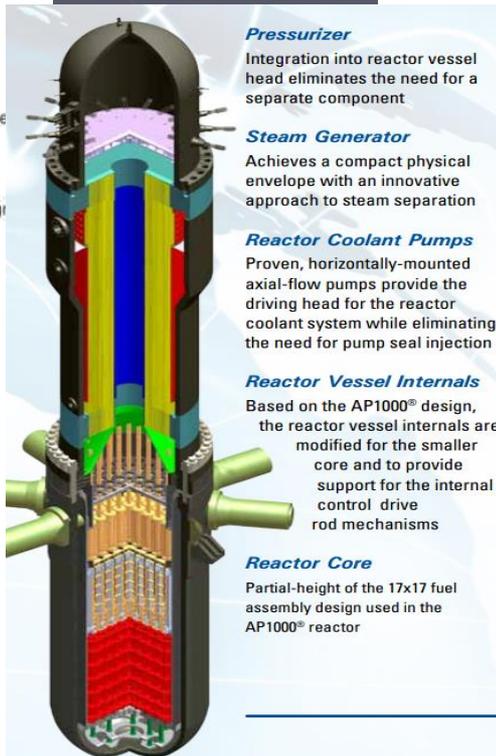
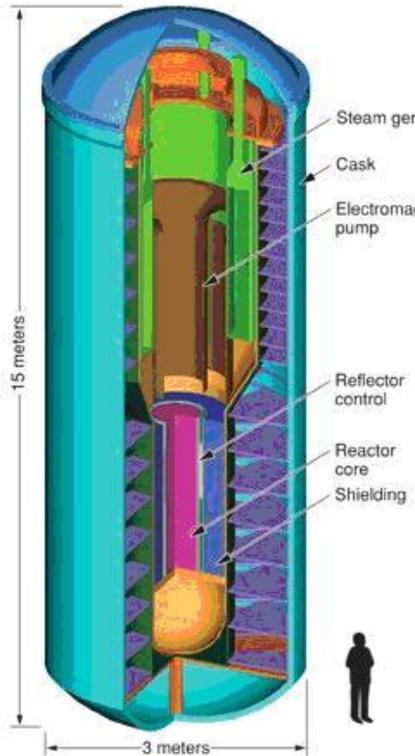
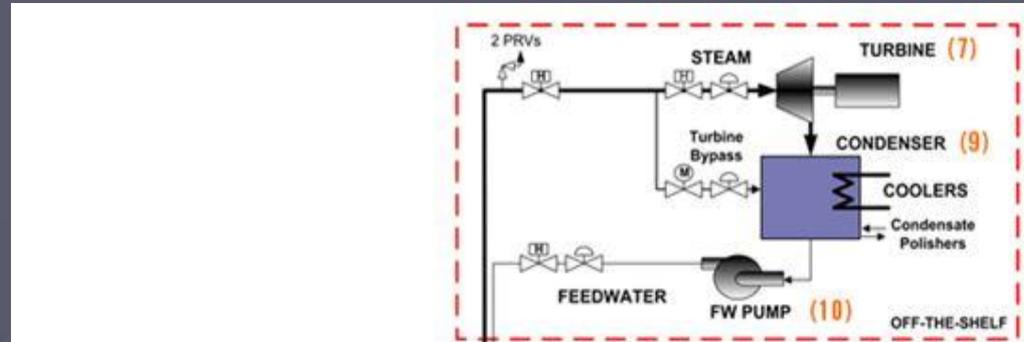


Схема компактных пароводяных реакторов



Высокотемпературный реактор с газовым теплоносителем

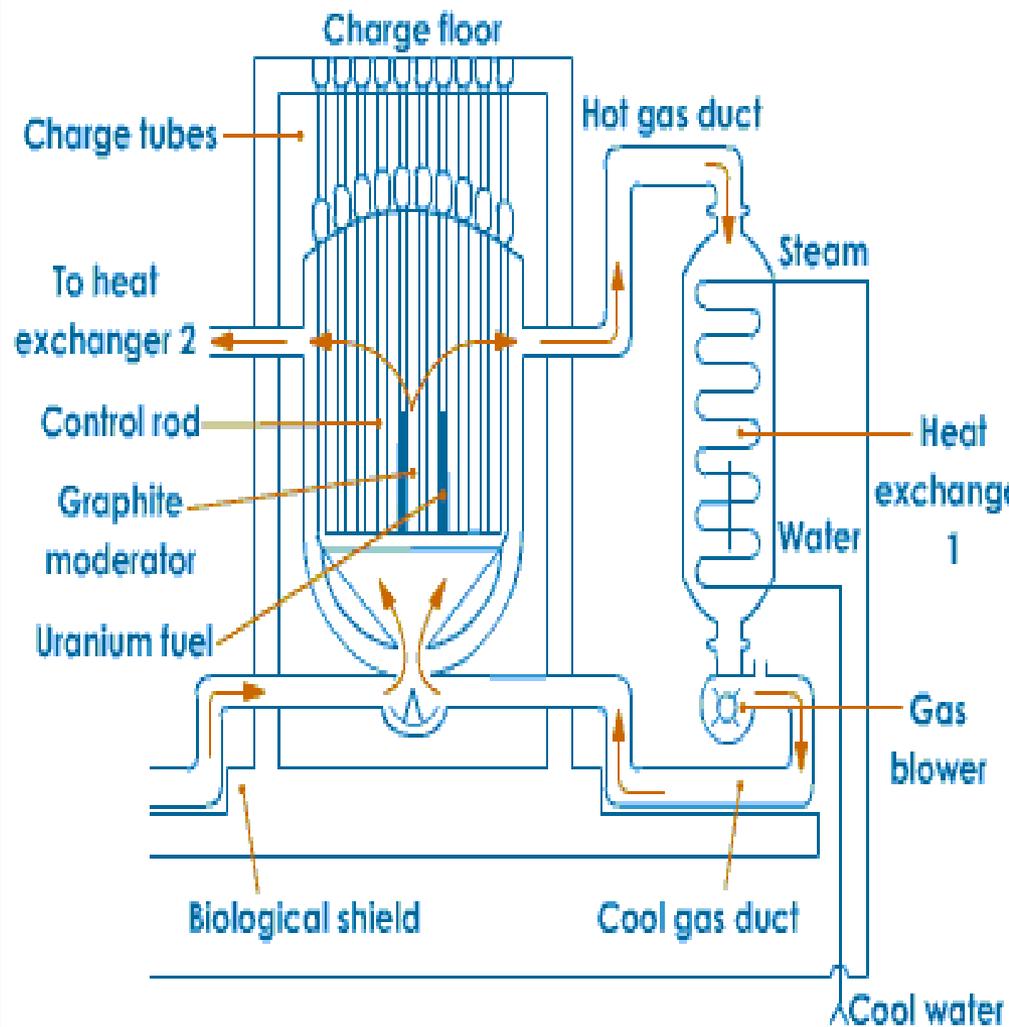
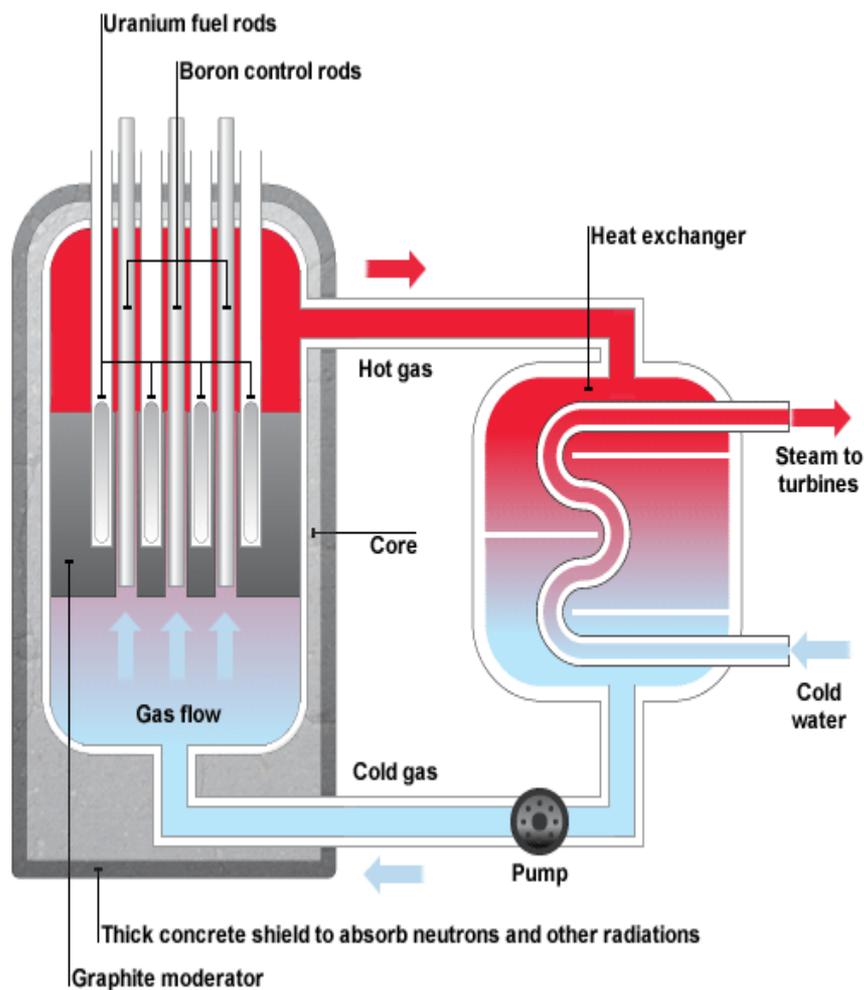


