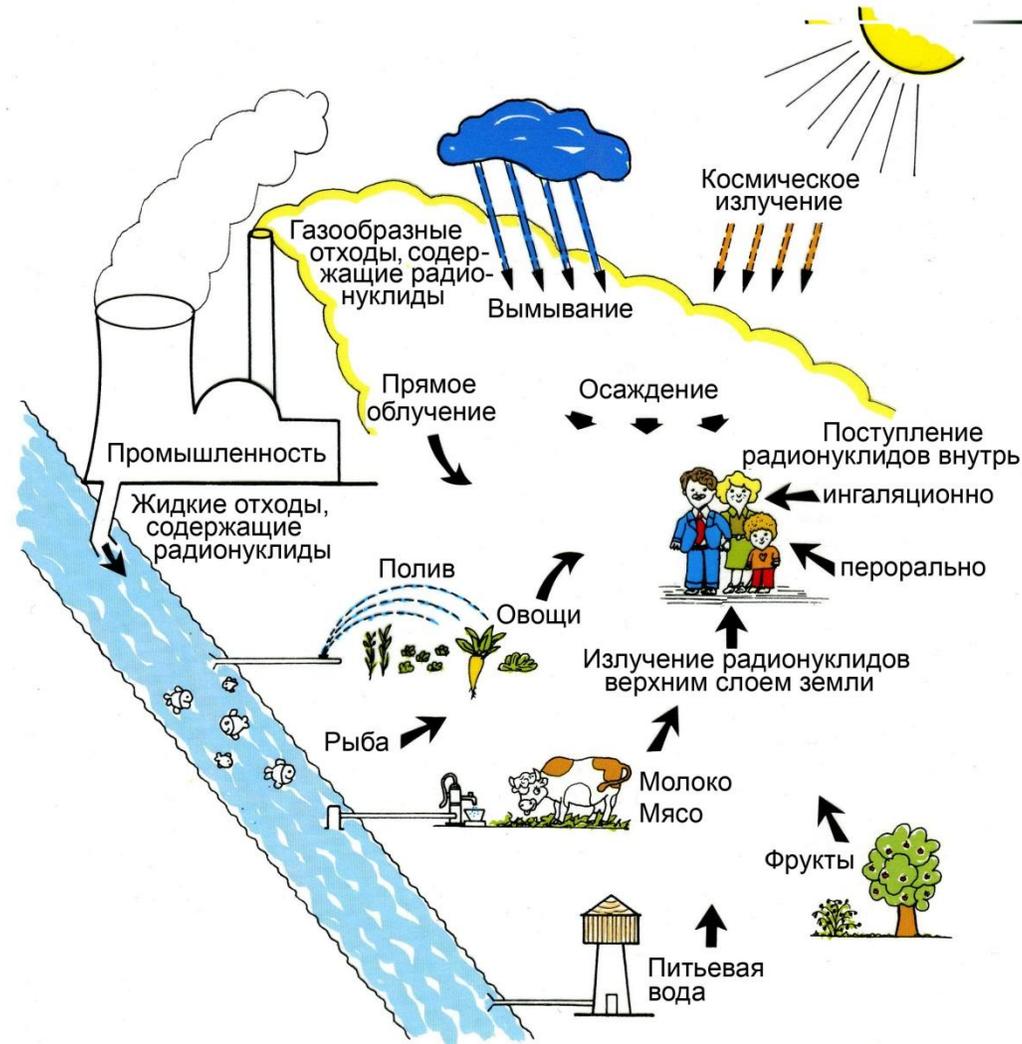
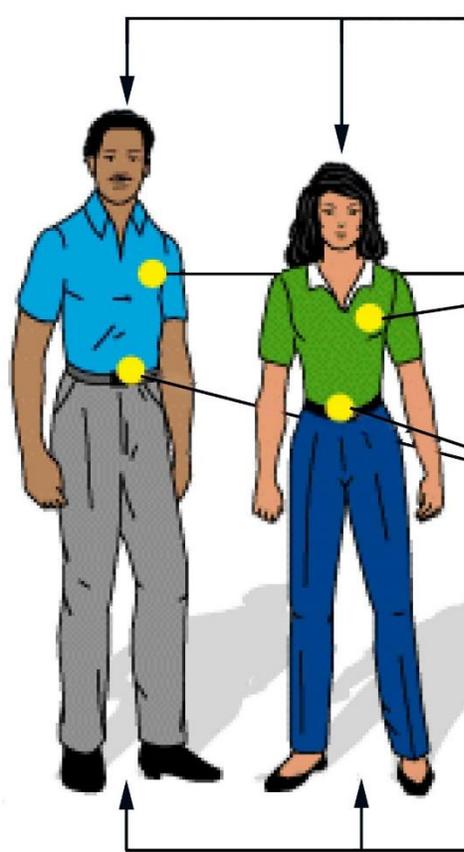


Схематическое представление источников ионизирующих излучений, воздействующих на человека, и пути поступления радионуклидов внутрь человека.



Каждый час:



~100 000 нейтронов космического происхождения и
~400 000 квантов вторичного космического излучения
пронизывают человека

Поступление с воздухом:

в легких человека распадаются
~30 000 атомов (Rn, Po и Pb), испуская
 α - и β -частицы, а в некоторых случаях и γ -кванты.

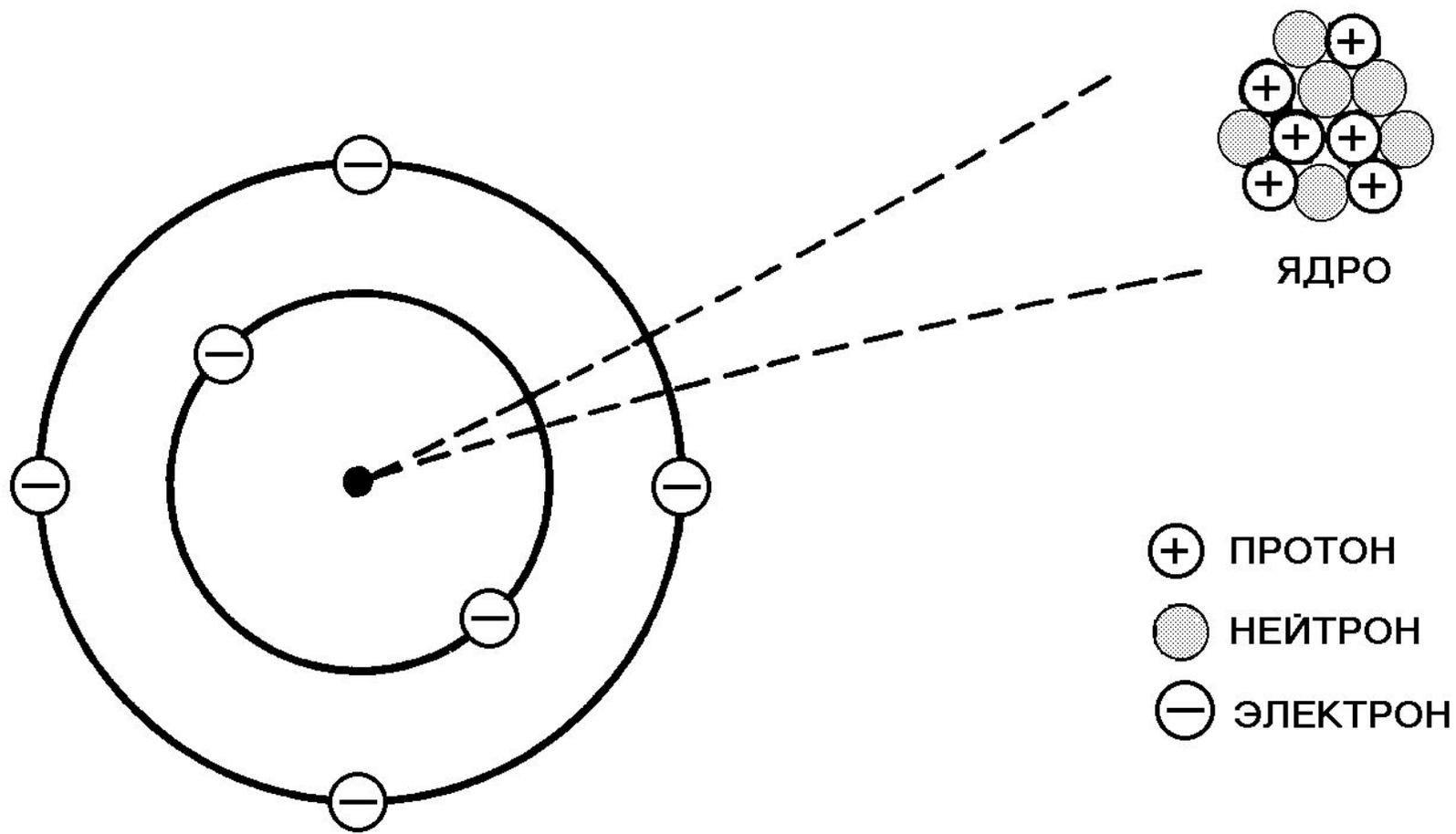
Поступление с пищей:

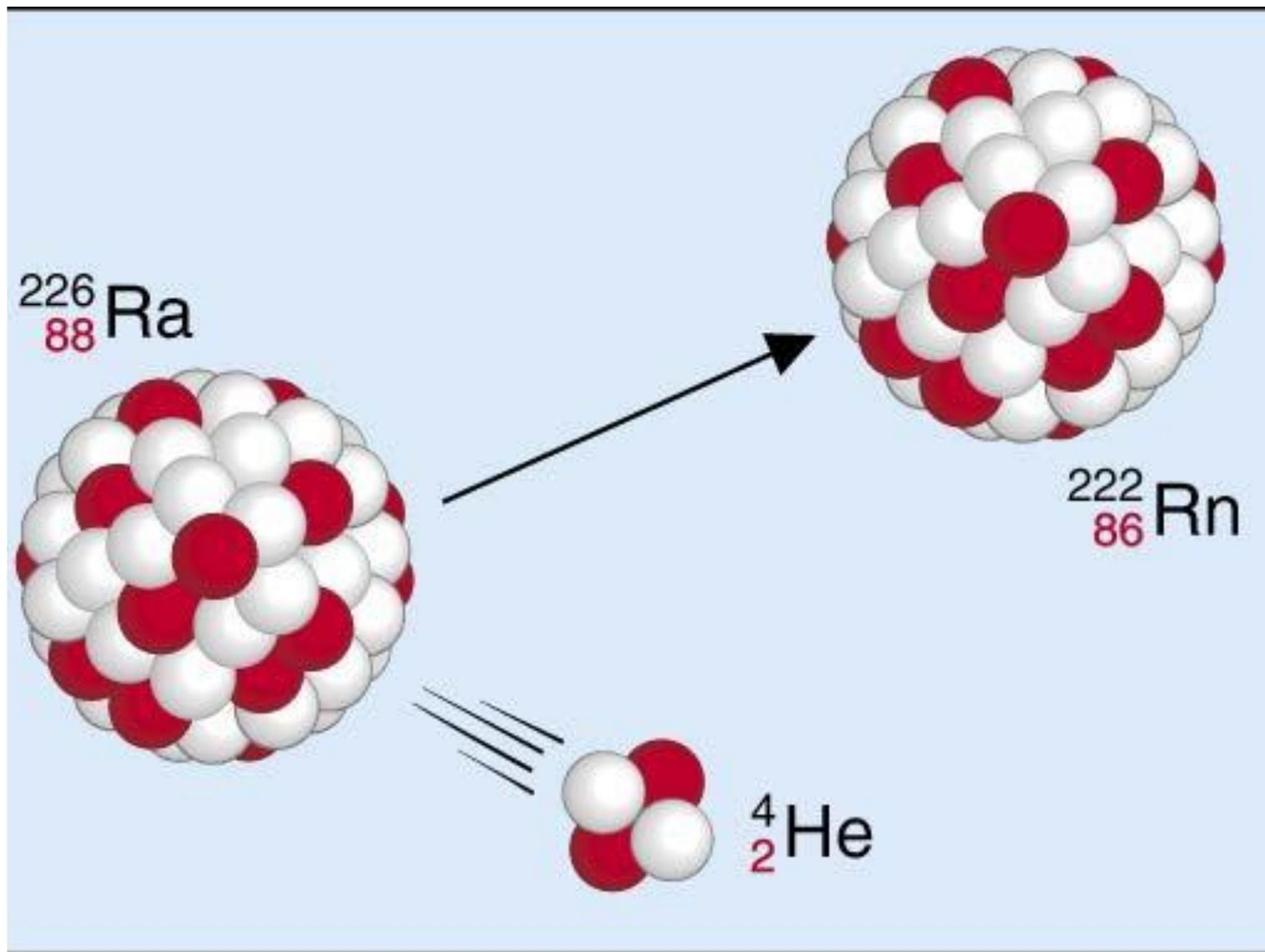
в теле человека распадается ~15 000 000 атомов ^{40}K ,
производя β -частицы большой энергии,
а в некоторых случаях и γ -кванты.

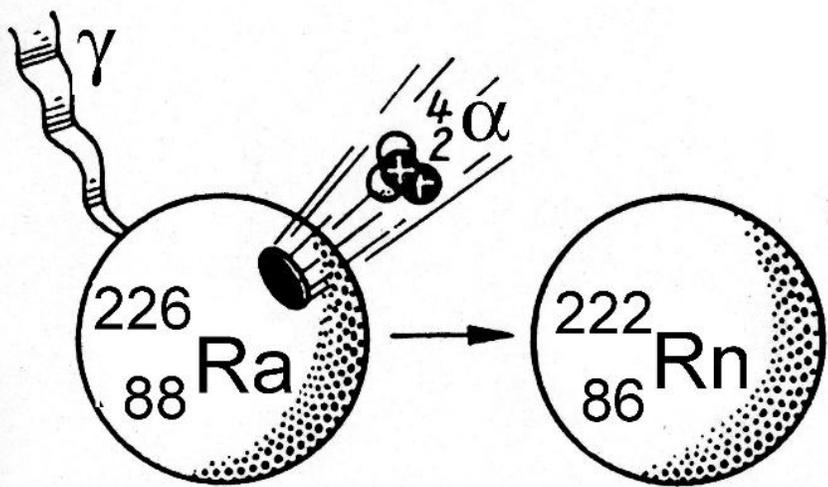
Из других радионуклидов отметим ^{238}U ,
7000 атомов которого также распадаются
в теле человека, испуская α -частицы

Излучение почвы и строительных материалов:

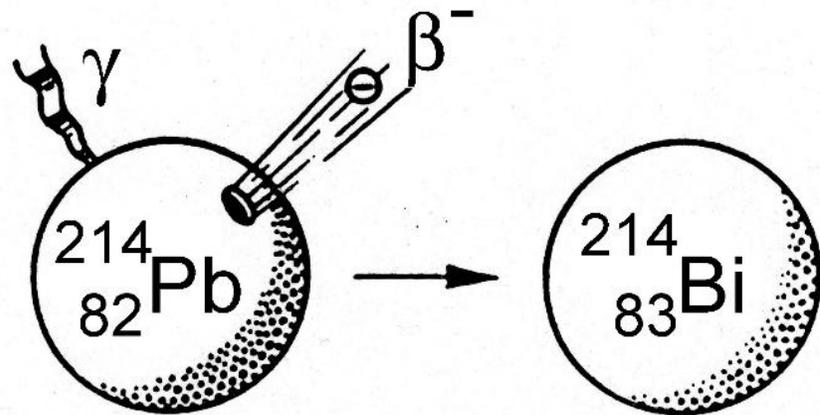
более чем 200 000 000 γ -квантов пронизывают человека





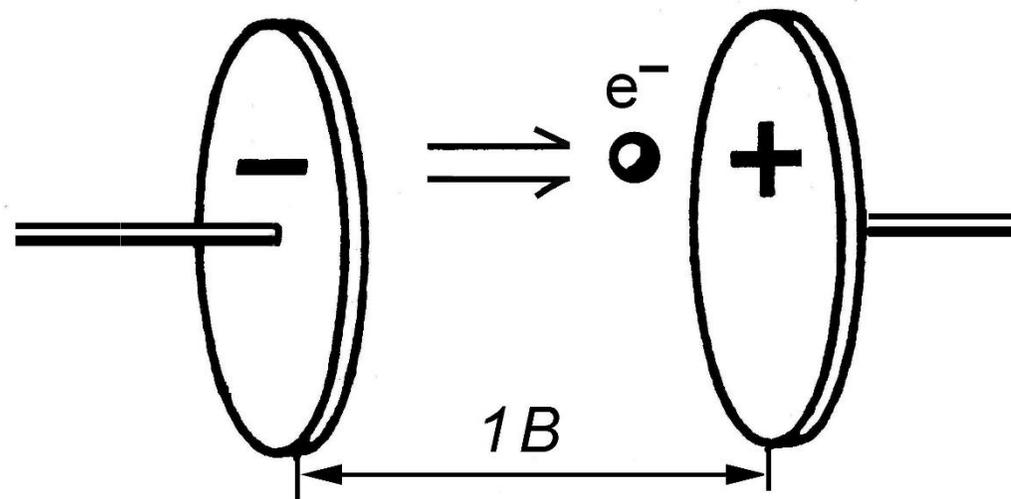


α -Распад



β -Распад

- Массу атомов и нуклидов обычно выражают в единицах атомной массы (**а. е. м.**; a. m. u.). Масса ^{12}C считается равной 12,000 а. е. м. При этом $1 \text{ а. е. м.} = 1,66057 \cdot 10^{-27} \text{ кг}$. Масса самого легкого из атомов — атома водорода — $M_{\text{H}} = 1,007825032 \text{ а. е. м.} = 1,67356 \cdot 10^{-27} \text{ кг}$.
- В системе СИ энергия измеряется в джоулях (Дж или J). Для описания явлений на атомном или ядерном уровнях наравне с джоулем в системе СИ допускается меньшая единица — электронвольт (**эВ**). Электронвольт ($1 \text{ эВ} = 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$) — это энергия, которую приобретает электрон, проходя разность потенциалов в один вольт.



Радио- нуклид	$T_{1/2}$	Энергия α -частиц, МэВ	β -частицы $E_{гр}/\langle\beta\rangle$, МэВ	v/c	Максимальный пробег		Число пар ионов на мкм пробега в биолог. ткани
					в воздухе , см	в мягкой биологичес кой ткани, мкм	
^{32}P	14,3 дня		1,711/0,695	0,97	610	9200	5,3
^{14}C	5730 лет		0,156/0,0495	0,64	22	250	18
^{212}Po	$3 \cdot 10^{-7}$ с	8,784		0,06 9	8,8	105	2380
^{222}Rn	3,8 дня	5,489		0,05 5	4,0	49	3200
^{226}Ra	1600 лет	4,784		0,05 1	3,3	40	3430

В начале XX в. наибольшей удельной активностью обладал ^{226}Ra ($T_{1/2} = \sim 1600$ лет; 1 г ^{226}Ra содержит $2,66 \cdot 10^{21}$ атомов) и его было удобно взять в качестве эталона, активность которого получила название кюри (Ки). **Активность 1 г ^{226}Ra равна:**

$$0,693 \cdot 2,664 \cdot 10^{21} / (1600 \cdot 3,16 \cdot 10^7 \text{ с}) = 3,657 \cdot 10^{10} \text{ распадов/с.}$$

Период полураспада ^{226}Ra на протяжении нескольких десятилетий постоянно уточнялся. Поэтому численное значение активности 1 г ^{226}Ra также изменялось, что представляло определенные неудобства.

Чтобы избежать этого, **было принято, что**

$$\mathbf{1 \text{ кюри} \equiv 3,7 \cdot 10^{10} \text{ распадов/с.}}$$

В 1960 г. на XI Генеральной конференции по мерам и весам было принято решение о полном переходе к Международной системе единиц СИ, официальной единицей активности стал **беккерель (Бк)**, который рекомендуется использовать в настоящее время

$$\mathbf{1 \text{ Бк} = 1 \text{ распад/с} = 2,73 \cdot 10^{-11} \text{ Ки.}}$$

В радиоэкологии для записей активностей и доз используют десятичные приставки.

Несмотря на то, что для характеристики количества радионуклидов или плотностей загрязнений в радиозэкологии используется активность, часто **оказывается полезным понимать, о каком же количестве вещества в граммах идет речь.**

Получим выражение для веса 1 Бк любого радионуклида.

По определению 1 Бк это есть 1 распад в секунду, т. е.

$$1 \text{ Бк} = -dN/dt = \lambda \cdot N = (0,693/T_{1/2}) \cdot N.$$

Активность 1 Бк всегда обусловлена $N = 1/\lambda$ атомами и 1 Бк вещества, состоящего из радионуклидов с массовым числом A и периодом полураспада $T_{1/2}$, весит $m_{1 \text{ Бк}}$

$$m_{1 \text{ Бк}} = (T_{1/2}/0,693) \cdot (A/6,02 \cdot 10^{23}) = 0,24 \cdot 10^{-23} T_{1/2} \cdot A, \text{ грамм (*****).}$$

$$m_{1 \text{ Бк}} (^{137}\text{Cs}) =$$

Пусть в результате Чернобыльской аварии загрязненность территории составила $\sim 1,5 \cdot 10^6$ Бк·м² по радионуклиду ¹³⁷Cs ($T_{1/2} = 30,2$ года = $9,54 \cdot 10^8$ с). Что касается населения, то его полагалось немедленно оттуда эвакуировать.

Согласно (*****), плотность загрязнения такой территории — σ_s радионуклидами ¹³⁷Cs составляет

$$\sigma_s \sim (1,5 \cdot 10^{12} \text{ с}^{-1} \cdot \text{км}^2) \cdot (137 \text{ г}) \cdot (9,54 \cdot 10^8 \text{ с}) / 0,693 \cdot 6,02 \cdot 10^{23} = \mathbf{0,46 \text{ г} \cdot \text{км}^{-2}}.$$

$$m_{1 \text{ Бк}} (^{137}\text{Cs}) = 3,11 \cdot 10^{-13} \text{ г}$$

$$m_{1 \text{ Бк}} (^{131}\text{I}) = 2,2 \cdot 10^{-16} \text{ г}$$

$$m_{1 \text{ Бк}} (^{239}\text{Pu}) = 4,36 \cdot 10^{-10} \text{ г}$$

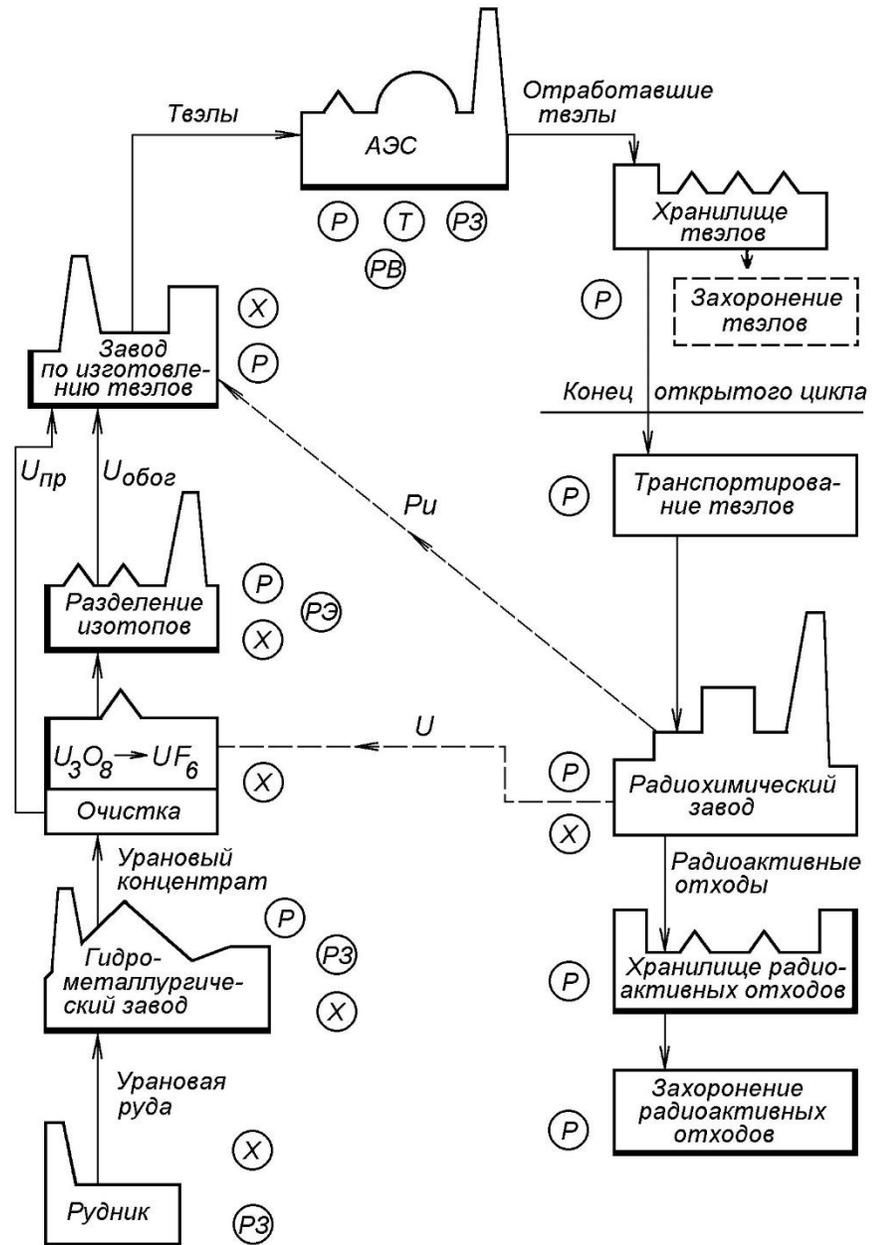
Ядерный топливный цикл — добыча и обогащение урана

Ядерный топливный цикл (**ЯТЦ**) — совокупность производственных процессов, конечной целью которых является производство ядерного оружия или электроэнергии на атомных электростанциях.

Неотъемлемой частью ЯТЦ является обращение с отработавшим ядерным топливом (**ОЯТ**) (Отработавшее (облученное) ядерное топливо — ядерное топливо, облученное в активной зоне реактора и окончательно удаленное из нее) и радиоактивными отходами (**РАО**) (Отходы радиоактивные — не предназначенные для дальнейшего использования вещества в любом агрегатном состоянии, в которых содержание радионуклидов превышает уровни, установленные Санитарными Нормами и Правилами).

ЯТЦ является важнейшей частью военно-промышленного комплекса. В зависимости от конечной цели схемы ЯТЦ несколько отличаются друг от друга. На рис. представлена схема ЯТЦ, основной целью которого является получение электрической или тепловой энергии на атомных станциях с реакторами на тепловых нейтронах.

На рис. указаны характерные и значимые для цикла в целом факторы его воздействия на окружающую среду: **Р**, **Т** и **Х** — соответственно радиоактивное, тепловое и химическое загрязнения; **РЗ**, **РВ** и **РЭ** — расход соответственно земельных площадей, воды и энергоресурсов.



Загрязнение окружающей среды начальной частью ЯТЦ, когда еще не происходит образования искусственных радионуклидов.

Сюда входят процессы добычи и измельчения урановой руды, переработка руды в материал ядерного топлива, т. е. обогащение материала изотопом ^{235}U , и изготовление топливных элементов.

Добыча урана — извлечение из недр больших количеств руды, содержащей уран и его дочерние продукты в концентрациях от десятых долей до нескольких процентов U_3O_8 . Эти концентрации существенно превышают средние концентрации урана в земной коре.