Схема станции на основе реакторов с газовым теплоносителем

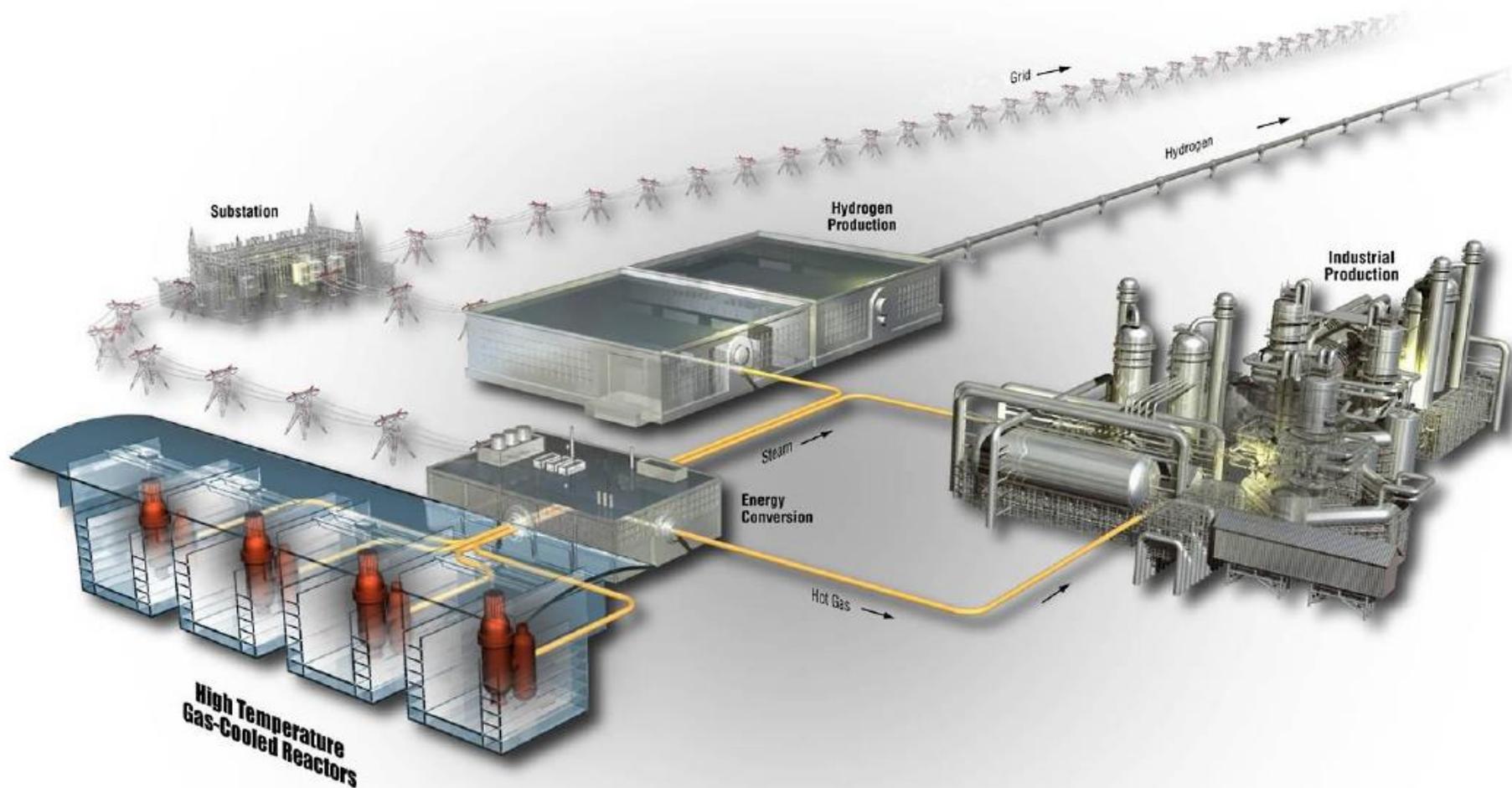
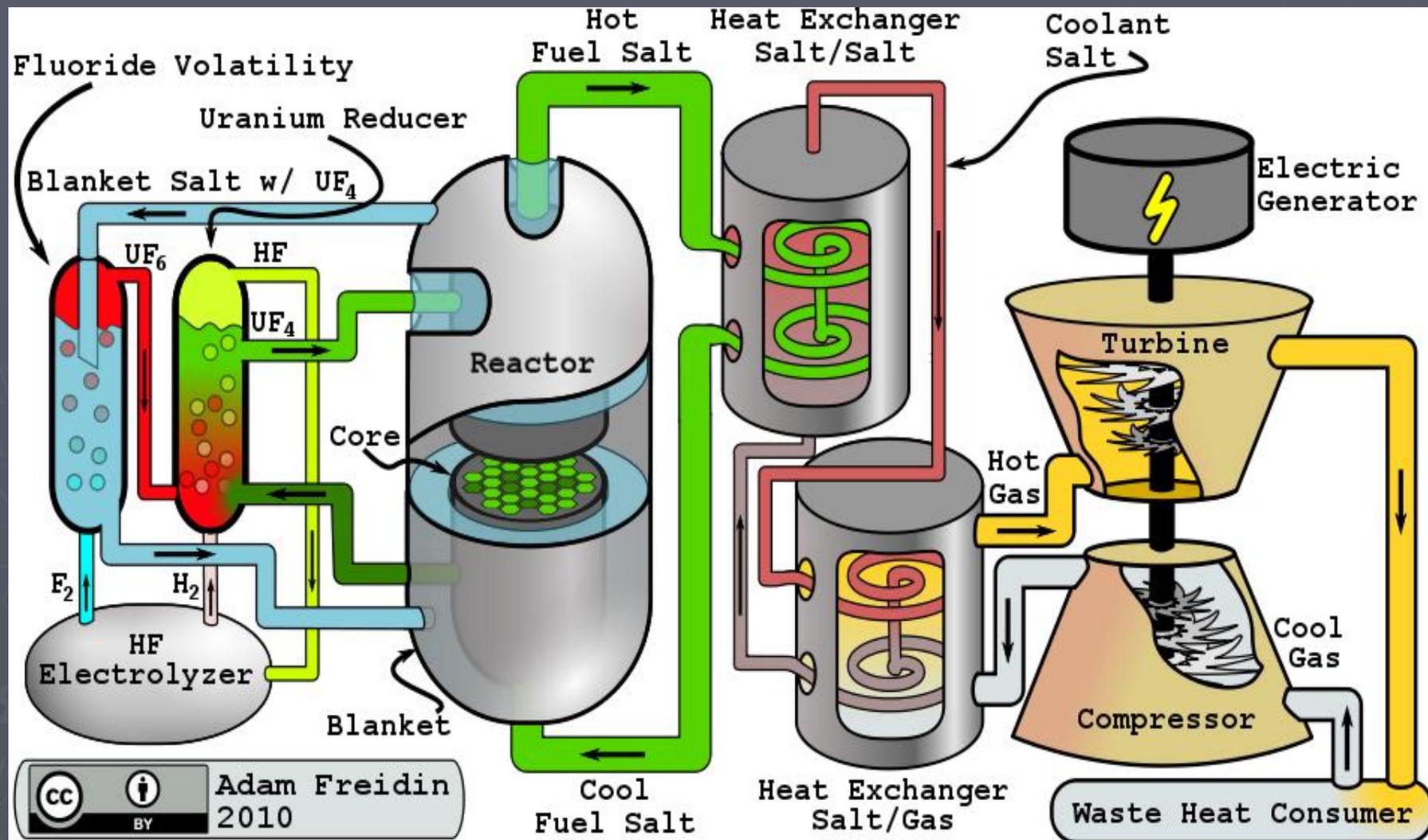


Схема компоновки атомной станции с реактором на расплавах солей



Достоинства и недостатки реактора на расплавах солей

Реактор на расплавах солей

Гомогенные реакторы, работающие на смеси расплавов фторидов лития, урана и др. веществ

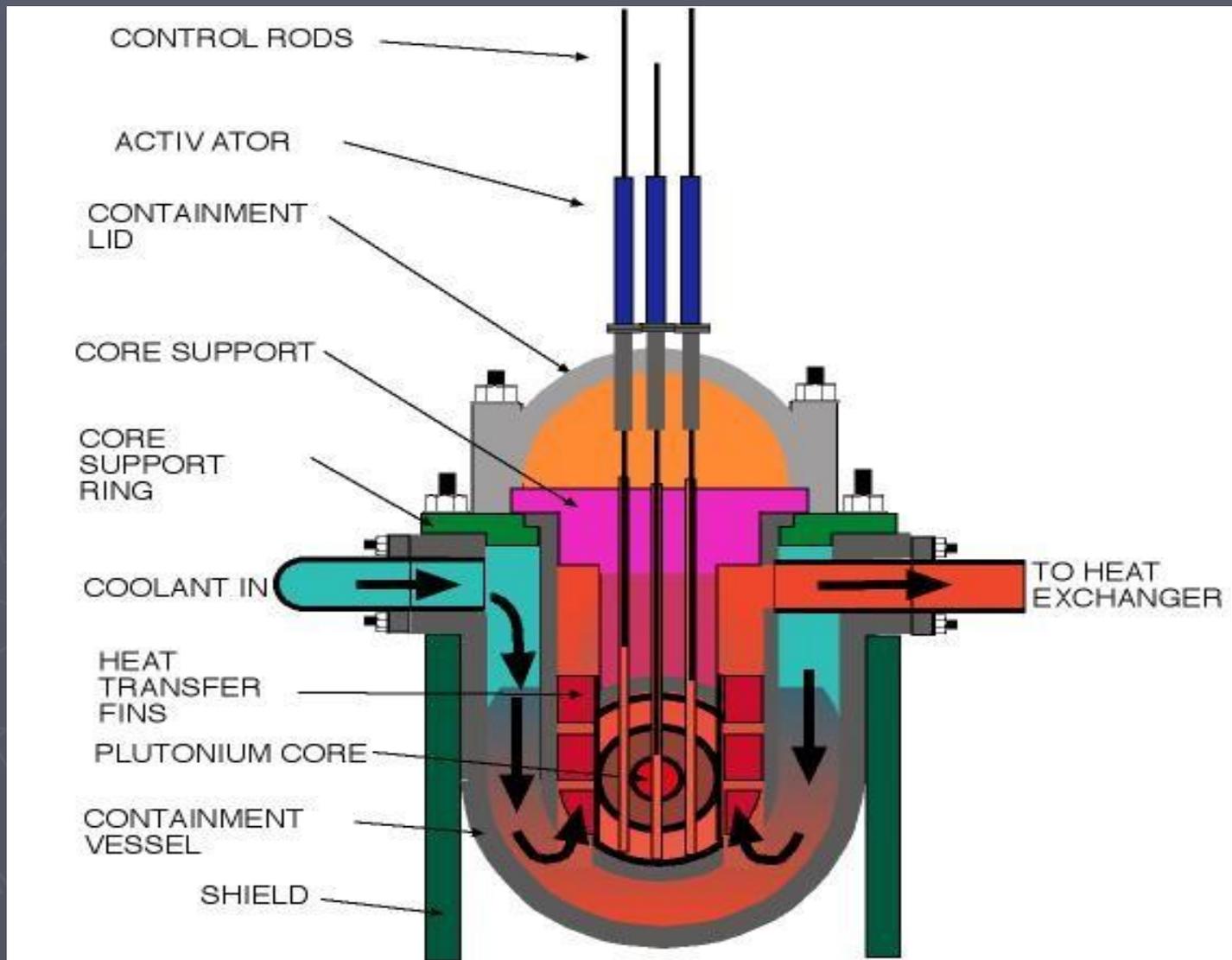
☞ Достоинства

- Низкое давление в корпусе реактора (0,1 атм) — позволяет использовать очень дешевый корпус, при этом исключается целый класс аварий с разрывом корпуса и трубопроводов 1-го контура.
- Высокие температуры 1-го контура — 540 °С => высокий термодинамический КПД (до 44 %).
- Фториды солей, в отличие от жидкого натрия, практически не взаимодействуют с водой и не горят, что исключает специфические аварии, возможные для жидкометаллических реакторов с натриевым теплоносителем.
- Высокая топливная эффективность.

☞ Недостатки

- Необходимость организовывать переработку топлива на АЭС (высокая радиоактивность для транспортировки).
- Более высокая радиоактивность 1-го контура по сравнению с ВВЭР.
- Значительно большие (в 2—3 раза) по сравнению с водо-водяными реакторами выбросы трития.