Процессы добычи, обогащения и концентрирования сопровождаются заметным увеличением содержания радионуклидов естественного происхождения в среде обитания.

Руды называют **богатыми**, если концентрация U_3O_8 в них больше 1%, **средними** — при концентрациях 0,1 – 1,0%, **бедными** — при 0,05 – 0,1%.

Добывают уран, в основном, методами **подземной разработки** (~40%) или **из открытых карьеров** (~39%).

На долю **подземного выщелачивания** породы приходится ~13% от мировой добычи. Выщелачивание с использованием, как правило, серной кислоты применяют в случае сравнительно бедных руд, залегающих на различных глубинах и в сложных горно-геологических условиях.

Оставшиеся 8% покрывают заводы по **переработке ОЯТ** (**радиохимические заводы**).

08.12.1944 г. ГКО решение о создании в Средней Азии крупного уранодобывающего предприятия на базе месторождений Таджикистана, Киргизии и Узбекистана и передаче его в НКВД, где для добычи урана был организован комбинат № 6.

В 1945 г. Комбинат № 6 выдал около 7 т урана. И все же к концу 1946 г. урана было недостаточно даже для 50% загрузки опытного реактора Ф-1.

В конце 1945 г. из Германии в г. Электросталь было доставлено чуть больше 100 т окиси урана (U_3O_8), где из нее получили урановые брикеты и урановые блоки для загрузки реактора Ф-1

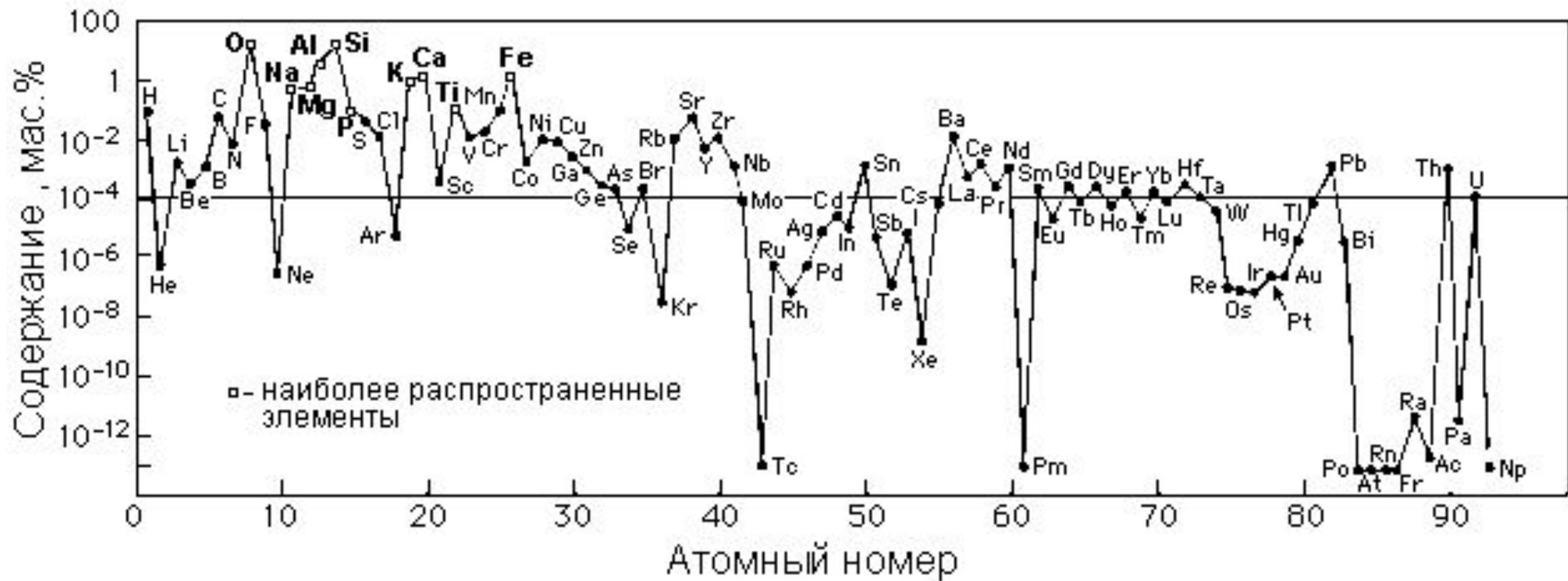
Добыча урана непрерывно увеличивалась.

В **1970** г. в СССР производили 17 500 т урана, в том числе 1800 т для мирных целей.

Мировое производство урана в **1975** г. (без СССР) составляло 25 тыс. т. По оценке фирмы Nukem (ФРГ), в СССР на складах к **1991** г. находилось около 200 тыс. т урана, а во всех странах рыночной экономики — примерно 150 тыс. т.

Согласно Красной книге по урану, выпущенной Организацией экономического сотрудничества и развития (ОЭСР), в **2005** г. было добыто 41 250 т урана. Объемы добычи урана в т. в 2005 г. по странам показаны в табл.

Канада	Австралия	Казахстан	Россия	США	Украина	Китай
11410	9044	4020	3570	1249	920	920



- Распространенность химических элементов в Земной коре.

Радиоактивные семейства (радиоактивные **ряды, серии**), **группы генетически связанных радионуклидов, в к-рых каждый последующий возникает в результате α -или β -распада предыдущего.**

Каждое семейство имеет родоначальника - радионуклид с наибольшим для данного ряда периодом полураспада $T_{1/2}$. Т. к. при испускании ядром α -частицы его массовое число уменьшается на 4 единицы, а при испускании β^- -частицы остается неизменным, **в любом семействе массовые числа всех радионуклидов могут различаться на число, кратное 4.**

Если значения массовых чисел членов данного семейства делятся на 4 без остатка, то такие массовые числа можно выразить общей ф-лой $4n$ ($n = 58, 57 \dots$); в тех случаях, когда при делении массового числа ядра на 4 в остатке будет 1, 2 или 3, общие формулы для массовых чисел членов этих семейств можно записать как $4n + 1$, $4n + 2$ или $4n + 3$.

В природе имеются 3 естественных радиоактивных семейства, родоначальники к-рых — ^{232}Th (ряд $4n$), ^{238}U (ряд $4n + 2$) и ^{235}U (ряд $4n + 3$). Их называют соответственно семействами тория, урана-238 и урана-235. Ряд урана-238 иногда называют рядом урана-радия (^{226}Ra -наиб. устойчивый радионуклид радия), а ряд урана-235-рядом актиноурана.

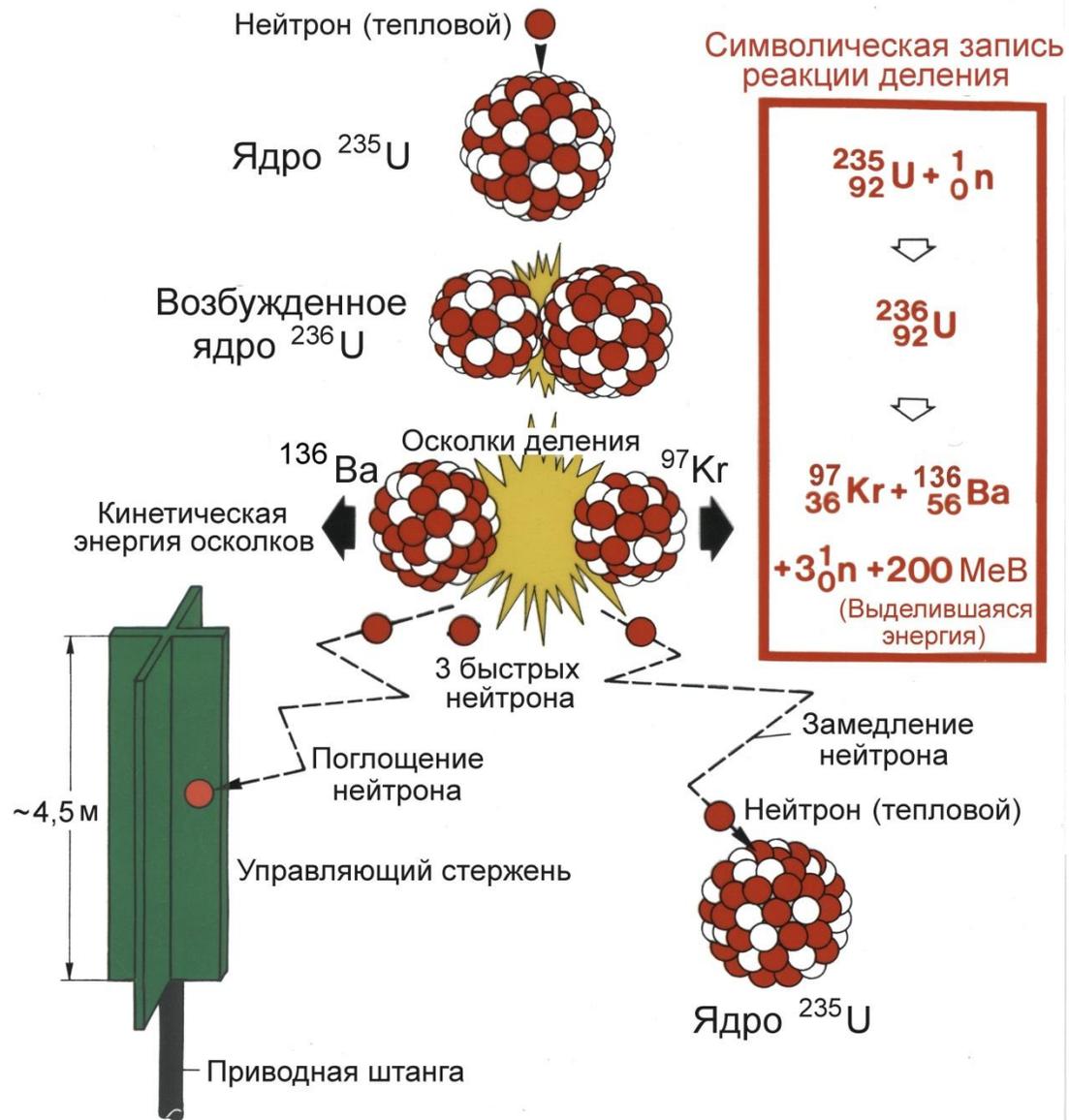
Заканчиваются естественные семейства изотопами ^{208}Pb , ^{206}Pb и ^{207}Pb , содержание к-рых в земной коре медленно возрастает.

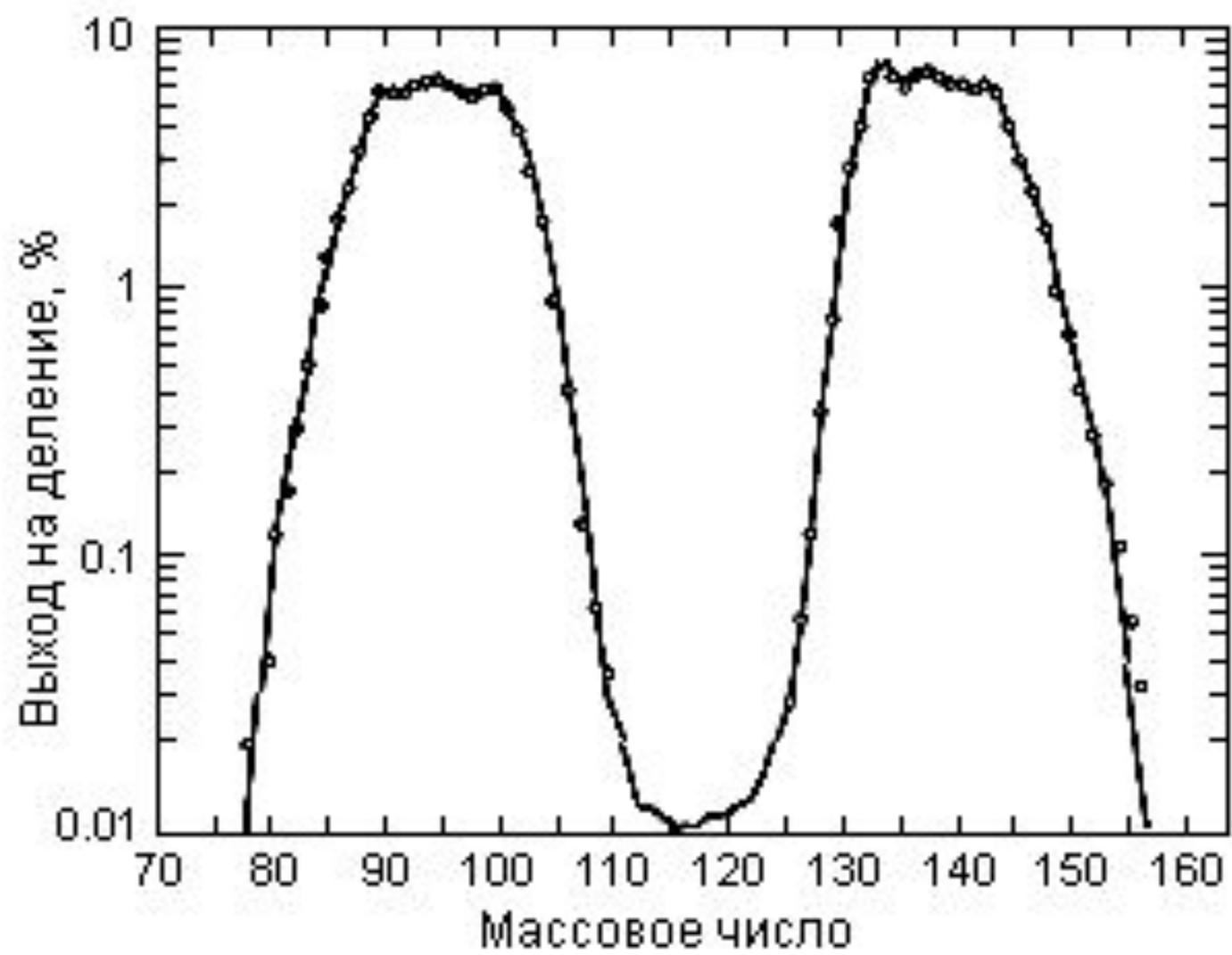
Что касается семейства ^{237}Np (ряд $4n + 1$), то для ^{237}Np $T_{1/2} = 2,14 \cdot 10^6$ лет, поэтому его членов в природе нет. Все они полностью распались. Завершает семейство стабильный нуклид ^{209}Bi .