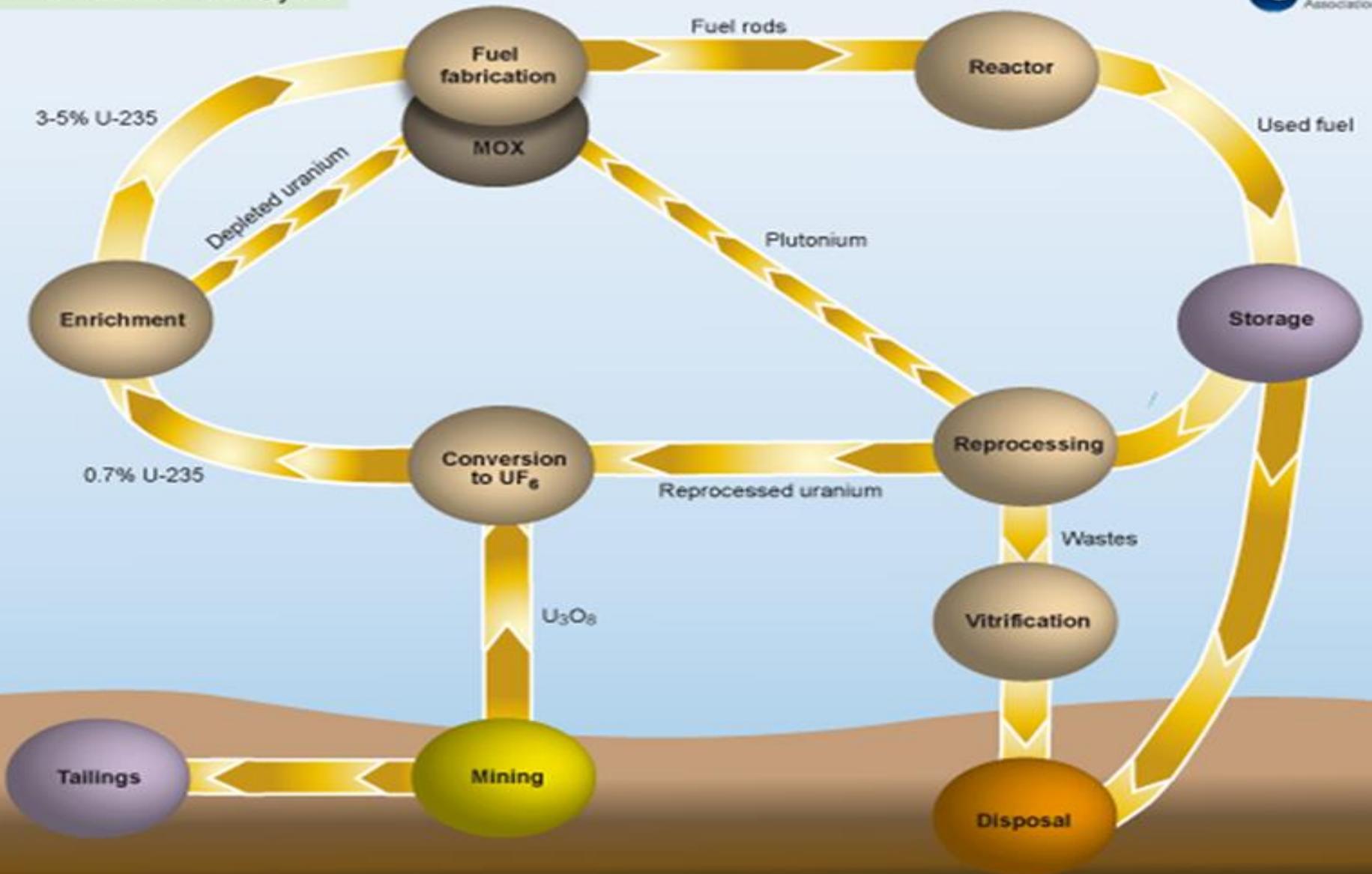
Схема реактора для подлодки с атомной силовой установкой



SUBMARINE NUCLEAR REACTOR

Ядерный топливный цикл

The Nuclear Fuel Cycle



Технологическая схема производства тепловыделяющих сборок

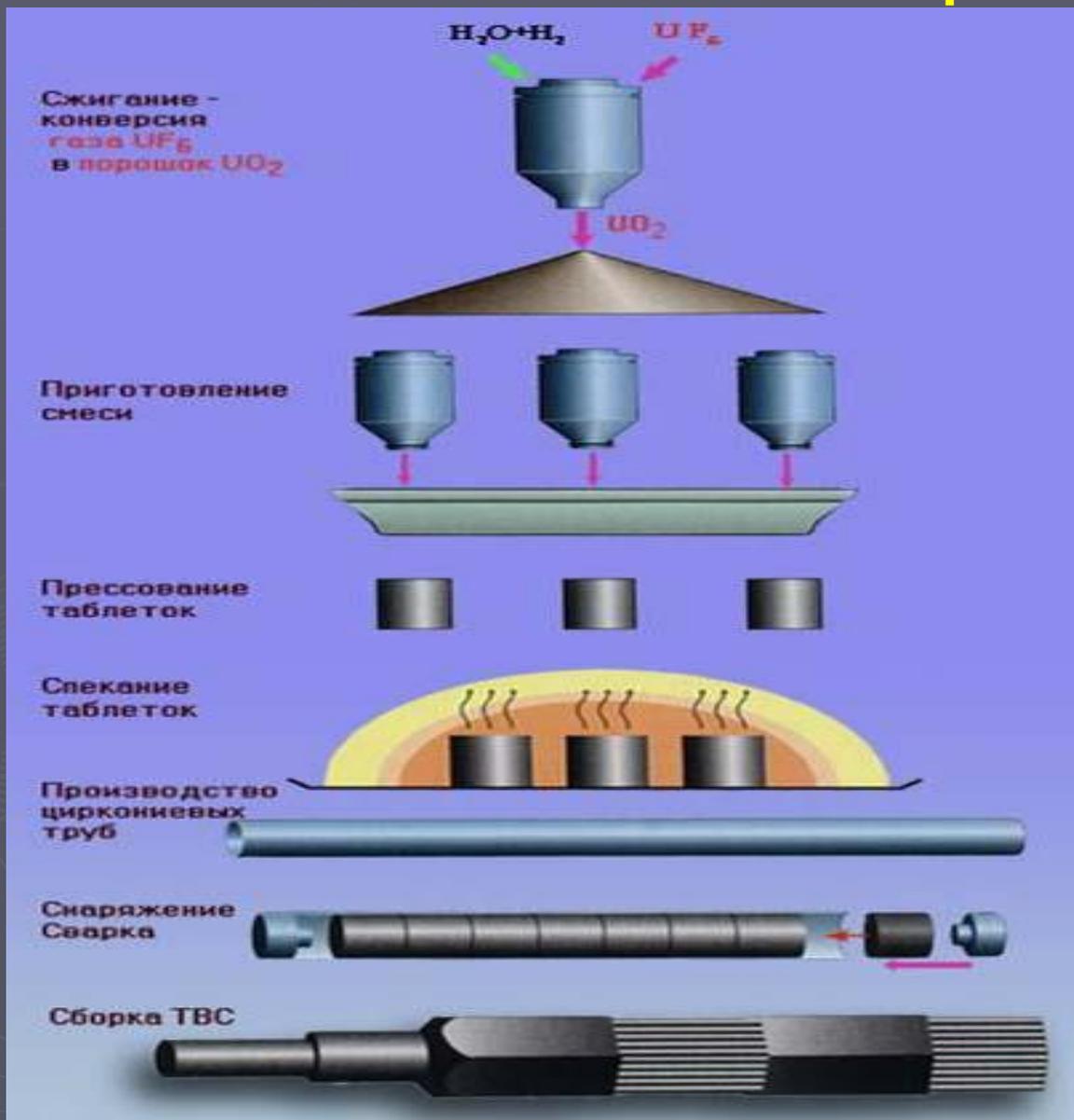
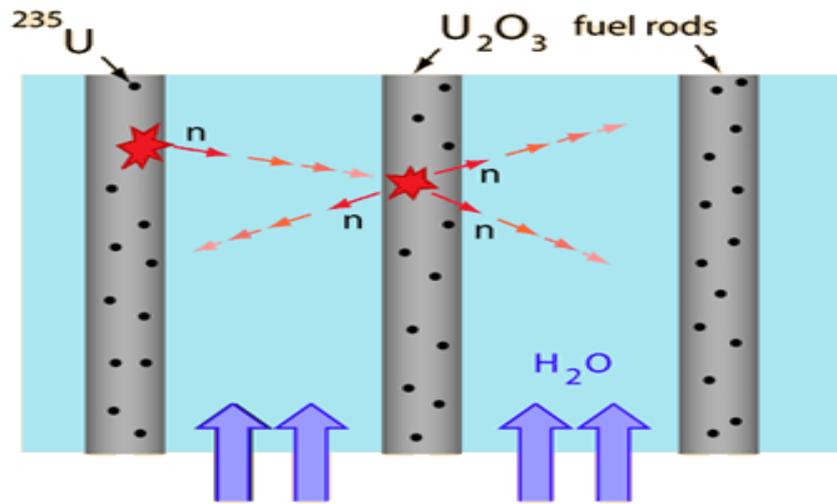
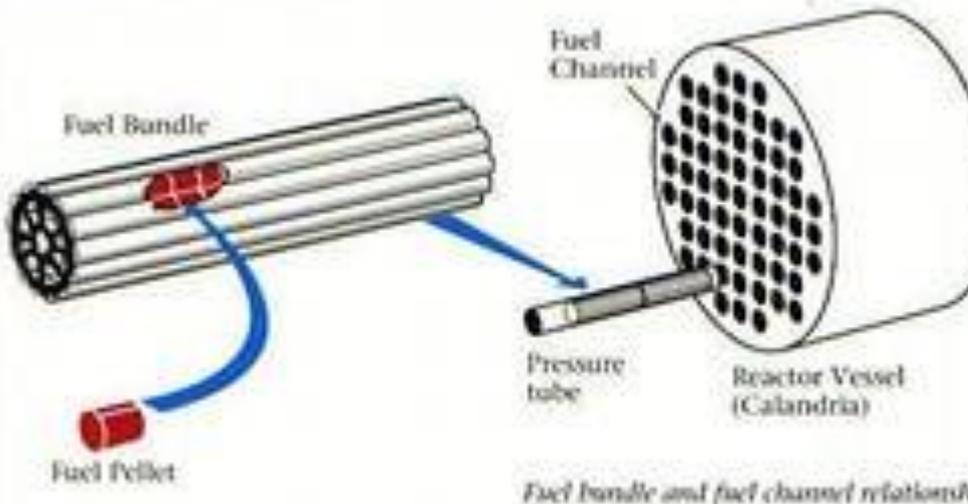


Схема размещения топливных элементов в тепловыделяющей сборке



Water as coolant and moderator flows between fuel rods.