Твердые радиоактивные отходы, образующиеся при производстве уранового топлива, содержат те же самые нуклиды, которые присутствуют в урановых рудниках и на заводах по переработке, но в несравненно меньшем количестве. Выбросы такого производства в настоящее время можно рассчитать и они действительно невелики. Если мы примем во внимание то, что на 1 км^2 поверхности земли в слое глубиной до 1 м содержится $\sim 5 \cdot 10^{10}$ Бк ^{238}U , то функционирование подобного предприятия на протяжении десятилетий может удвоить содержание ^{238}U на прилегающих к нему территориях.

Ожидаемая коллективная доза на два порядка меньше, чем от первой ступени ЯТЦ.

В России в настоящее время действуют два подобных завода: **Машиностроительный завод (г. Электросталь)** и **Новосибирский завод химконцентратов**. На контролируемых территориях заводов имеется несколько локальных участков местности с повышенными концентрациями естественных радионуклидов — ^{235}U , ^{238}U , ^{226}Ra , где мощность экспозиционной дозы достигает $1000 \text{ мкР} \cdot \text{час}^{-1}$. В прилегающем жилом секторе не выявлено участков загрязнения. Регулярный мониторинг не показывает превышений допустимых концентраций радионуклидов в воздухе и природных водах.





Упрощая ситуацию, мы можем сказать, что полученная ядром в результате захвата нейтрона энергия может пойти либо на возбуждение ядра, либо на его деформацию.

В результате деформации ядро удлиняется. Затем силы отталкивания между зарядами на концах вытянутого ядра становятся больше, чем ядерные силы притяжения.

Ядро делится на два осколка, которые за счет электростатических сил отталкивания разлетаются со скоростью $\sim 0,03 \cdot c$.

Таким образом, **энергия деления превращается в кинетическую энергию осколков ядра, т. е. в теплоту.**

Избыточная энергия уносится нейтронами и другими частицами. Усредненный по огромному числу актов деления энергетический баланс представлен в таблице.

На начальном этапе превращения энергии деления в теплоту (в течение время порядка наносекунды) все типы частиц от осколков деления до нейтрино производят ионизацию и возбуждение вещества.

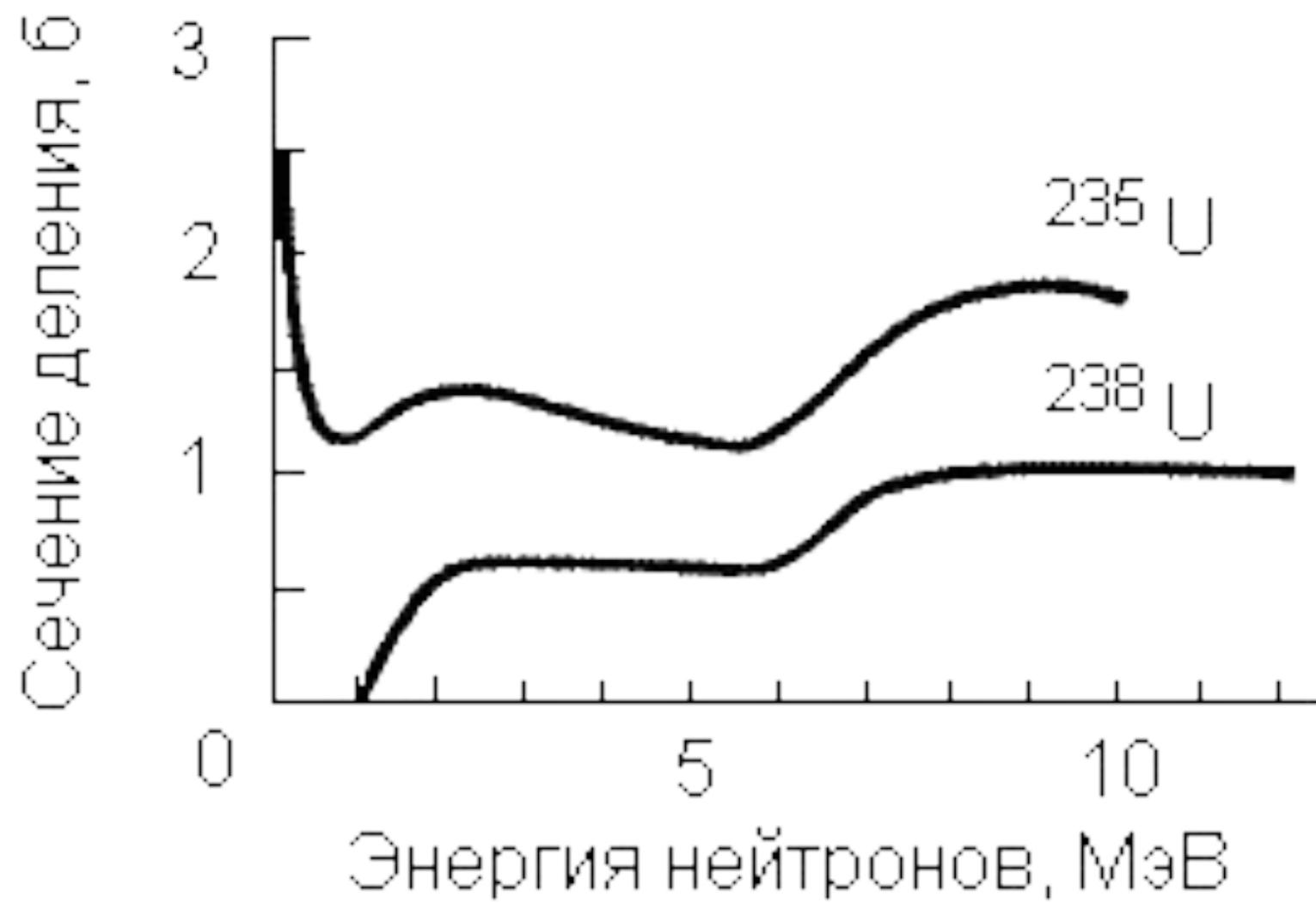
Кинетическая энергия осколков	~167 МэВ
Энергия нейтронов деления	~5 МэВ
Энергия мгновенных γ -квантов	~7 МэВ
Энергия β -частиц продуктов деления	~8 МэВ
Энергия γ -излучения продуктов деления	~7 МэВ
Энергия антинейтрино продуктов деления	~10 МэВ
Всего	~200 МэВ

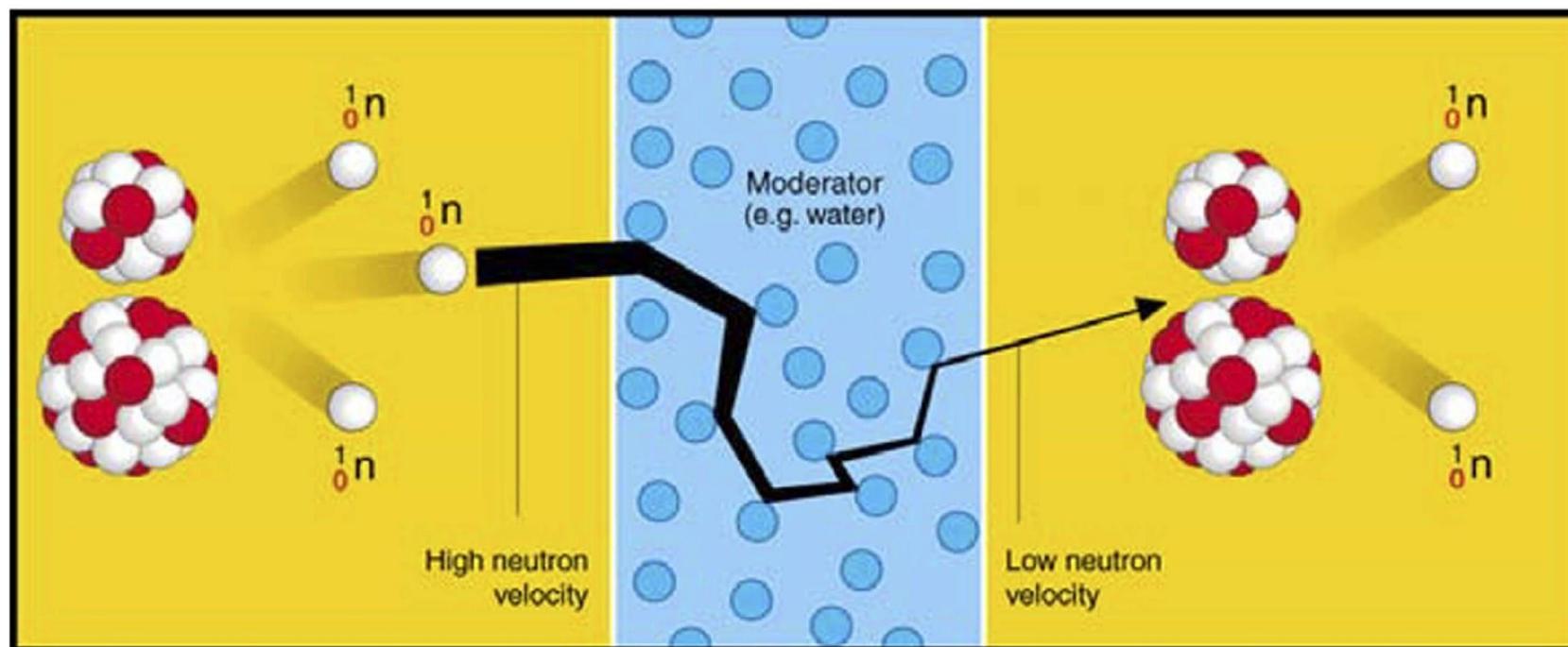
Вероятность деления ($\sigma_{\text{дел}}$) всегда меньше полной вероятности того, что нейтрон будет захвачен ядром ($\sigma_{\text{захв}}$), так как существуют другие каналы ядерных превращений.

На рис. приведены зависимости сечения деления ^{235}U и ^{238}U нейтронами от их энергии.

^{238}U делится только быстрыми нейтронами с энергией >1 МэВ.

для ^{235}U при уменьшении энергии нейтронов $\sigma_{\text{дел}}$ возрастает и достигает ~ 580 барн для тепловых нейтронов.





Model representation of the moderator effect

Огромное выделение энергии на один акт деления определило применение этой реакции как **в военных целях**, так и **для производства электрической и тепловой энергий**.

В экологическом плане такое энерговыделение всегда ведет к тепловому загрязнению окружающей среды. В основном, гидросферы.

Экологические исследования на водоемах, в которые сбрасываются теплые воды из АЭС, ведутся уж в течение нескольких десятков лет.

В нашей стране большую известность получили работы, связанные со сбросом вод ЛАЭС в Копорскую губу Финского залива и изучением эвтрофикации этого водоема.

Осколки деления, как правило, имеют существенно разные массы. В случае ^{235}U **отношение масс осколков $\sim 1,46$** .

Среди продуктов деления можно обнаружить осколки с $A = 72 - 161$ и $Z = 30 - 65$, а **вероятность симметричного деления $\sim 0,01\%$** .

Наиболее вероятно деление на осколки с **$A = 139$ и 95 и $Z = 38$ и 54** .

Существуют **различные классификации радионуклидов**, возникающих в результате деления.

Сугубо в **формальном плане** выделяют три группы:
продукты (осколки) деления,
продукты активации и выделяемые из последней группы по ряду причин **трансурановые радионуклиды**.

Наиболее **известными и значимыми** в экологическом плане продуктами деления являются: **^{90}Sr , ^{131}I и ^{137}Cs** , иногда к ним добавляют и **^3H** .

Самыми известными и значимыми **продуктами активации** являются **^{14}C и ^{60}Co** и, наконец, из **трансурановых элементов** — **изотопы плутония**, а также **^{237}Np и ^{241}Am** .

Ядерные реакторы и атомные электростанции

То обстоятельство, что разветвленные **цепные реакции деления экзотермичны**, обуславливает **их практическое применение** как источника атомной энергии.

Первый ядерный реактор был построен **в 1942 в Чикаго** (США)

В России в декабре **1946 г. в Москве** под руководством И.В. Курчатова.

(Чикагский реактор был собран из 45 т урана и 450 т графита и первоначально работал на мощности 200 Вт ($K_{эф} = 1,0006$).

Московский реактор — 50 т урана и 500 т графита при мощности ~10 кВт. Реакторы не имели принудительного отвода тепла, поэтому их мощность приходилось ограничивать.)

По своему назначению ядерные реакторы подразделяются на несколько групп.