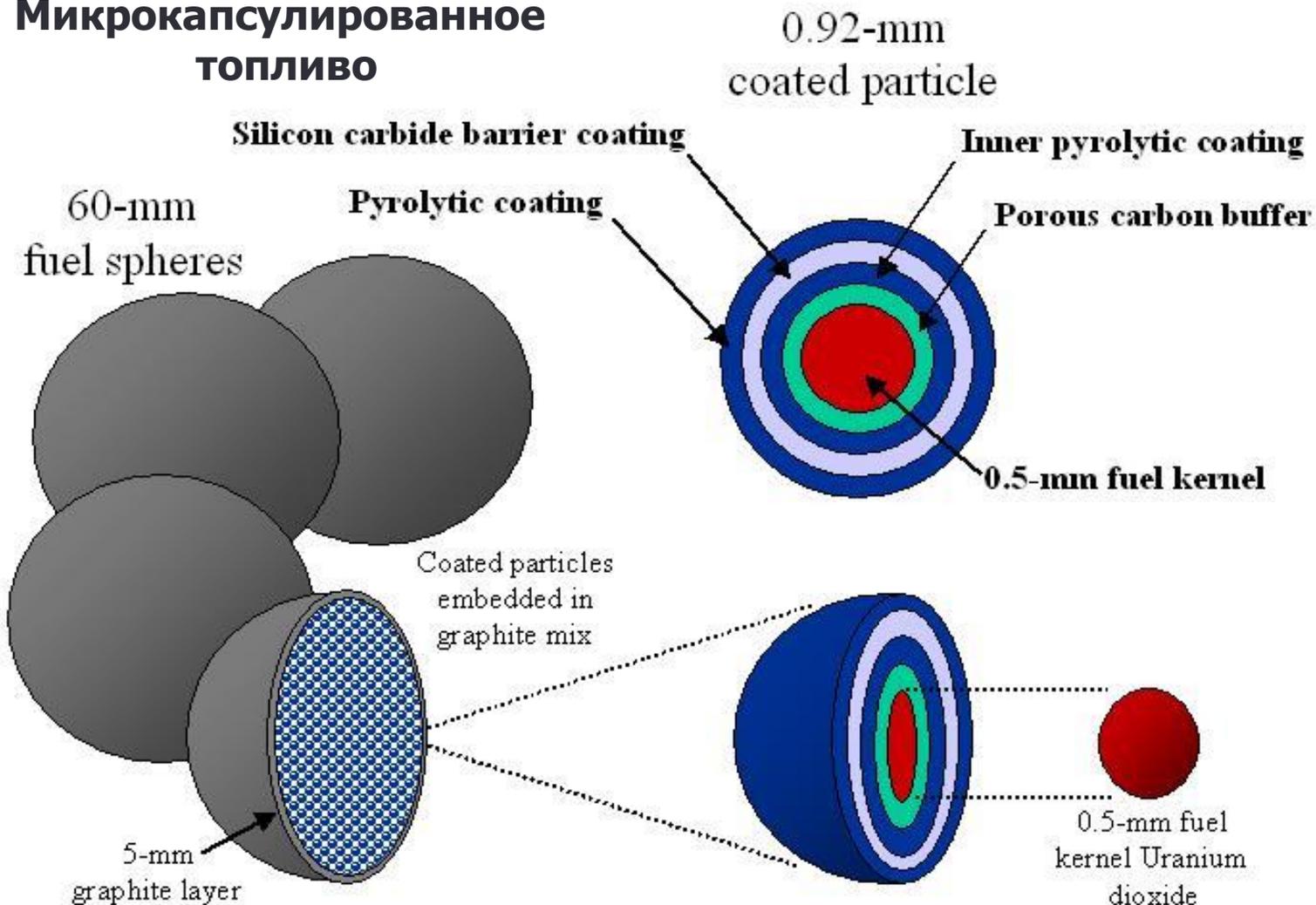


Fuel bundle and fuel channel relationship



Возможный вариант подготовки топлива для загрузки в ядерный реактор

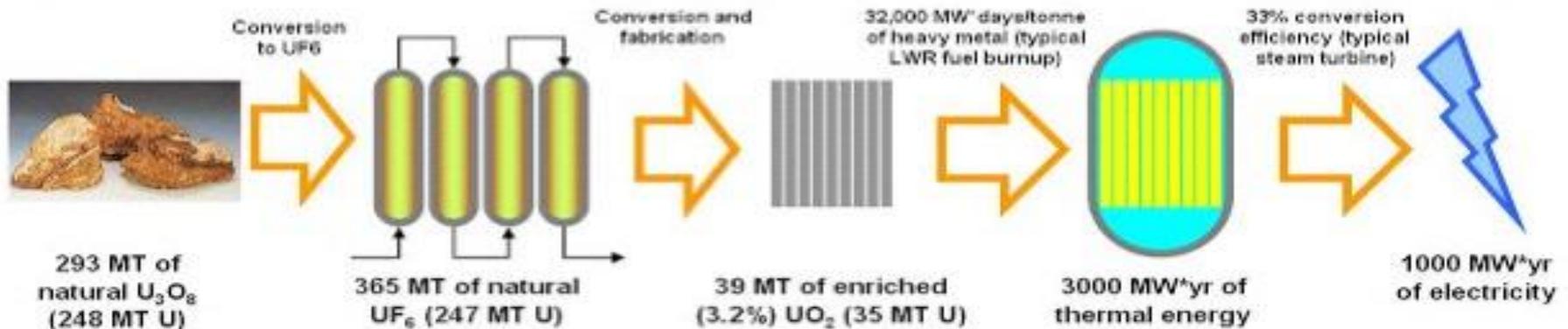
Микрокапсулированное топливо



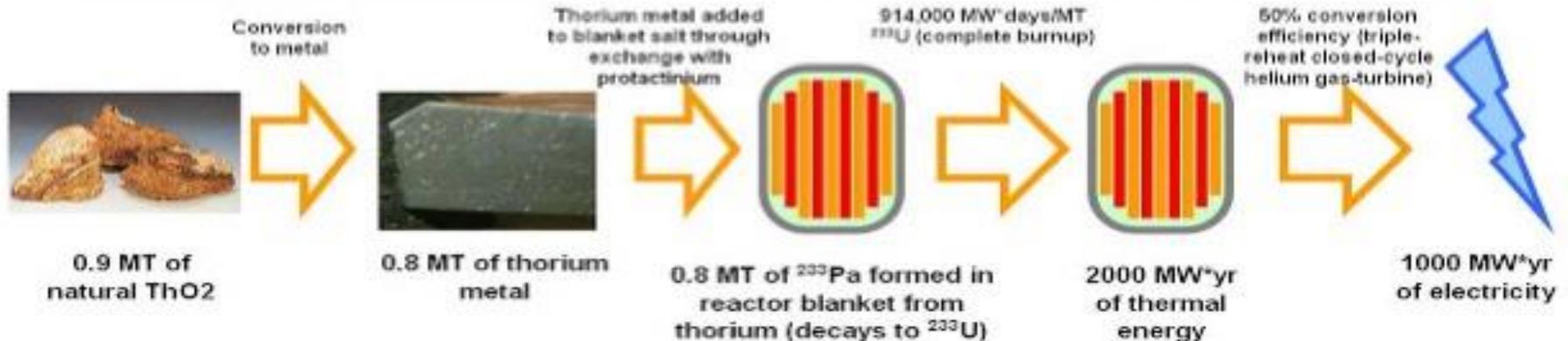
Сопоставление топливных циклов для ядерных реакторов на уране и тории

Energy Extraction Comparison

Uranium-fueled light-water reactor: 35 GW^h/MT of natural uranium

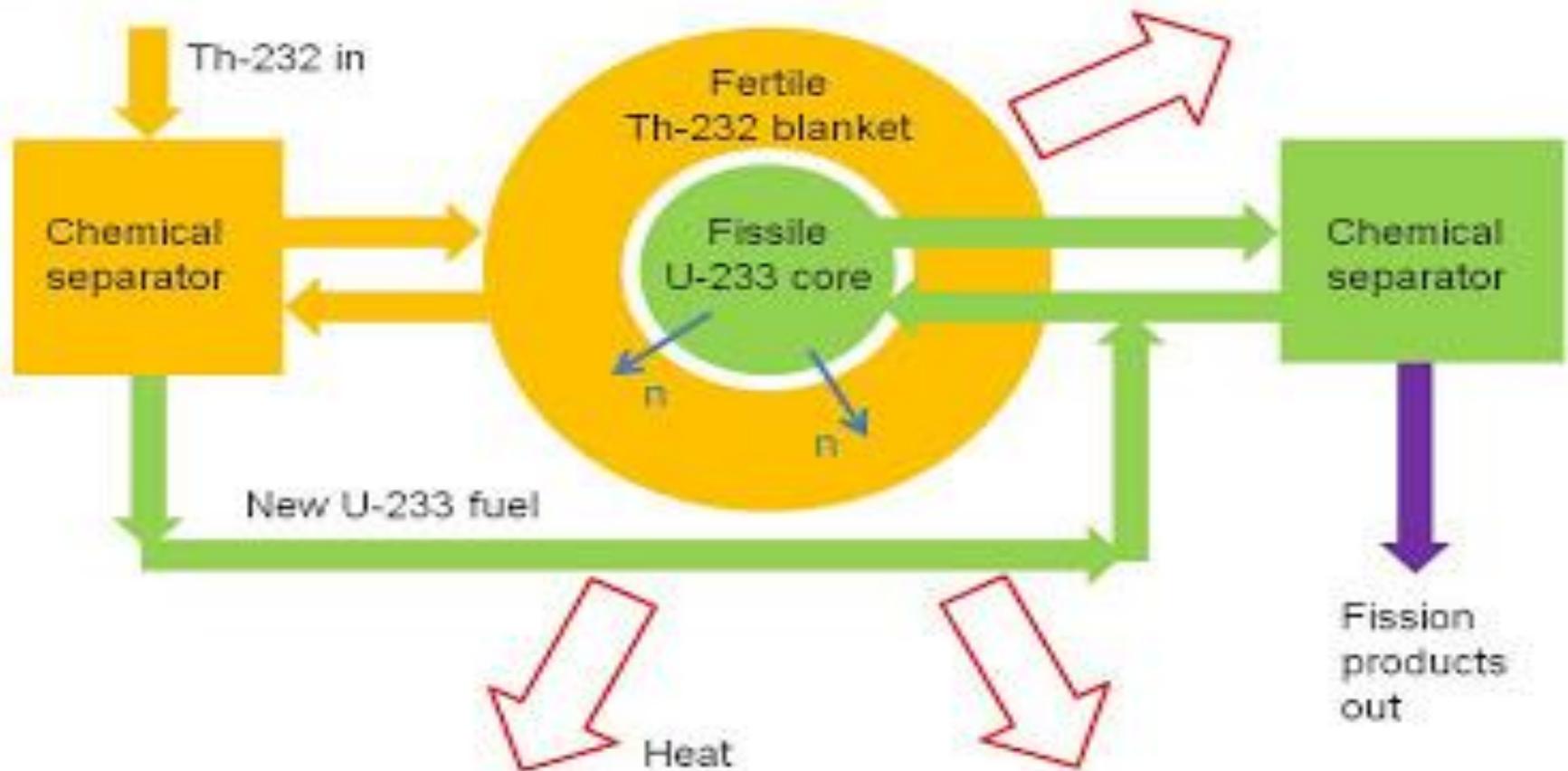


Thorium-fueled liquid-fluoride reactor: 11,000 GW^h/MT of natural thorium



Особенность топливного цикла тории

In a thorium reactor the Th-232 blanket becomes the U-233 core.