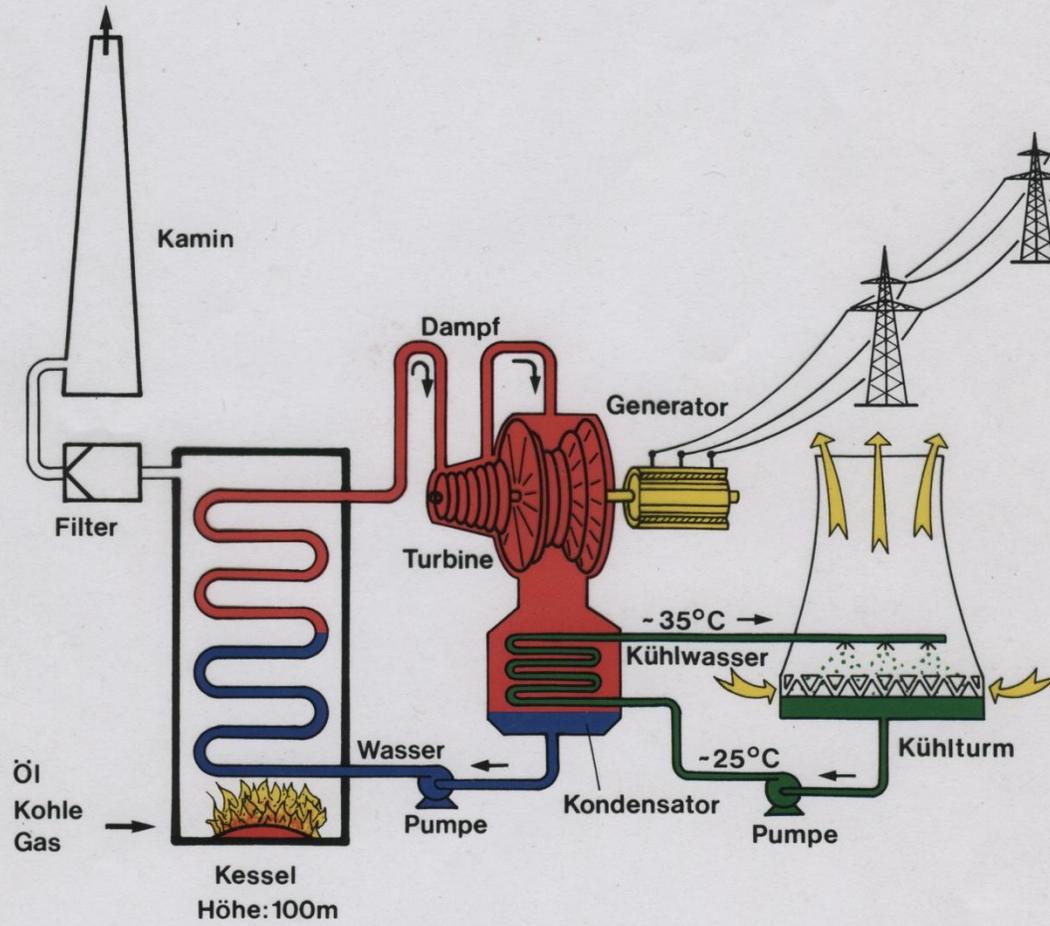
1. энергетические реакторы, в которых выделяющаяся энергия используется для выработки электроэнергии и для других промышленных и бытовых нужд. Сюда входят реакторы на АЭС, транспортные ядерные реакторы для морского флота и др. В настоящее время **к этой группе реакторов приковано основное внимание различных экологических организаций как к потенциальному источнику опасности.**

2. основное количество высокоактивных отходов наработано на другой группе реакторов — **промышленных, или изотопных реакторах**, широко использовавшихся раньше для производства плутония для ядерного оружия.

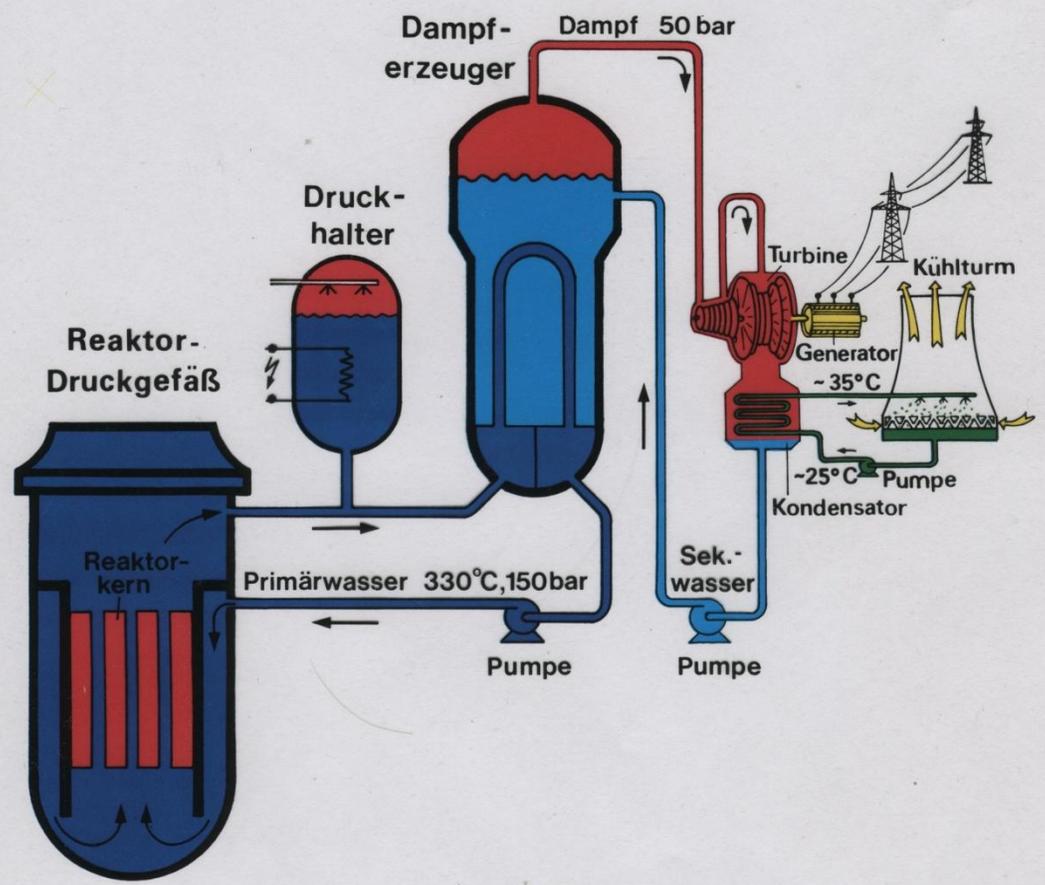
3. экспериментальные или опытные реакторы, служащие для целей реакторостроения.

4. исследовательские реакторы, в которых возникающие излучения используются для научных и прикладных исследований.

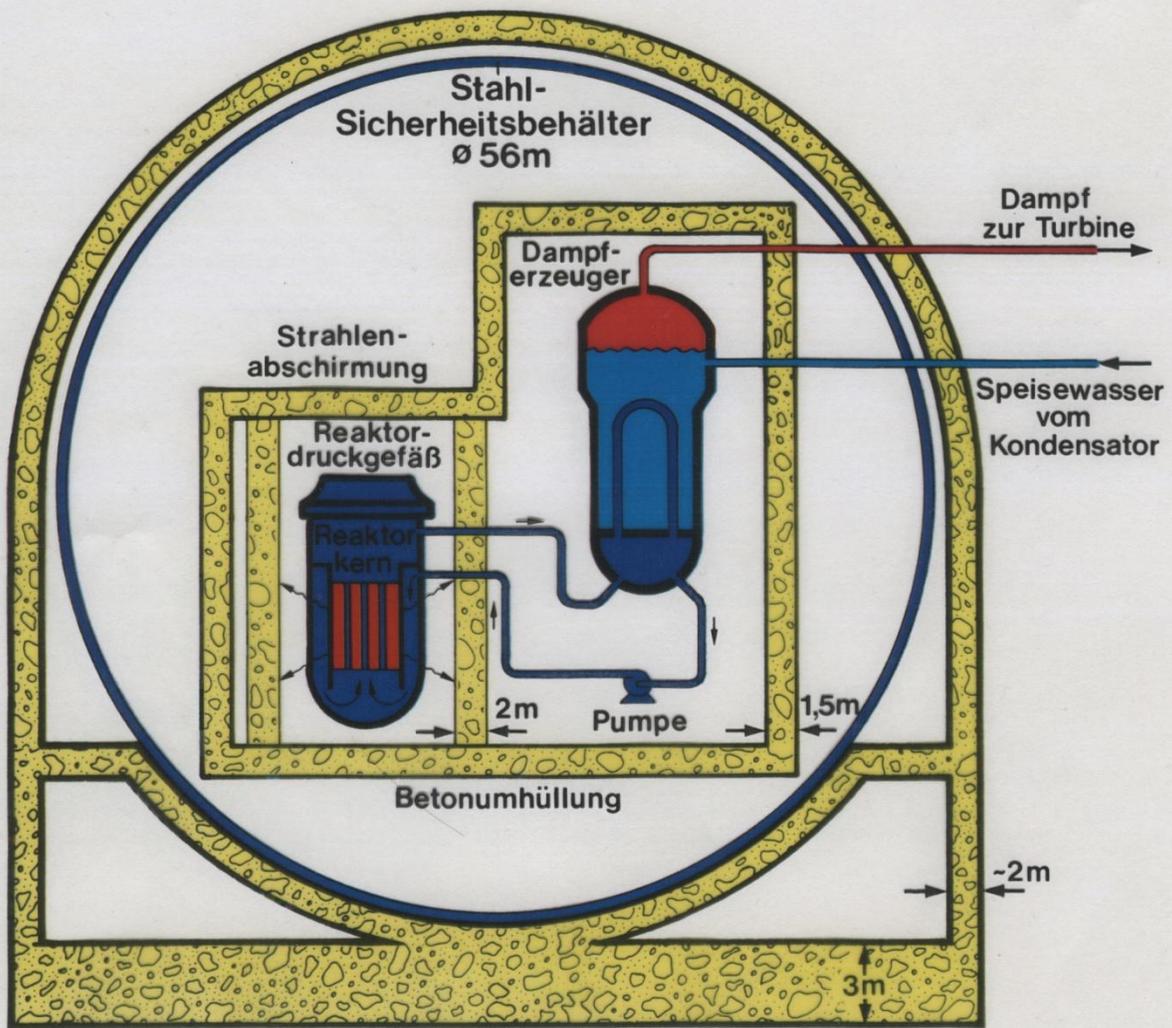
Часто на одном и том же реакторе проводятся разные работы.



chemische Energie \rightarrow Wärme \rightarrow innere Energie des Dampfes \rightarrow mechanische Energie \rightarrow elektrische Energie

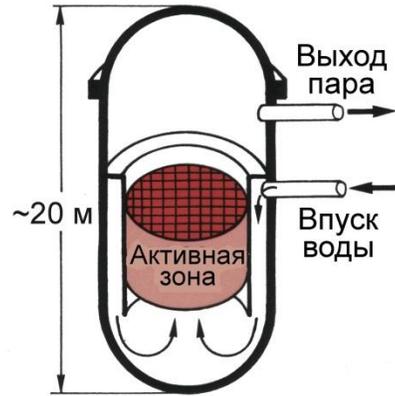


Kern Energie \Rightarrow Wärme \Rightarrow innere Energie des Primär-Wassers \Rightarrow innere Energie des Dampfes \Rightarrow mechanische Energie \Rightarrow elektrische Energie



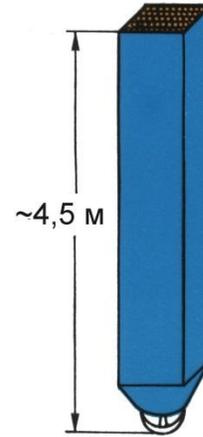
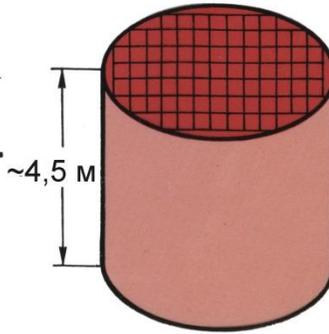
Erdbebensichere Bodenplatte

Герметично закрытый корпус реактора и первого контура

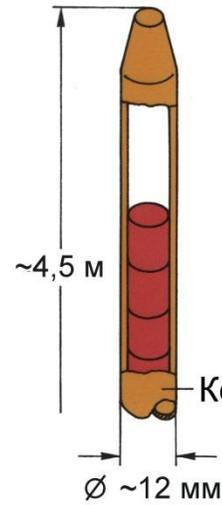


Тепловыделяющая сборка

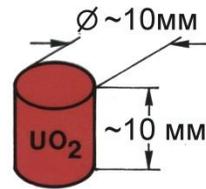
Активная зона реактора



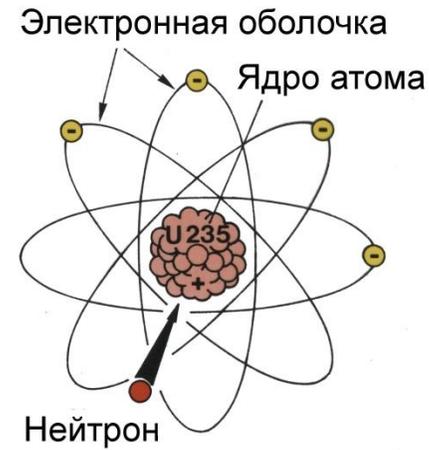
Тепловыделяющий элемент



Таблетка ядерного топлива

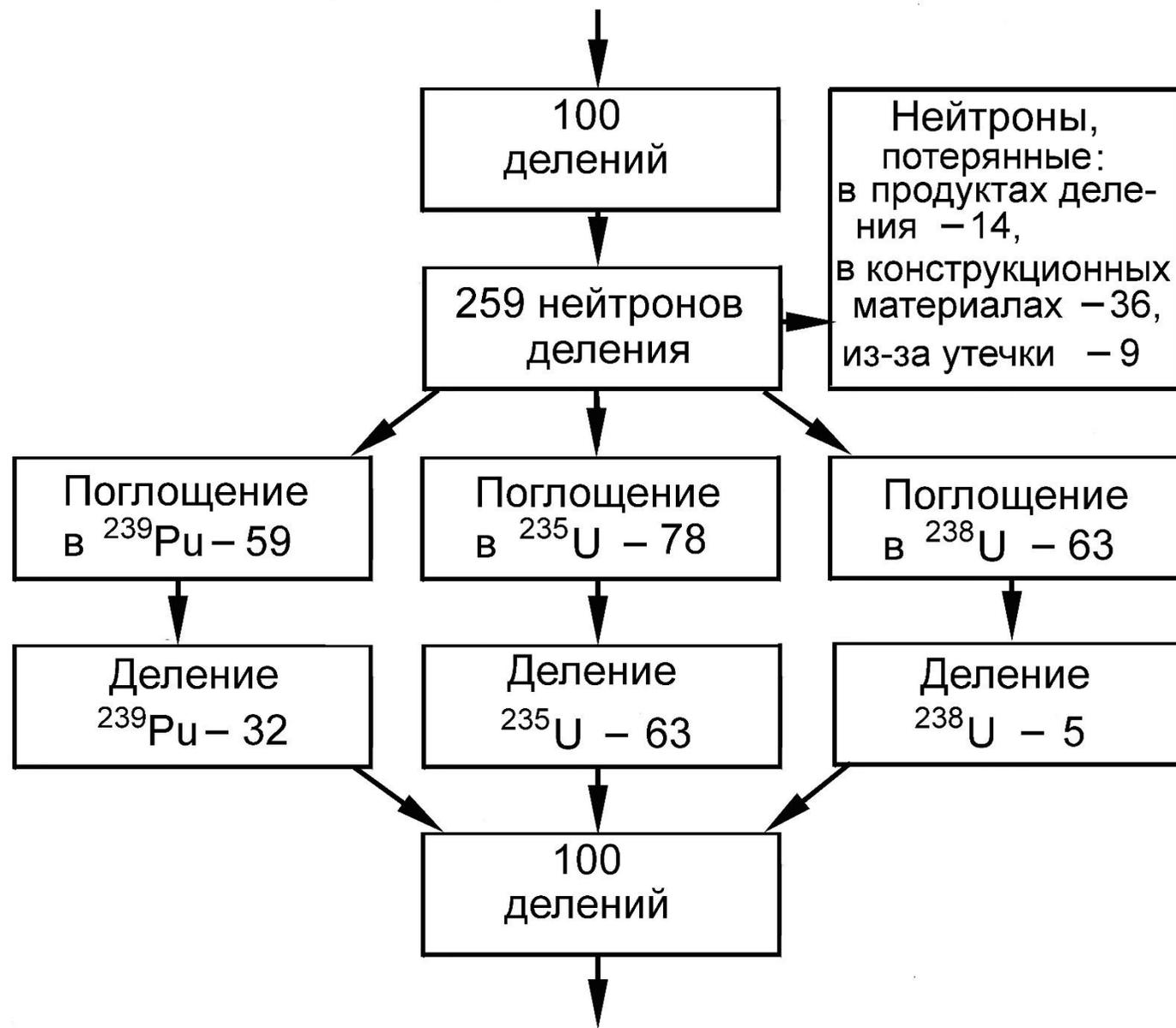


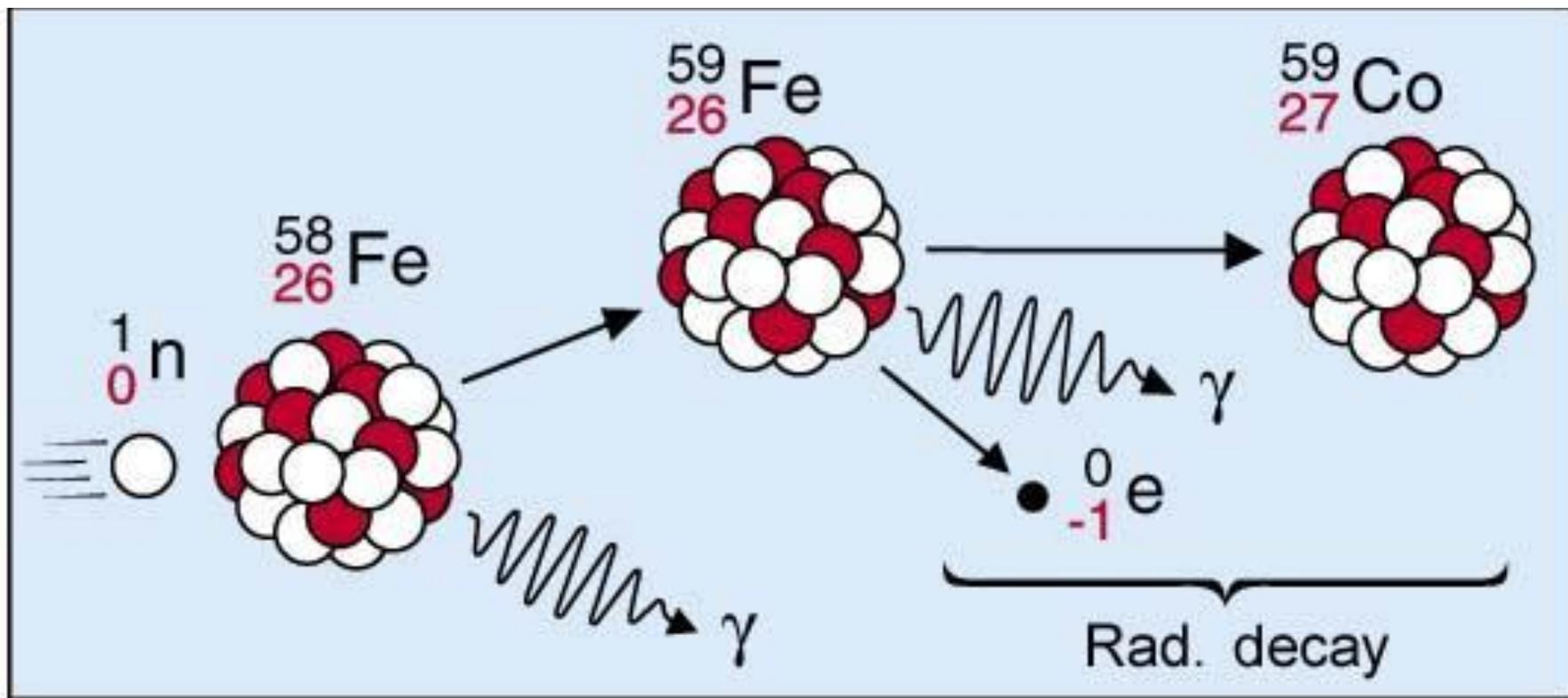
Атом урана



Схематическое представление одного из звеньев в цепочке делений, происходящих в стационарно работающем энергетическом реакторе с первичным обогащением топлива по ^{235}U ~3%, через ~1 год после начала работы на [рис.](#) Вкладом от ^{241}Pu , образующегося так же, как ^{239}Pu , по мере выгорания топлива, мы пренебрегли.

Цепная реакция деления





Activation of iron

Ядерные реакторы делятся также **по спектру нейтронов, по виду замедлителя, по типу теплоносителя.**

По спектру нейтронов ядерные реакторы делятся на:

быстрые (без замедлителя),

тепловые, в которых деление ядер происходит на тепловых нейтронах,

промежуточные, в которых деление осуществляется на частично замедленных нейтронах.

Топливом для реакторов тепловых нейтронах является уран, обогащенный по изотопу ^{235}U . В последние годы используется и, так называемое, смешанное ядерное топливо — **МОКС-топливо**, содержащее 5–7% оксида ^{239}Pu .

По виду замедлителя реакторы делятся на **водяные** (обычная вода), **тяжеловодные** и **графитовые**.

По типу теплоносителя — на **водяные**, **натриевые** (жидкий натрий) и **газовые** (углекислый газ, гелий).

В промышленных реакторах, работавших в начале 1950-х гг., **теплоноситель служил охладителем**, иных функций он не нес. Излишки тепла, отводимые обычно применявшейся для этих целей водой, были таковы, что температура воды была ниже точки кипения.

ВВЭР (ВВРД)	PWR	Реактор с замедлением и охлаждением водой под давлением; Водо-водяной энергетический реактор.
ВВРК	BWR	"Кипящий реактор" с замедлением и охлаждением кипящей водой; Корпусной реактор с кипящей водой.
	ABWR	Усовершенствованный реактор, охлаждаемый кипящей водой
РБМК (ЛВГР)	LWGR	Реактор с графитовым замедлителем, охлаждаемый легкой водой; Реактор большой мощности канальный; Канальный реактор с кипящей водой и графитовым замедлителем.
ГГРМ	GCR	Газоохлаждаемый реактор Газоохлаждаемый реактор с графитовым замедлителем.
	AGR	Усовершенствованный газоохлаждаемый реактор с графитовым замедлителем
ТВВР	CANDU	Реактор с замедлением и охлаждением тяжелой водой; Канальный тяжеловодный.
	HWGCR	Газоохлаждаемый реактор с замедлителем на тяжелой воде
	HWLWR	Реактор с замедлителем на тяжелой воде, охлаждаемый обычной водой
	PHWR	Реактор с тяжеловодным теплоносителем и замедлителем под давлением
	SGHWR	Реактор, охлаждаемый тяжелой водой
ГГРП		Газоохлаждаемый реактор повышенного типа.
БР		"Бридер", реактор-размножитель на быстрых нейтронах.
БН	FBR	Реактор на быстрых нейтронах Быстрый реактор-размножитель с натриевым теплоносителем.

СССР

Первая АЭС (опытно-промышленного назначения, 5 МВт) г. Обнинск, **26.06.1954** г.

Вторая АЭС. Первый двухцелевой реактор ЭИ-2 мощностью 100 МВт была пущена в эксплуатацию на **Сибирской АЭС** в Томске-7 в **декабре 1958** г.(Иногда пишут АЭС-2). Со временем мощность была доведена до 600 МВт.

Третья АЭС заработала в **июле 1961** г. в **Красноярске-26**.

Четвертая АЭС. В **26.04.1964** генератор 1-й очереди (блок 100 МВт) **Белоярской** промышленной АЭС, 2-й блок мощностью 200 МВт сдан в эксплуатацию в октябре 1967. На Белоярской АЭС перегрев пара (до получения нужных параметров) — непосредственно в ядерном реакторе, что позволило применить обычные современные турбины почти без переделок.

Пятой АЭС России стала **Нововоронежская АЭС**, первый блок которой был запущен в **сентябре 1964** г. (**по сути дела первая АЭС**)

Шестая АЭС — **Димитровградская** (**1968** г) с реактором БОР-60 на быстрых нейтронах,

Седьмая — **Кольская АЭС** (**1973** г.) с четырьмя блоками с реакторами ВВЭР-440, (**по сути дела вторая АЭС**)

Восьмая — **Ленинградская** АЭС (**1973** г.), 4 блока с реакторами РБМК-1000,

Девятая — **Билибинская** АЭС (**1974** г.) с четырьмя блоками, которые работают по схеме атомной теплоэлектростанции, снабжающей электроэнергией и теплом большой район.

США — два подхода. **Первый** — АЭС мощностью менее 200 МВт просто не рентабельны.

Начало мирного использования атомной энергии связывают с **1953** г., когда в университете **Северной Каролины** вступил в строй **первый неправительственный реактор**, для научных исследований.

Рождение Американской **атомной энергетики** в США связывают обычно с **1963** г., когда центральная энергетическая компания Нью-Джерси купила реактор мощностью **620 МВт_{электр}**.

Второй подход: Американская программа по строительству энергетических реакторов привела к вводу в эксплуатацию в **1954** г. атомной подводной лодки «**Nautilus**».

В **1957** г АЭС мощностью **60** Мвт вступила в строй в **Шиппингпорте** (военная база) (США).

Можно встретить и следующее выражения: «С момента первой выработки электроэнергии на АЭС **20.12.1951** г. (реактор-размножитель на быстрых нейтронах **EBR-1 (США)**) **в мире было выработано столько-то электроэнергии на АЭС**».

Первая АЭС промышленного назначения мощностью **46 Мвт** была введена в эксплуатацию в **1956** в **Колдер-Холле (Англия)**. Это событие принято **ВСЕМИ** рассматривать как **начало практической гражданской энергетики**.



**First electricity production by nuclear energy
Experimental Breeder Reactor EBR-I, 20 Dec.1951, Arco, Idaho, USA**

On December 20, 1951, at the Experimental Breeder Reactor EBR-I in Arco, Idaho, USA, for the first time electricity - illuminating four light bulbs - was produced by nuclear energy. EBR-I was not designed to produce electricity but to validate the breeder reactor concept.

On June 26, 1954, at Obninsk, Russia, the nuclear power plant APS-1 with a net electrical output of 5 MW was connected to the power grid, the world's first nuclear power plant that generated electricity for commercial use. On August 27, 1956 the first commercial nuclear power plant, Calder Hall 1, England, with a net electrical output of 50 MW was connected to the national grid.

As of July 2 2012 in 31 countries 435 nuclear power plant units with an installed electric net capacity of about 370 GW are in operation and 63 plants with an installed capacity of 59 GW are in 14 countries under construction.

As of end 2011 the total electricity production since 1951 amounts to 69,760 billion kWh. The cumulative operating experience amounted to 14,897 years by June 2012.

Строительство энергетических реакторов требовало решения двух проблем: радиационной и общей безопасности реактора.

Радиационная безопасность — основными проблемами являются защита персонала и окружающей среды: **от проникающих излучений** (потокaов нейтронов и γ -квантов) и **от попадания продуктов деления и активации в окружающую среду.**

Первую проблему удалось решить путем строительства толстых железобетонных стен, перекрытий и защит, практически полностью поглощающих излучения.

Более сложной является **задача удержания радионуклидов.**

В СССР были построены АЭС на базе применявшихся для военных целей реакторов с графитовым замедлителем, охлаждаемых обычной водой.

Безкорпусные реакторы получили название — РБМК-1000 (реакторы большой мощности канальные) были предназначены для работы с электрогенераторами мощностью 1 ГВт.