Пример гибридного синтез-деление ядерного реактора

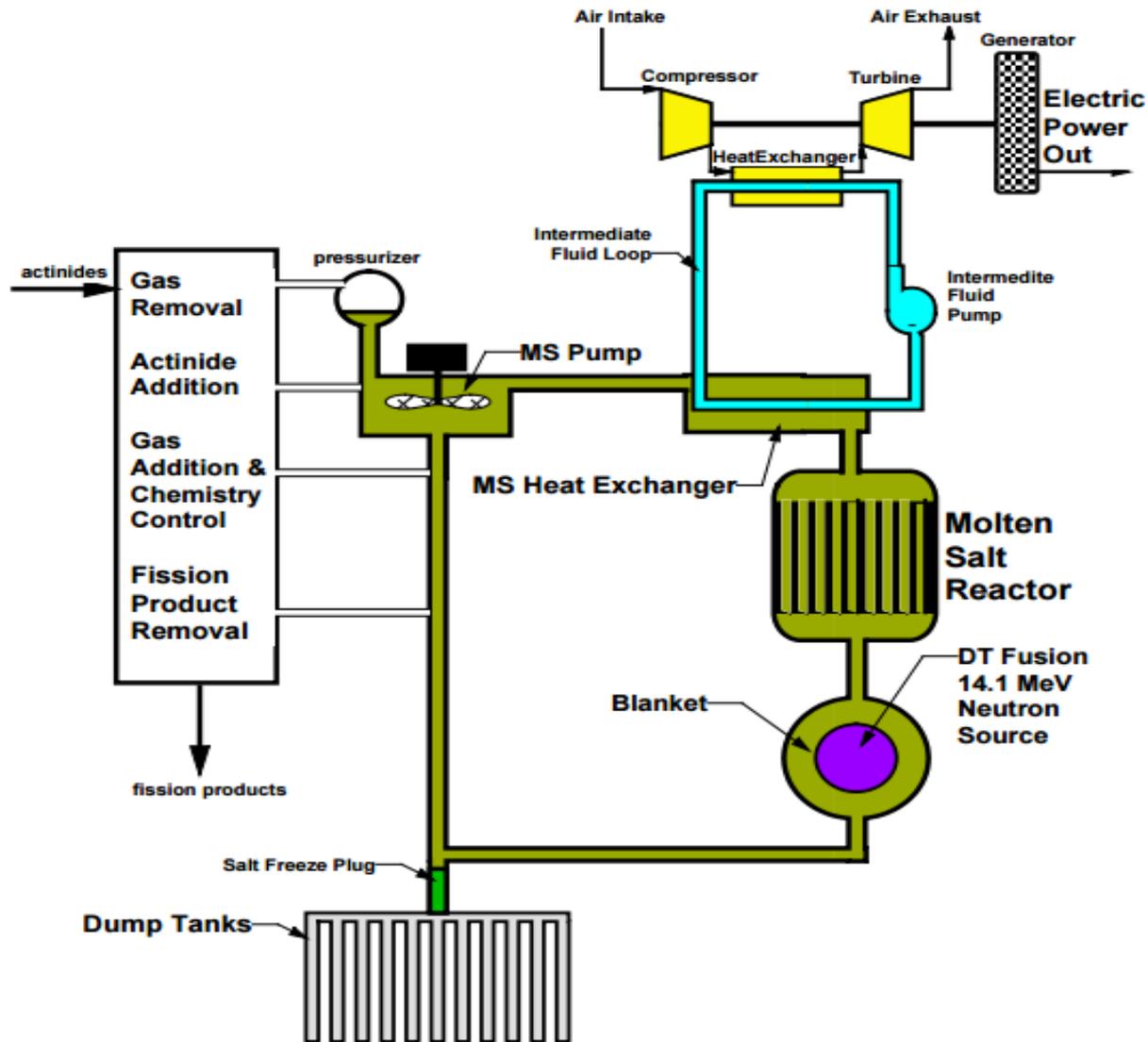
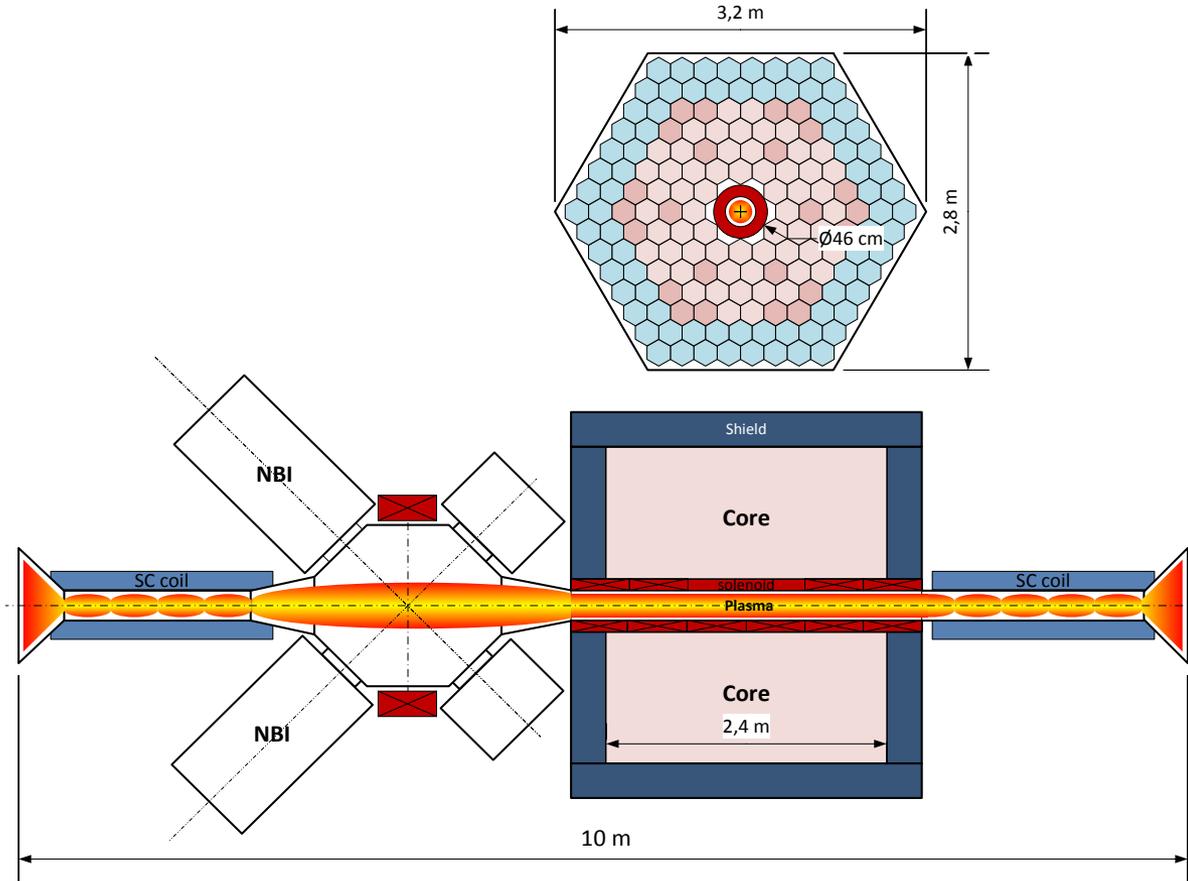


Fig. 1. Hybrid Molten Salt Reactor (HMSR) Configuration

Conceptual schematic drawing of a facility for studying the thorium fuel in a subcritical assembly

For 60 MW thermal power of the gas-cooled reactor, the neutron flux density in a critical assembly has to be $(3-4) \cdot 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ at steady state operation.

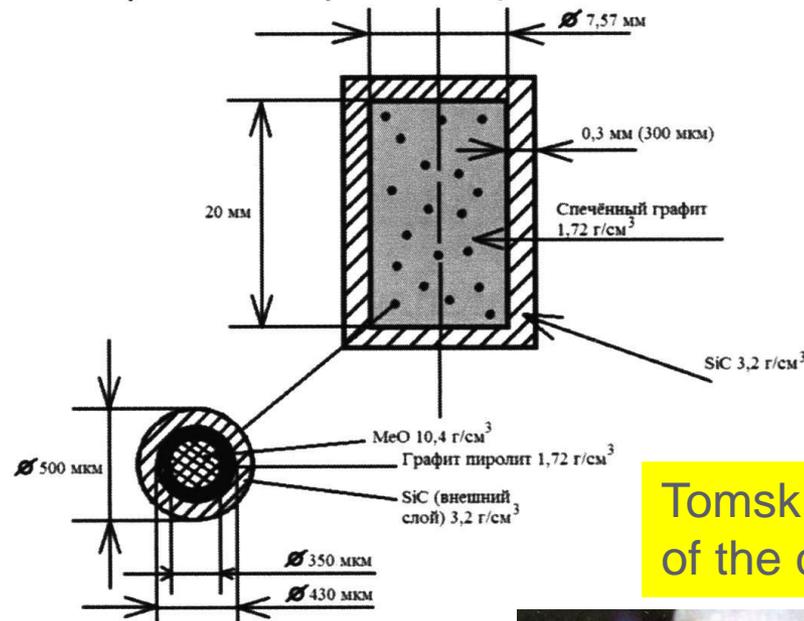
A source of fast neutrons with the flux density $\sim 10^{12} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ has to be placed in the central area of the fuel-containing part of a reactor core.



A long magnetic trap with injection of high energy neutral atoms into a plasma column serves as a source of thermonuclear neutrons.

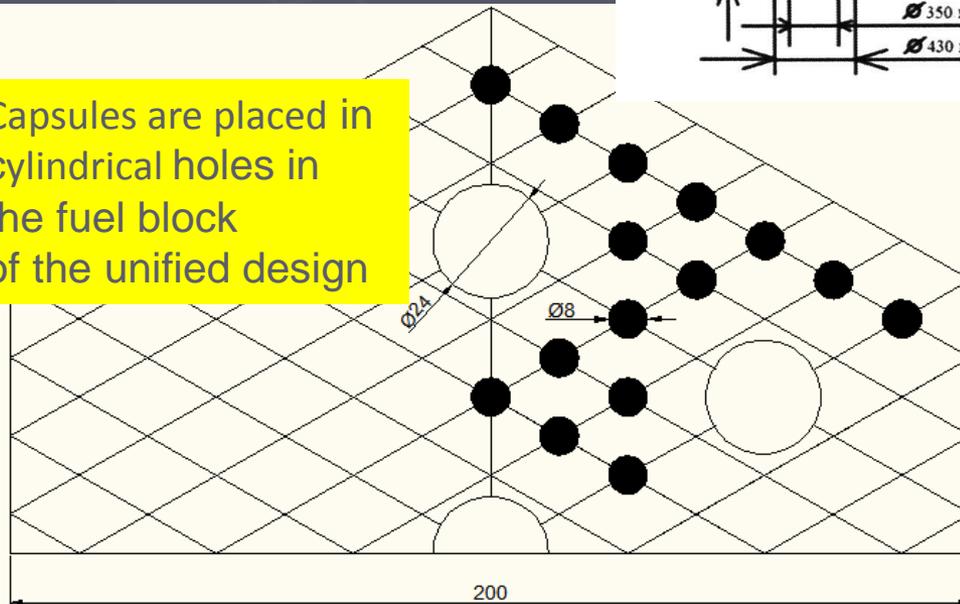
Microencapsulated nuclear fuel

The fuel is placed in a spherical microcapsule. The microcapsules are placed in a cylindrical shell with a diameter of 8mm and a length of 20 mm.

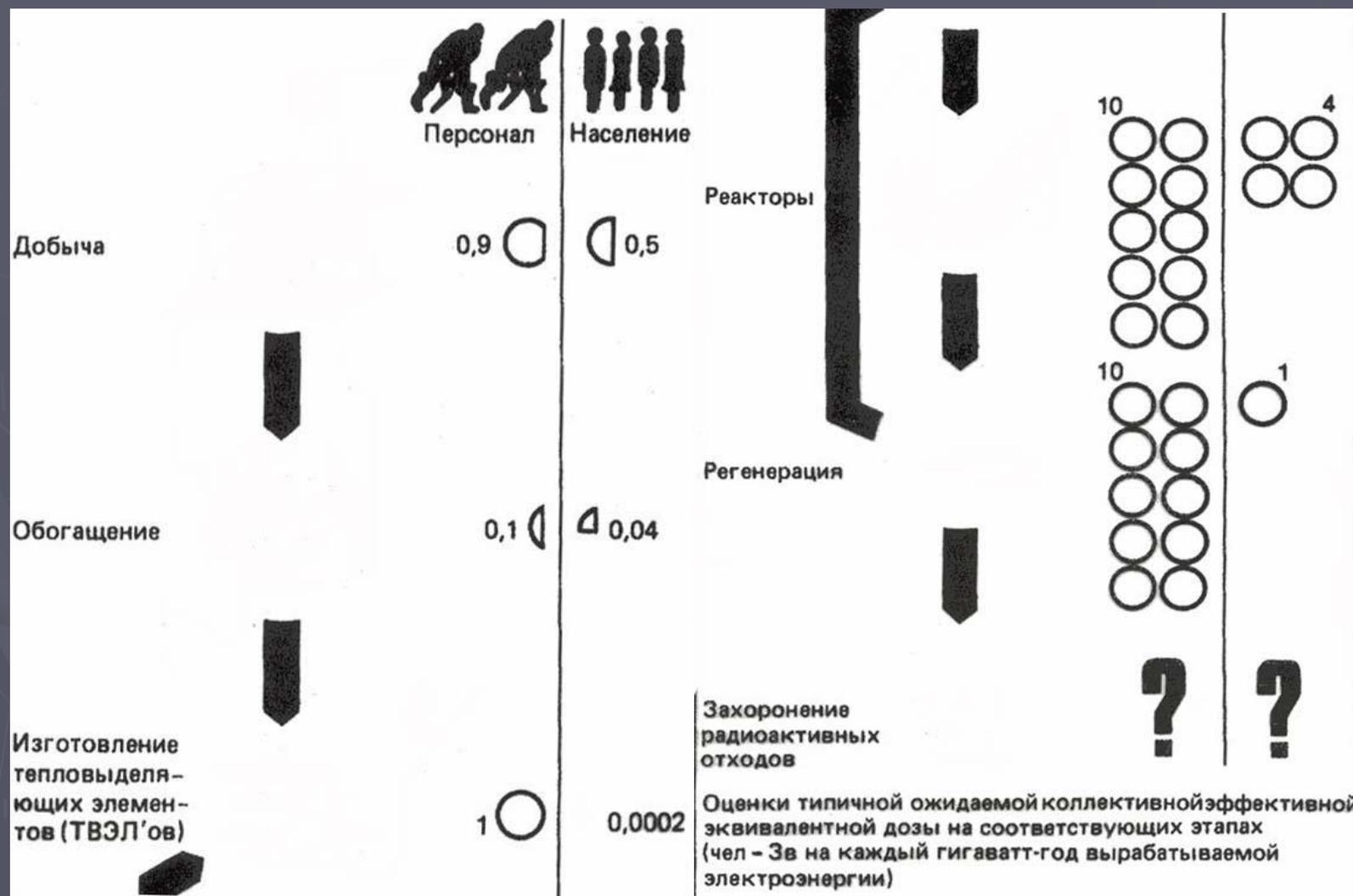


Tomsk version
of the capsulated fuel

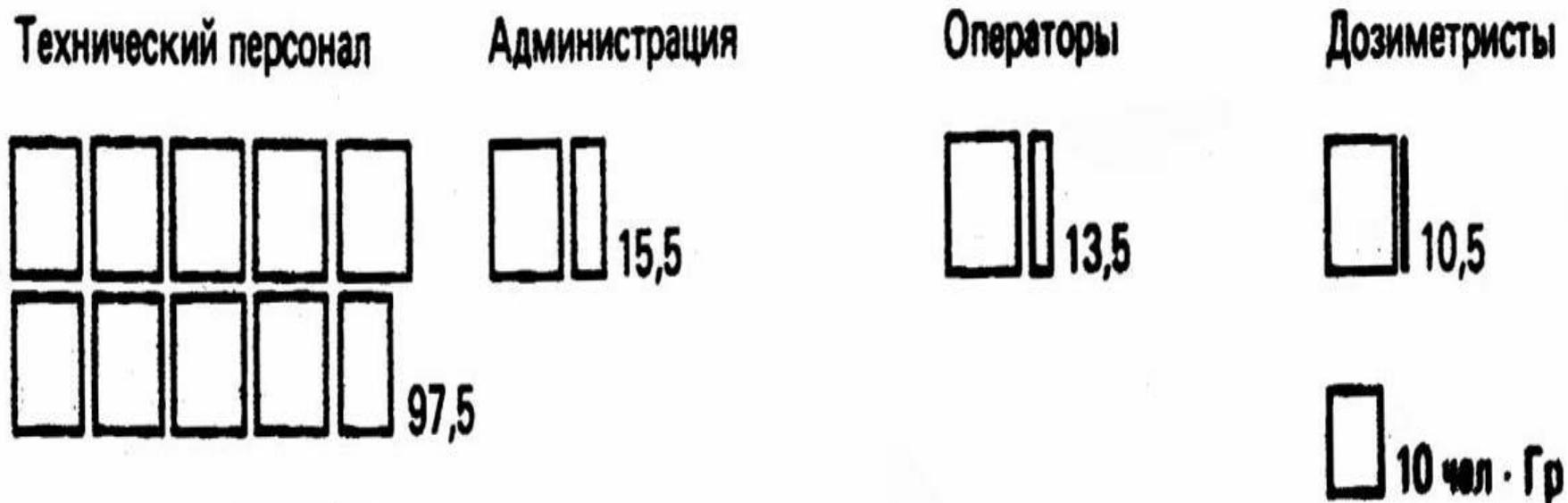
Capsules are placed in cylindrical holes in the fuel block of the unified design



Оценки радиационного облучения на различных его этапах ядерного топливного цикла



Дозы радиационного облучения, получаемого работающими на станциях с ядерными реакторами



Дозы, получаемые в ходе выполнения различных видов работ на ядерных реакторах. Указаны среднегодовые коллективные дозы (в чел-Гр),

полученные в 1977–1979 годах персоналом, обслуживающим PWR и BWR в США.

Радиоактивные отходы при работе ядерного реактора

Жидкие отходы	Активность, Бк/ [ГВт (эл.) · год]	Газообразные отходы	Активность, Бк/ [ГВт (эл.) · год]
^3H	$1,5 \cdot 10^{13}$	^3H	$1,7 \cdot 10^{12}$
^{51}Cr	$3,7 \cdot 10^9$	^{14}C	$2,0 \cdot 10^{11}$
^{54}Mn	$2,5 \cdot 10^9$	<i>Благородные газы</i>	
^{59}Fe	$3,2 \cdot 10^7$	^{41}Ar	$3,4 \cdot 10^{12}$
^{57}Co	$2,3 \cdot 10^7$	^{85}Kr	$4,8 \cdot 10^{13}$
^{58}Co	$2,7 \cdot 10^{10}$	^{85m}Kr	$1,8 \cdot 10^{15}$
^{60}Co	$2,2 \cdot 10^{10}$	^{87}Kr	$6,7 \cdot 10^{10}$
^{65}Zn	$1,4 \cdot 10^7$	^{88}Kr	$8,5 \cdot 10^{12}$
^{89}Sr	$3,6 \cdot 10^8$	^{89}Kr	$6,7 \cdot 10^{10}$
^{90}Sr	$1,7 \cdot 10^8$	^{131m}Xe	$1,8 \cdot 10^{11}$
^{95}Zr	$2,2 \cdot 10^8$	^{133}Xe	$2,2 \cdot 10^{14}$
^{95}Nb	$2,7 \cdot 10^8$	^{133m}Xe	$1,3 \cdot 10^{13}$
^{99}Mo	$1,6 \cdot 10^8$	^{135}Xe	$3,1 \cdot 10^{13}$
^{103}Ru	$2,6 \cdot 10^8$	^{135m}Xe	$6,7 \cdot 10^{10}$
^{106}Ru	$1,3 \cdot 10^8$	^{137}Xe	$6,7 \cdot 10^{10}$
^{110m}Ag	$1,1 \cdot 10^9$	^{138}Xe	$6,7 \cdot 10^{10}$
^{124}Sb	$3,4 \cdot 10^9$	<i>Аэрозоли</i>	
^{125}Sb	$6,7 \cdot 10^7$	^{51}Cr	$6,3 \cdot 10^7$
^{123m}Te	$7,8 \cdot 10^7$	^{54}Mn	$3,5 \cdot 10^7$
^{131}I	$5,2 \cdot 10^9$	^{59}Fe	$1,2 \cdot 10^7$
^{134}Cs	$2,2 \cdot 10^{10}$	^{57}Co	$4,4 \cdot 10^5$
^{137}Cs	$3,4 \cdot 10^{10}$	^{58}Co	$2,9 \cdot 10^8$
^{140}Ba	$2,7 \cdot 10^{10}$	^{60}Co	$4,8 \cdot 10^8$
^{140}La	$6,3 \cdot 10^9$	^{89}Sr	$1,5 \cdot 10^6$
^{141}Ce	$2,1 \cdot 10^9$	^{90}Sr	$2,4 \cdot 10^5$
^{144}Ce	$9,2 \cdot 10^8$	^{95}Nb	$2,8 \cdot 10^7$
Нуклиды:		^{95}Zr	$2,6 \cdot 10^7$
урана	} $7,4 \cdot 10^3$	^{103}Ru	$3,1 \cdot 10^7$
нептуния		^{106}Ru	$1,2 \cdot 10^6$
плутония		^{110m}Ag	$8,1 \cdot 10^7$
амерция		^{124}Sb	$4,8 \cdot 10^7$
кюрия		^{123m}Te	$2,8 \cdot 10^7$
		^{131}I	$1,7 \cdot 10^9$
		^{134}Cs	$2,1 \cdot 10^7$
		^{137}Cs	$6,3 \cdot 10^7$
		^{140}La	$6,7 \cdot 10^6$
		^{141}Ce	$1,3 \cdot 10^6$
		^{144}Ce	$1,7 \cdot 10^7$
		Нуклиды:	
		урана	
		нептуния	

Выбросы при переработке отработанного топлива и отходов

Нуклиды	Коэффициент выхода	Удельный выход нуклида, г/т*3	Активность выбросов, Бк/ [ГВт(эл.) x X год]
Газообразные			
³ H*2	2,5 · 10 ¹	1,49 · 10 ⁻²	4,11 · 10 ¹³
¹⁴ C*2	1,0 · 10 ⁰	7,15 · 10 ⁻²³	3,63 · 10 ¹¹
⁵⁴ Mn	1,0 · 10 ⁻⁸	3,19 · 10 ⁻³	2,81 · 10 ⁵
⁵⁵ Fe	1,0 · 10 ⁻⁸	3,77 · 10 ⁻⁸	1,07 · 10 ⁸
⁵⁸ Co	1,0 · 10 ⁻⁸	1,28 · 10 ⁻¹¹	4,62 · 10 ⁻³
⁶⁰ Co	1,0 · 10 ⁻⁸	1,35 · 10 ¹	1,74 · 10 ⁸
⁶³ Ni	1,0 · 10 ⁻⁸	3,40 · 10 ¹	2,39 · 10 ⁷
⁸⁵ Kr	5,0 · 10 ⁻²	1,70 · 10 ¹	3,81 · 10 ¹⁴
⁸⁹ Sr	1,0 · 10 ⁻⁸	1,75 · 10 ⁻¹⁴	5,81 · 10 ⁻⁶
⁹⁰ Sr	1,0 · 10 ⁻⁸	5,16 · 10 ⁻¹⁴	8,03 · 10 ⁻⁶
⁹¹ Y	1,0 · 10 ⁻⁸	3,34 · 10 ⁻¹²	9,32 · 10 ⁻⁴
⁹⁵ Zr	1,0 · 10 ⁻⁸	7,47 · 10 ⁻¹¹	1,83 · 10 ⁻²
⁹⁵ Nb	1,0 · 10 ⁻⁸	9,11 · 10 ⁻¹¹	4,07 · 10 ⁻²
⁹⁹ Tc	1,0 · 10 ⁻⁸	8,54 · 10 ⁻²	1,65 · 10 ⁵
¹⁰³ Ru	1,0 · 10 ⁻⁷	1,31 · 10 ⁻¹⁸	4,81 · 10 ⁻⁹
¹⁰⁶ Ru	1,0 · 10 ⁻⁷	1,34 · 10 ⁰	5,11 · 10 ⁸
^{110m} Ag	1,0 · 10 ⁻⁸	5,39 · 10 ⁻⁴	2,91 · 10 ⁴
¹²⁵ Sb	1,0 · 10 ⁻⁸	1,65 · 10 ⁰	1,95 · 10 ⁷
^{125m} Te	1,0 · 10 ⁻⁸	2,33 · 10 ⁻²	4,77 · 10 ⁶
^{127m} Te	1,0 · 10 ⁻⁸	1,25 · 10 ⁻⁷	1,34 · 10 ¹
¹²⁷ Te	1,0 · 10 ⁻⁸	4,39 · 10 ⁻¹⁰	1,32 · 10 ¹
¹²⁹ I	1,0 · 10 ⁻²	1,91 · 10 ²	3,85 · 10 ⁸
¹³⁴ Cs	1,0 · 10 ⁻⁸	1,25 · 10 ¹	1,81 · 10 ⁸
¹³⁷ Cs	1,0 · 10 ⁻⁸	1,14 · 10 ³	1,13 · 10 ⁹
¹⁴¹ Ce	1,0 · 10 ⁻⁸	1,26 · 10 ⁻²²	4,07 · 10 ⁻¹⁴
¹⁴⁴ Ce	1,0 · 10 ⁻⁸	7,80 · 10 ⁻¹	2,83 · 10 ⁷
²³⁸ Pu	1,0 · 10 ⁻⁸	1,49 · 10 ²	2,90 · 10 ⁷
²³⁹ Pu	1,0 · 10 ⁻⁸	5,03 · 10 ³	3,56 · 10 ⁶
²⁴⁰ Pu	1,0 · 10 ⁻⁸	2,38 · 10 ³	6,18 · 10 ⁶
²⁴¹ Pu	1,0 · 10 ⁻⁸	9,06 · 10 ²	1,06 · 10 ⁹
²³⁹ Np	1,0 · 10 ⁻⁸	8,42 · 10 ⁻⁵	2,22 · 10 ⁵
²⁴¹ Am	1,0 · 10 ⁻⁸	3,94 · 10 ²	1,53 · 10 ⁷
²⁴² Am	1,0 · 10 ⁻⁸	5,09 · 10 ⁻⁶	4,70 · 10 ⁴
²⁴² Cm	1,0 · 10 ⁻⁸	1,29 · 10 ⁻³	4,88 · 10 ⁴
²⁴³ Cm	1,0 · 10 ⁻⁸	2,87 · 10 ⁻¹	1,68 · 10 ⁵
²⁴⁴ Cm	1,0 · 10 ⁻⁸	1,74 · 10 ¹	1,60 · 10 ⁷
Жидкие			
³ H*2	7,5 · 10 ¹	—	1,23 · 10 ¹⁴
⁹⁰ Sr	1,0 · 10 ⁸	—	8,03 · 10 ⁸
¹⁰⁶ Ru	1,0 · 10 ⁸	—	5,11 · 10 ⁷
¹³⁴ Cs	1,0 · 10 ⁸	—	1,81 · 10 ⁸
¹³⁷ Cs	1,0 · 10 ⁸	—	1,13 · 10 ⁹
²³⁸ Pu	1,0 · 10 ⁶	—	2,90 · 10 ⁷
²³⁹ Pu	1,0 · 10 ⁸	—	3,56 · 10 ⁶
²⁴⁰ Pu	1,0 · 10 ⁸	—	6,18 · 10 ⁶
²⁴¹ Pu	1,0 · 10 ⁸	—	1,06 · 10 ⁹