Слово канальный обозначает, что **давление воды поддерживается независимо в каждом из 1693 каналов, расположенных в огромной кладке из графитовых блоков.**

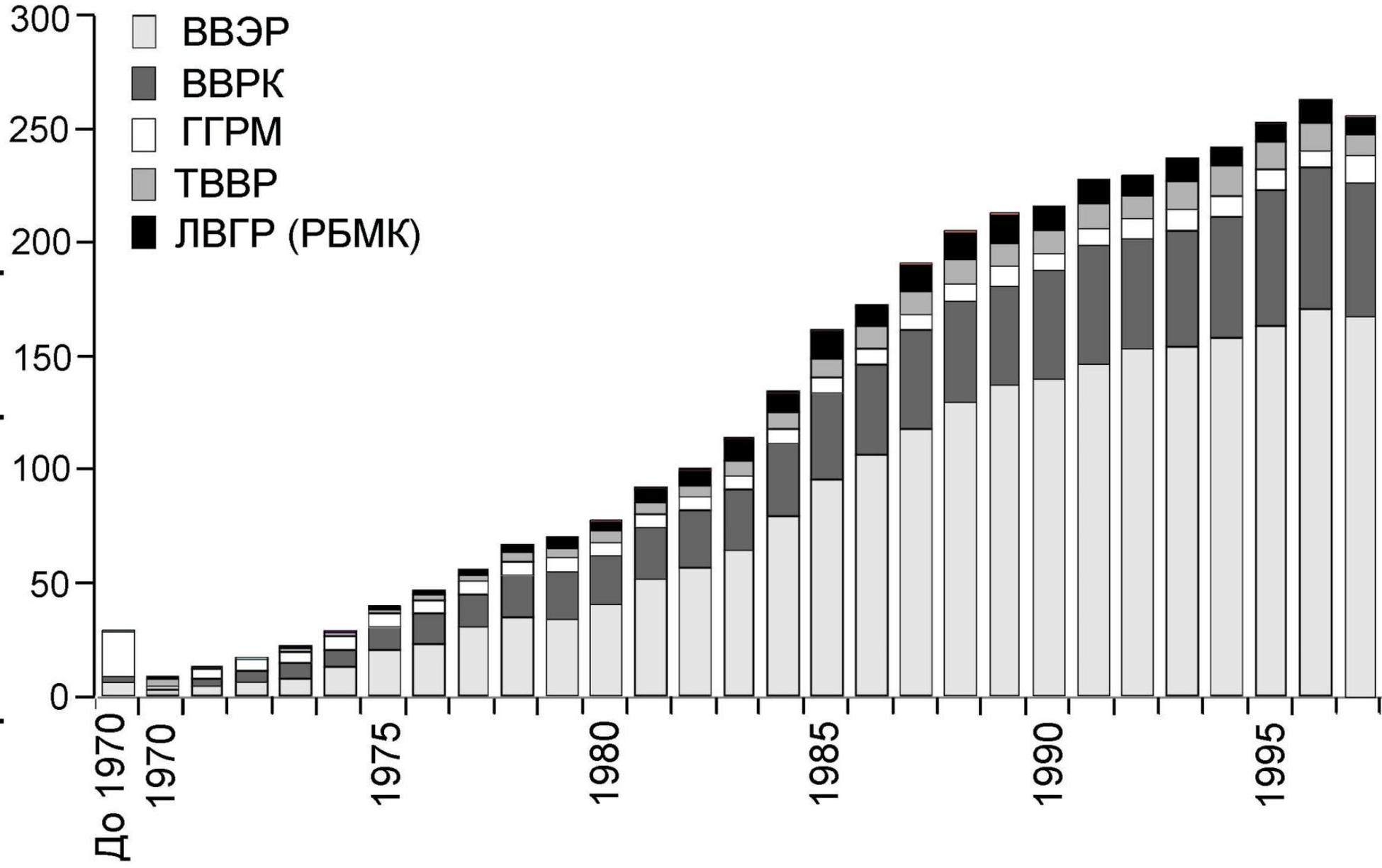
В СССР реакторами этого типа были оснащены **Ленинградская** (ЛАЭС), **Курская**, **Чернобыльская** и **Смоленская** АЭС. РБМК-1500 работали на **Игналинской** АЭС.

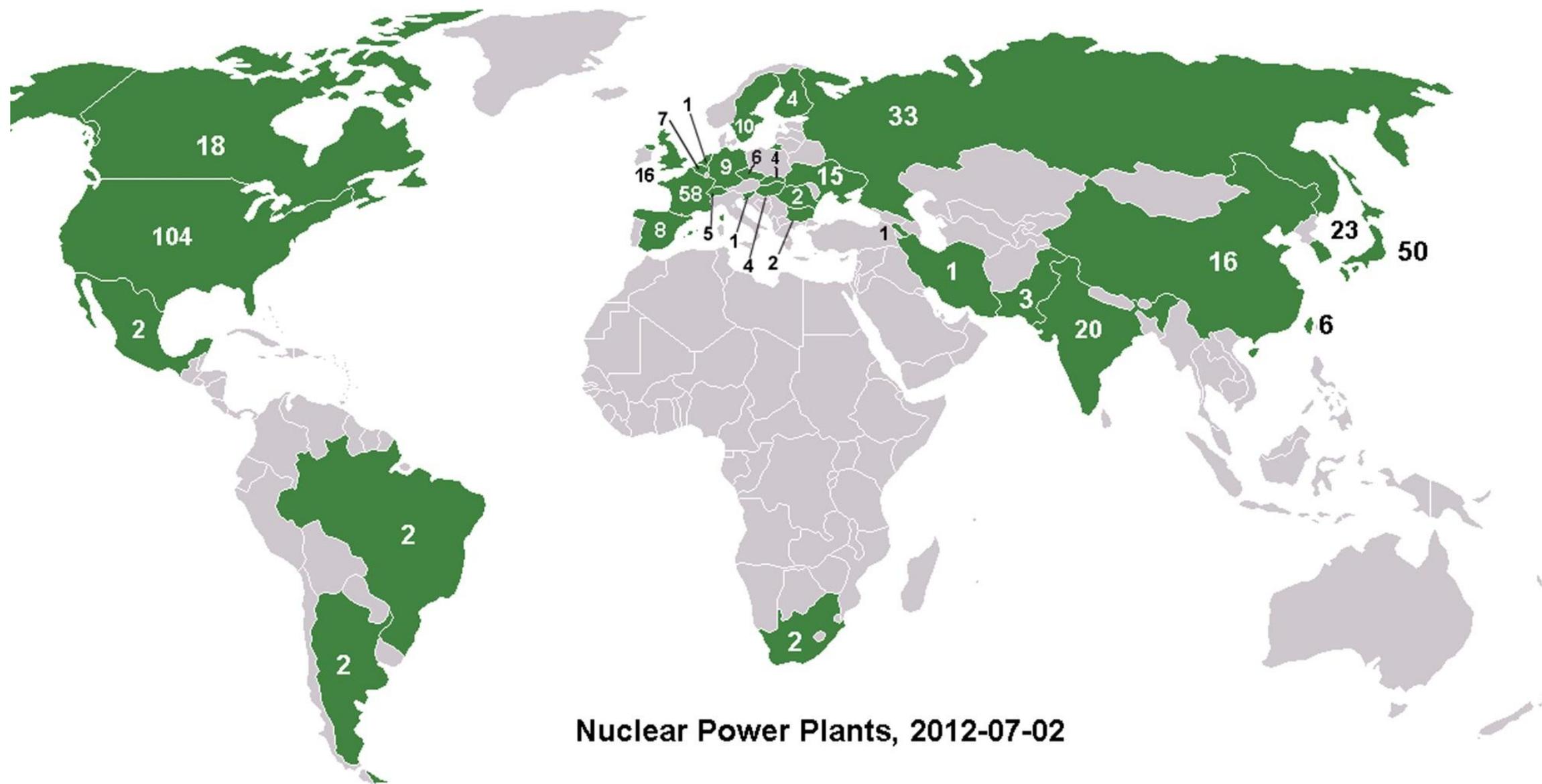
Разработка РБМК явилась значительным шагом в развитии атомной энергетики СССР. Такие реакторы позволили создать крупные АЭС большой мощности, не используя уникальное оборудование, которое необходимо для изготовления корпусов водо-водяных реакторов. В них оказалось возможным производить перезагрузку топливом без остановок реактора. Однако малое внимание к вопросам безопасности, объективные трудности, связанные с необходимостью управлять процессами в огромной по объему активной зоне, и низкая культура труда привели к тяжелым последствиям исключили в обозримом будущем строительство подобных новых блоков.

Параметры основных российских реакторов приведены в **табл.**

Параметр	РБМК-1000	ВВЭР-1000
Тепловая мощность реактора	3,2 ГВт	3 ГВт
Загрузка урана в стационарном режиме	192 т	66 т
Среднее обогащение урана, %	2,0–3,0%	3,6–4,4
Среднее выгорание топлива, (МВт-сут) · кг ⁻¹	~25	40
Высота активной зоны	7 м	3,5 м
Диаметр активной зоны	11, 8м	
Внутренний диаметр корпуса реактора		4,136 м
Продолжительность работы между перегрузками топлива, месяцев	~30–36	12
Средняя температура воды в активной зоне	284 °С	305 °С
Активность топлива		
Необлученного топлива, 10 ¹¹ Бк/т	0,86	1,4
На момент выгрузки, 10¹⁸ Бк/т	4,2	9,6
Через 3 года, 10 ¹⁶ Бк/т	2,0	4,1

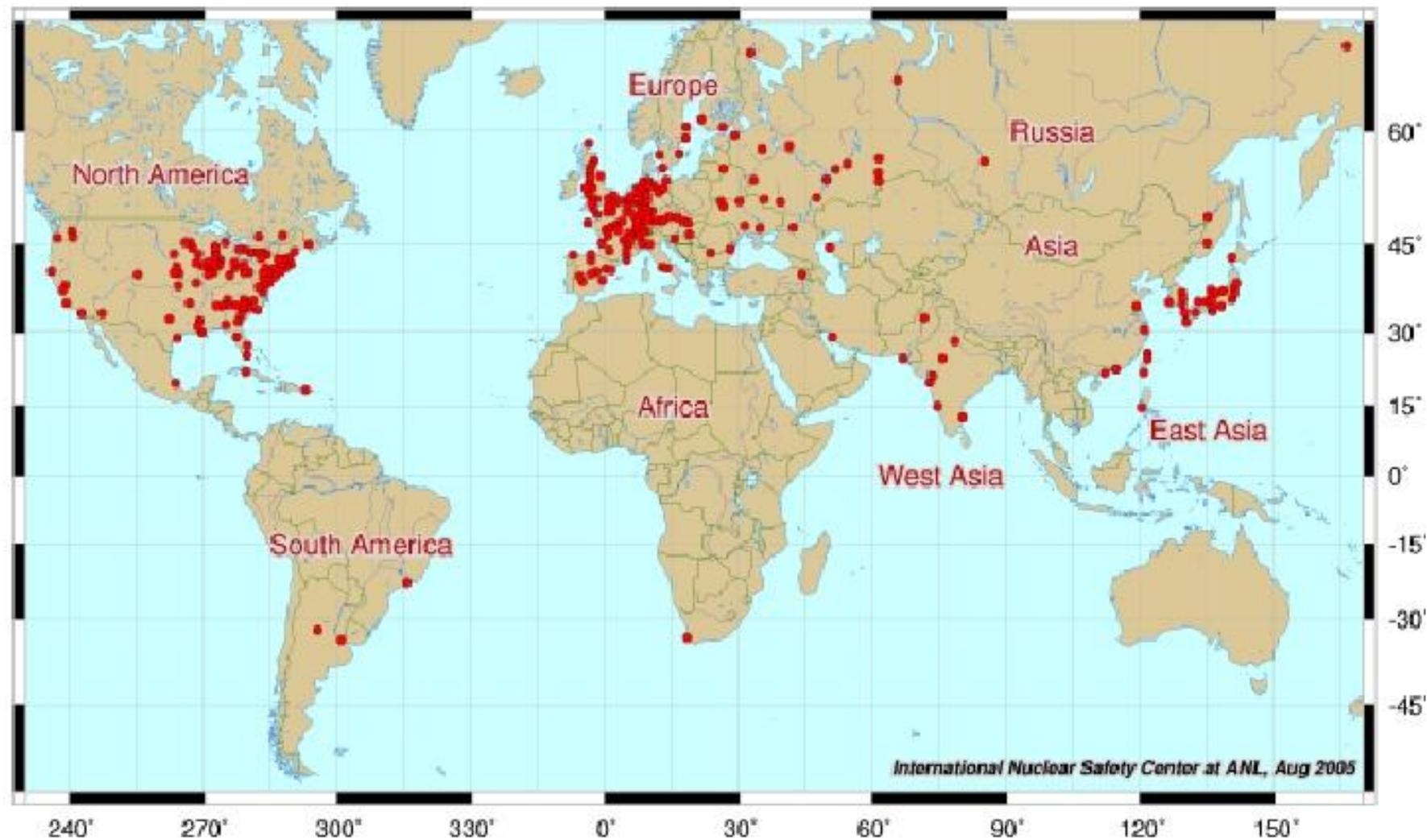
Произв. электроэнергии (ГВт-год)