*1 Обогащение загружаемого в РВР топлива равно 3,5%, выгорание топлива 36 МВт · сут/кг, время выдержки 7 лет.

*2 Выход только из топлива.

*3 Тяжелого металла.

Сброс радиоактивных отходов из установок для регенерации топлива

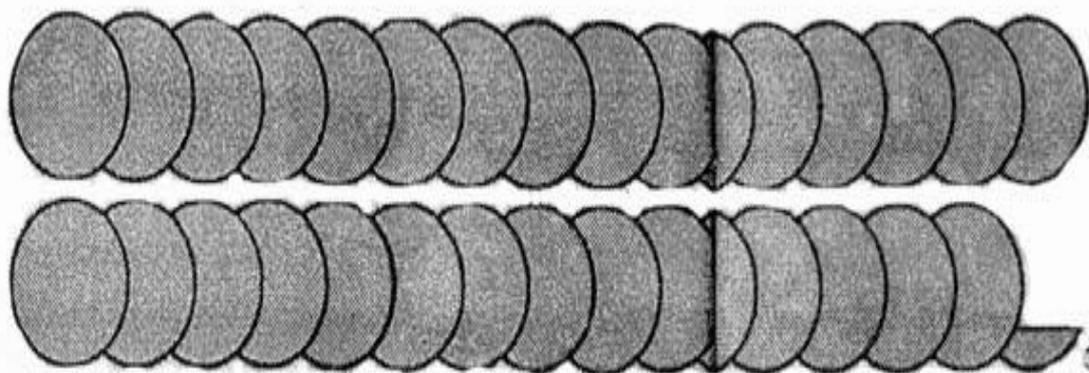
Местонахождение

Среднегодовой сброс в море в ТБк (10^{12} Бк) на каждый гигаваатт (10^9 Вт)-год электроэнергии, полученной на АЭС

Альфа Бета

А. Уиндскейл
1975 – 1979

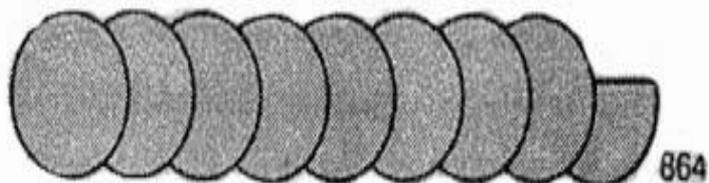
25 ○



А ●

Б. Ла-Аг
1975–1978

0,32 ○

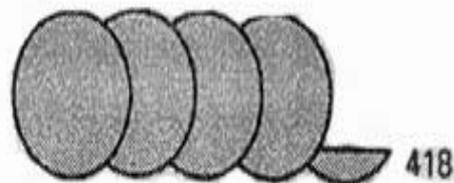


Б ●

В ●

В. Маркуль
1975–1978

0,035 ●

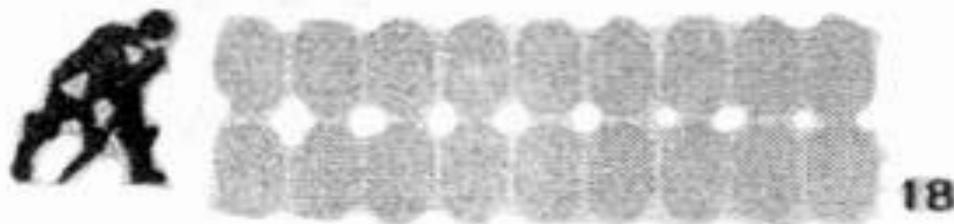


Средняя коллективная доза, получаемая персоналом и населением

Средняя коллективная доза (чел Гр на каждый гигаваатт-год вырабатываемой электроэнергии), полученная обслуживающим персоналом

А. Уиндскейл: среднее значение за 1971—1978 гг.

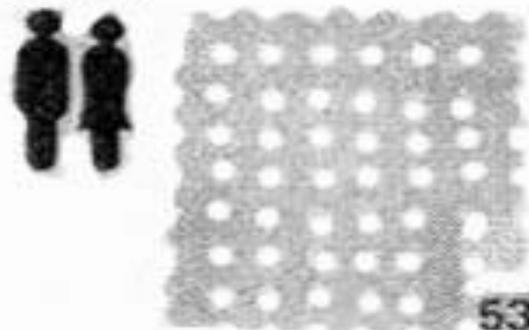
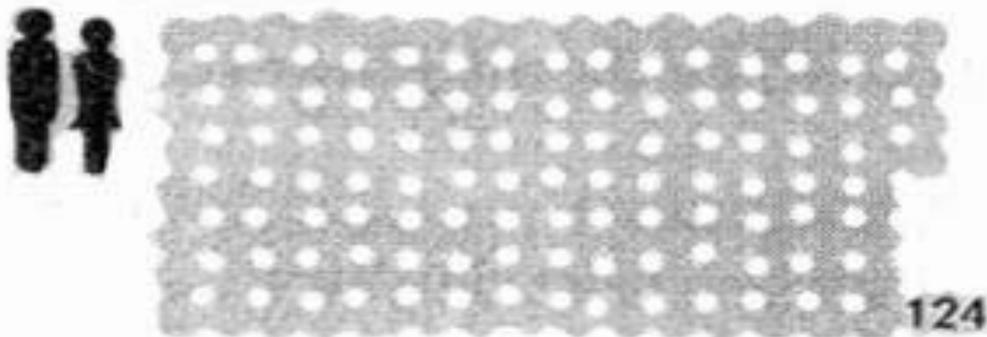
Б. Ла-Аг: среднее значение за 1972—1976 гг.



Средняя ожидаемая коллективная эффективная эквивалентная доза из-за сброса радиоактивных веществ в море (чел-Зв на каждый гигаваатт-год вырабатываемой электроэнергии), 1975-1979 гг.

А. Уиндскейл

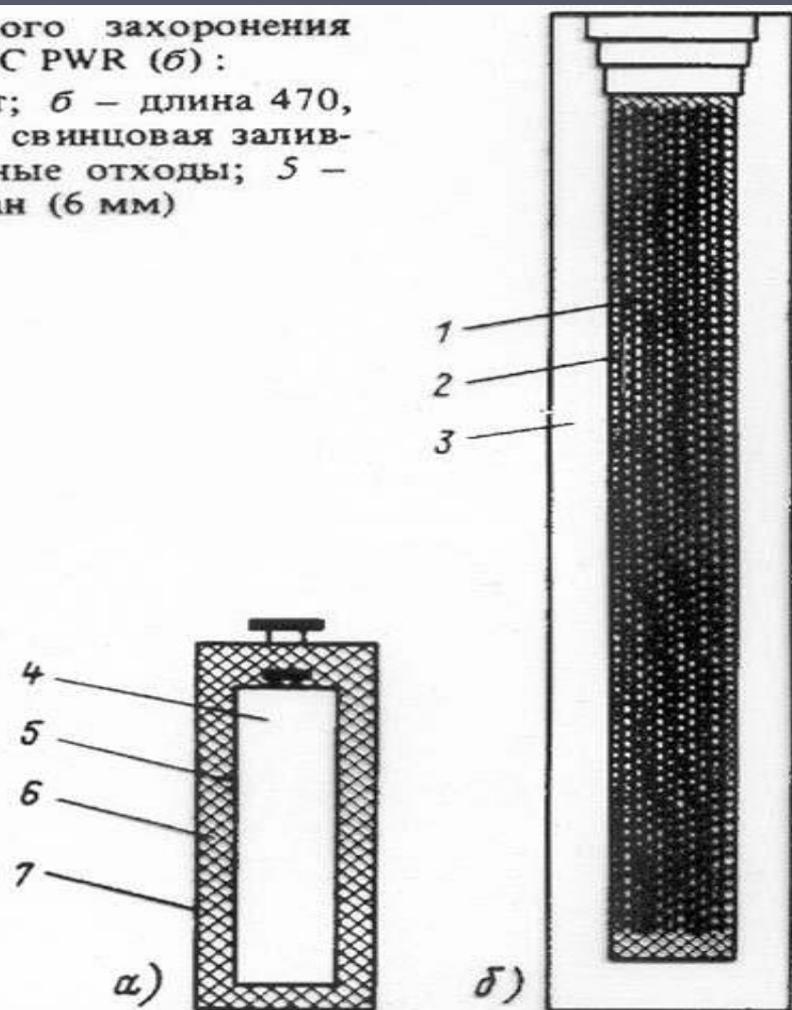
Б. Ла-Аг



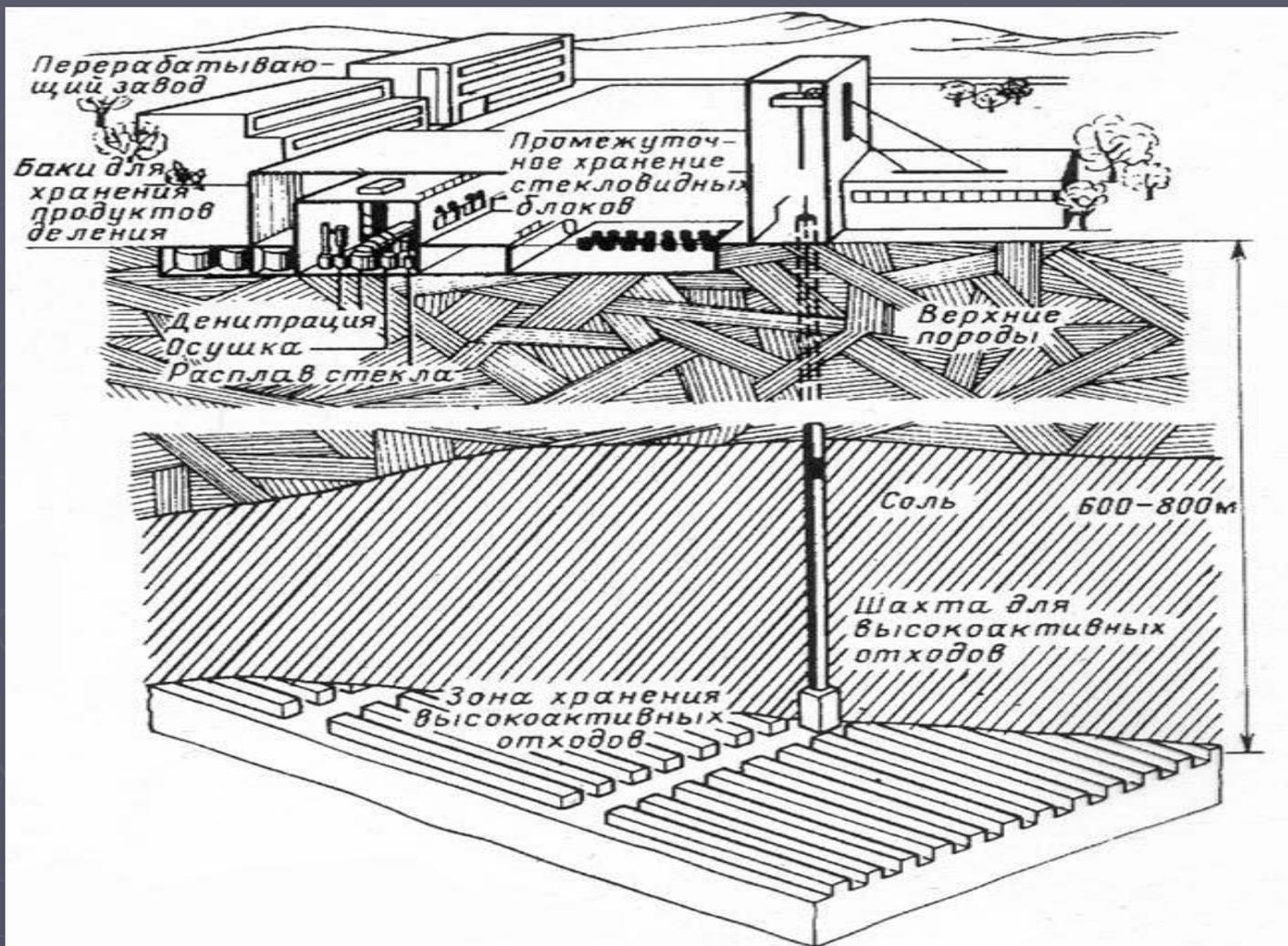
Канистры для ТВЭЛОВ и остеклованных ОТХОДОВ ВЫСОКОЙ удельной АКТИВНОСТИ

Канистры для непосредственного захоронения остеклованных ОБУА (а) и отработавших ТВС РWR (б):

а – длина 180, диаметр 60 см, масса 7 т; б – длина 470, диаметр 80 см, масса 20 т; 1 – твэлы; 2 – свинцовая заливка; 3 – медь (200 мм); 4 – остеклованные отходы; 5 – сталь (3 мм); 6 – свинец (100 мм); 7 – титан (6 мм)



Устройство подземного хранилища для остеклованных отходов высокой удельной активности



Категории событий, возникающих при нарушении штатного режима работы АЭС

Название события по шкале INES	Критерии оценки безопасности		
	Деградация защиты в глубину	Последствия на площадке АЭС	Последствия вне площадки АЭС.
1 v аномальная ситуация	Аномальная ситуация, выходящая за пределы допустимого при эксплуатации		
2 v инцидент	Инцидент с серьезными отказами в средствах обеспечения безопасности	Значительное распространение радиоактивности; выше пределов допустимого.	
3 v серьезный инцидент	Практически авария: все уровни и барьеры безопасности отсутствуют	Серьезное распространение радиоактивности; облучение персонала с серьезными последствиями.	Пренебрежимо малый выброс: облучение население ниже допустимого предела.
4- авария без значительного риска для окружающей среды		Серьезное повреждение активной зоны и физических барьеров; облучение персонала с летальным исходом.	Минимальный выброс: облучение населения в допустимых пределах.
5 v авария с риском для окружающей среды		Тяжелое повреждение активной зоны и физических барьеров.	Ограниченный выброс: требуется применение плановых мероприятий по восстановлению.
6 v серьезная авария			Значительный выброс: требуется полномасштабное применение мероприятий по восстановлению
7 v тяжелая авария			Сильный выброс: тяжелые последствия для здоровья населения и окружающей среды.

Статистика неисправностей на АЭС

Год	Число реакторо - лет	$10^{-3} \div 1$	$10^{-4} \div 1^{-3}$	$10^{-5} \div 1^{-4}$	$10^{-6} \div 1^{-5}$	Σ
1987	102.7	0	10	9	14	33
1988	107.1	0	7	14	11	32
1989	109.0	0	7	11	12	30
1990	110.5	0	6	11	11	28
1991	111.0	1	12	8	6	27
1992	110.4	0	7	7	13	27
1993	108.7	0	4	7	5	16
1994	109.0	1	1	4	3	9
1995	109.0	0	1	7	2	10
1996	110.1	1	2	4	7	14
1997	106.1	0	0	2	3	5

Примеры инцидентов на АЭС, при которых реактор продолжает работать

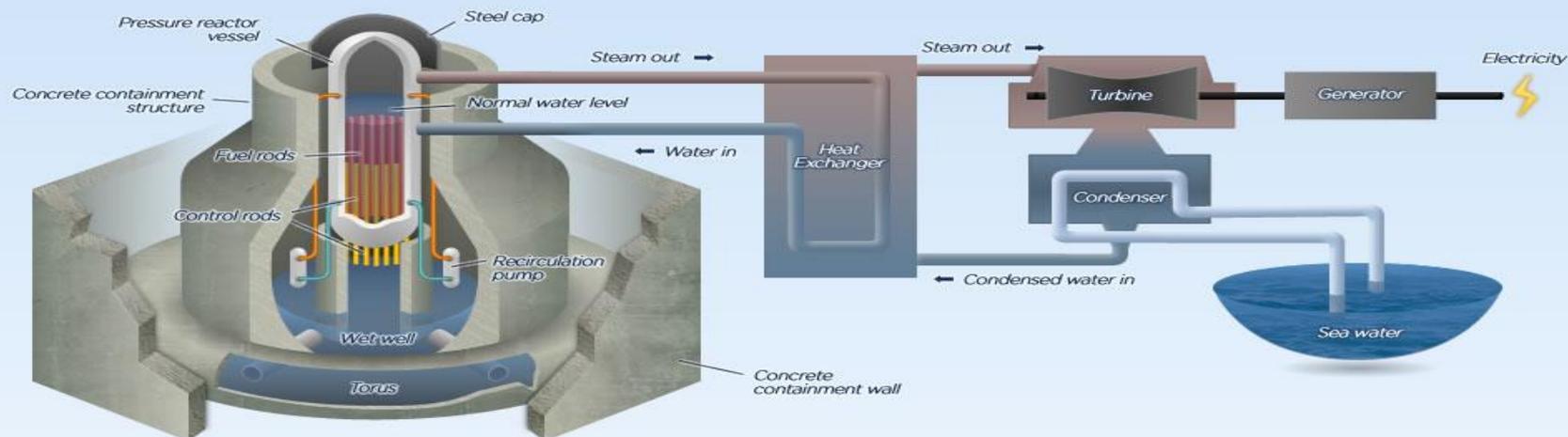
Станция	Описание	Тип реактора	Вероятность ¹
"Окони - 2"	неизолируемая утечка охладителя	PWR	$2.2 \cdot 10^{-5}$
"ТМА - 1"	отказ генератора	PWR	$9.6 \cdot 10^{-6}$
"Окони - 3"	повреждение инжекционных насосов	PWR	$5.4 \cdot 10^{-6}$
"Мэйн Янки"	закрытие клапанов из-за термического расширения	PWR	$8.2 \cdot 10^{-5}$
"Сент - Люси"	аварийное включение насосов	PWR	$3.4 \cdot 10^{-5}$

Нормы безопасности (рекомендации МАГАТЭ)

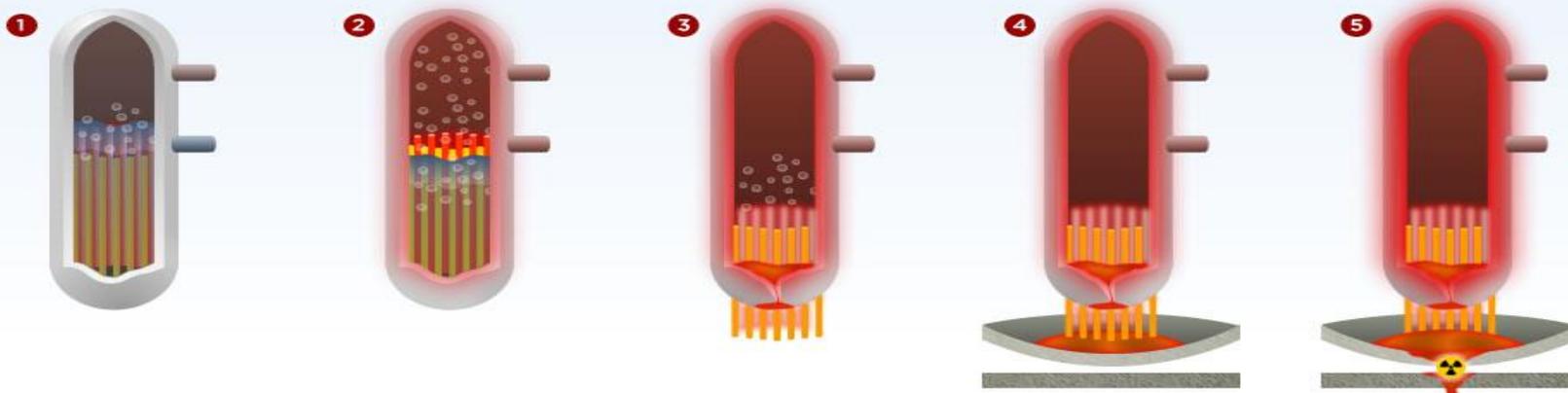
- вероятность радиоактивных выбросов 10^{-7} /год
- вероятность повреждения активной зоны 10^{-5} /год

Пример проплавления днища у реакторного корпуса

Normal operation



The meltdown process



If the cooling system which pumps water into the pressure reactor vessel fails, water levels can drop and expose fuel rods that are made of a Zirconium metal can containing enriched uranium oxide.

At around 2,000 C, the Zirconium can melt, exposing pellets of uranium oxide which will also melt by 3,000 C.

The reactor becomes ever hotter because of the fission process, if it's still occurring, and because of the radioactivity of the fission products. It then melts through the bottom of the vessel.

The meltdown is trapped by the containment chamber, another layer of protection, which is surrounded by another thick concrete structure.

In a worst-case scenario, fuel can melt through both the containment chamber and concrete containment wall, releasing radioactivity.

Спасибо за внимание!