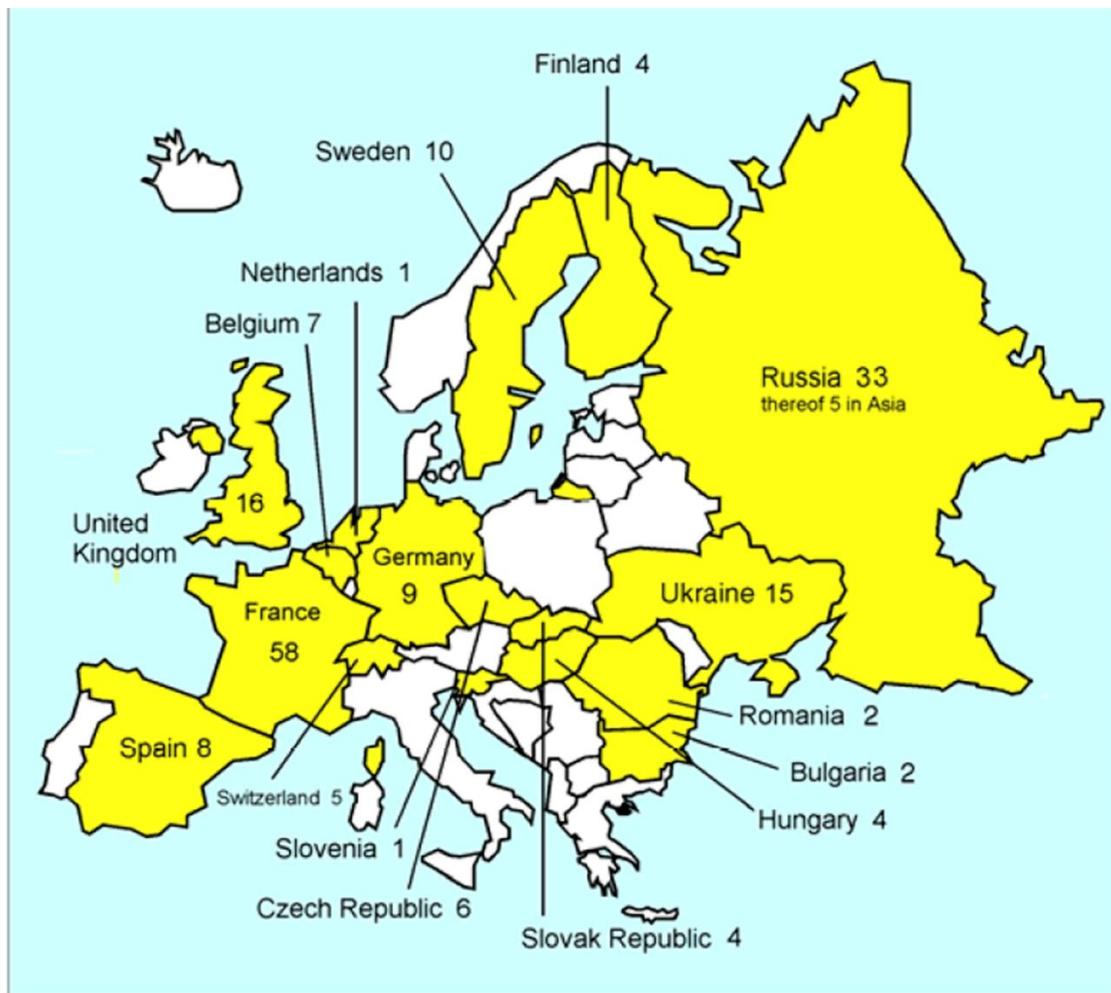




Nuclear Power Plants, 2012-07-02

Расположение АЭС на карте мира





Nuclear Power Plants in Operation in Europe, July 2012

Страна	Выработка, ГВт·ч^[3]	Доля^[3] (2015 год)	<u>Блоков</u>^[3]
Великобритания	63 894,54	18,9 %	15
Венгрия	14 959,77	52,7 %	4
Германия	86 810,34	14,1 %	8
Индия	34 644,44	3,5 %	22
Испания	54 758,77	20,3 %	7
Канада	95 636,53	16,6 %	19
Китай	161 202,45	3,0 %	36
Россия	182 807,13	18,6 %	36
США	798 012,33	19,5 %	99
Тайвань	35 143,03	16,3 %	6
Украина	82 405,17	56,5 %	15

Согласно любой мыслимой технологии ограниченная часть радионуклидов, образующихся при работе АЭС, **обязательно** поступает в окружающую среду **в виде сбросов и выбросов**.

С первых лет существования атомной энергетики были начаты мониторинг выбросов радионуклидов в атмосферу и сбросов их в гидросферу, а также оценка доз, получаемых населением и профессионалами.

При нормальных условиях эксплуатации технологические приемы, используемые в настоящее время на АЭС, позволяют достаточно эффективно удержать радионуклиды в реакторе. В результате этого поступление радиоактивных веществ в окружающую среду сводится до уровня, заметно ниже допустимого по действующим нормативам.

Основной вопрос сводится к следующему: может ли это привести к каким-либо экологическим последствиям, а если да, то возможно ли их наблюдать.

Необходимо помнить, что не только радионуклиды оказывают воздействие!

Существенной экологической проблемой является тепловое загрязнение окружающей среды.

Состояние мировой экономики часто характеризуют **величиной годового потребления энергоресурсов**, выраженных в тнэ — тоннах нефтяного эквивалента.

На конец прошлого столетия это было **~9700 Мтнэ**.

Вклад **ядерной** энергетики составил **~650 Мтнэ**, а **гидроэнергетики ~210 Мтнэ**.

Создается впечатление о преобладающей роли первой, по отношению ко второй в хозяйственном отношении.

Однако, это не так. С хорошей точностью мы можем считать, что и та и другая идут **только на производство электроэнергии**. Оказывается, что как ядерная, так и гидроэнергетика дали в год **~2440 ТВт-час**.

Следовательно, **тепловое загрязнение окружающей среды на единицу продукции в случае ядерной энергетики при таком подсчете в ~3 раза больше!**

При работе АЭС **мощность энерговыделения в один Вт обеспечат $\sim 3,1 \cdot 10^{10}$ делений·с⁻¹.**

Говорят, что **удельной мощности реактора** 1 Вт·г⁻¹ (или 1 МВт·т⁻¹) соответствует $3,1 \cdot 10^{10}$ делений·с⁻¹·г⁻¹.

Так как полное деление 1 г урана сопровождается освобождением 1 МВт·сутки энергии и образованием около 1 г продуктов деления, а **накопление продуктов деления определяется полным энерговыделением в активной зоне реактора, то**
число выработанных мегаватт-суток тепловой энергии приблизительно равно числу граммов образовавшихся продуктов деления.

Полная масса загруженного в реактор урана известна. Поэтому **количество накопившихся продуктов деления выражают в специфических единицах МВт·сутки/т** — количеством мегаватт-суток энергии, выделившейся в **тонне топлива** (количеством произведенной электроэнергии с учетом КПД).

Практически важной характеристикой оказывается **кампания ядерного реактора**, т. е. время его работы с данной загрузкой топлива.

Чем выше обогащение топлива ^{235}U , тем больше может быть сделан запас реактивности. Однако **в результате деления ядра вместо одного атома образуются два новых**, суммарный **объем которых примерно в 2 раза больше исходного**. В то же время имеется жесткое ограничение всего объема — внутренним объемом твэла. К существенным внутренним перенапряжениям в стенках твэла приводит и образование газообразных продуктов деления.

Глубина выгорания определяется и свойствами материала делящегося вещества. Для металлического урана она составляет 3–3,5 (кг продуктов деления)·т⁻¹ (3000–3500 МВт·сутки·т⁻¹), а для оксида урана — пористой керамики — эта величина составляет ~20 кг·т⁻¹. (Конечно, не все продукты деления обусловлены ^{235}U .)

Итак, мы можем определять существенную экологическую характеристику производства электроэнергии на АЭС — **количество нарабатываемых за год продуктов деления и количество возникающего отработанного (облученного) ядерного топлива**.

В **2002** г АЭС России выработали **~15,7 ГВт-год электроэнергии** (КПД АЭС ~33%).

Это значит, что в них за счет деления **выделилось 47,6 ГВт-год тепловой энергии**.

Мы знаем теперь, что **освобождение 1 ГВт-год тепловой энергии обусловлено делением 365 кг урана**.

Производство **15,7 ГВт-год электроэнергии в 2002** году сопровождалось **образованием в России ~17,4 т продуктов деления**.

Если взять конкретную АЭС, например **ЛАЭС**, то **за 2002** г. на ней было выработано **~2,84 ГВт-год электроэнергии**, что привело к **образованию ~3,14 т продуктов деления + продукты активации**.

Все это огромное количество нуклидов должно неопределенно долго храниться на этой станции.

Количество плутония на всех АЭС в мире возрастает на ~60 т в год.

Выбросы радионуклидов производятся, в основном, через достаточно высокие трубы для лучшего рассеивания и уменьшения их концентрации в приземном воздухе.

Перед поступлением в атмосферу производится очистка газоаэрозольных выбросов от радиоактивных аэрозолей.

Эффективным приемом для уменьшения активности выбрасываемых газов является сбор их в **газгольдеры и выдержка**, в течение которой происходит распад короткоживущих радионуклидов.

Замкнутость и герметичность первого контура реакторов типа ВВЭР приводит к тому, что время пребывания в таких реакторах радионуклидов оказывается намного больше, чем в открытом единственном контуре кипящих реакторов типа РБМК. Это эквивалентно улавливанию значительной части радионуклидов. Естественно, что такая временная задержка радионуклидов уменьшает активность выбросов.

В среднем, величина выбросов ИРГ для реакторов ВВЭР более чем на порядок ниже по сравнению с реакторами РБМК.

Основной вклад в выбросы радионуклидов на АЭС вносят продукты деления.

В их составе доминируют изотопы криптона и ксенона, а также тритий. Среди других радионуклидов отметим в первую очередь изотопы иода. Кроме того, присутствуют радионуклиды цезия, стронция, церия, рутения, циркония ...

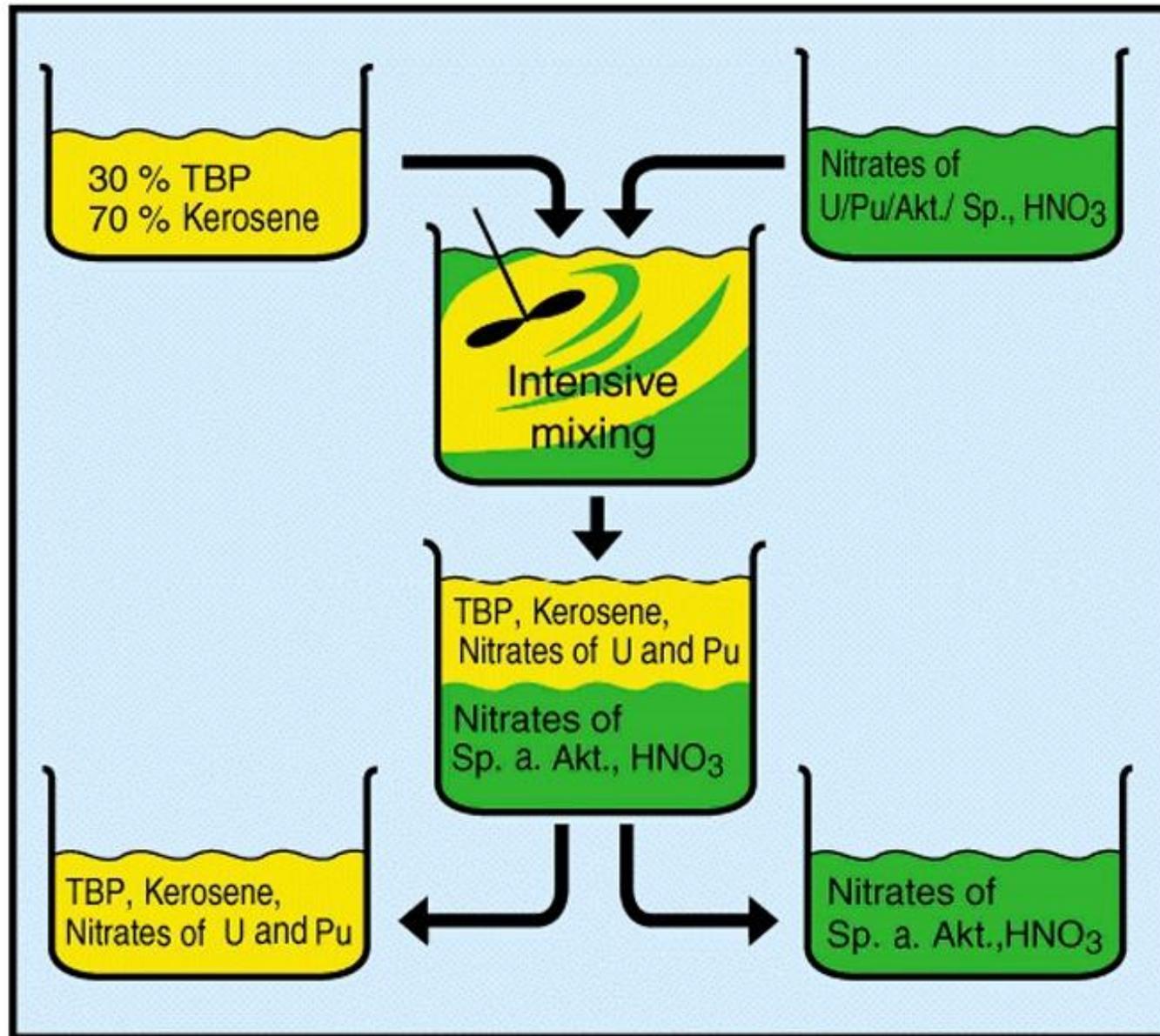
Меньший вклад дают радионуклиды, возникающие в результате активации нейтронами материалов активной зоны реактора и первого контура теплоносителя: ^{14}C , ^{41}Ar , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{65}Zn и др.

Выбросы трансурановых нуклидов, как правило, существенно ниже радиоактивных выбросов других экологически значимых радионуклидов.

Нормированные коллективные эффективные дозы от выбросов и сбросов реакторов в 1990-1994 гг. даны в **табл.**

Тип	Вклад в произведенную электрическую энергию, (%)	Коллективные эффективные дозы на ГВт-год произведенной электрической энергии, чел-Зв·(ГВт-год) ⁻¹						
		Выбросы					Сбросы	
		Инертные газы	³ H	¹⁴ C ^a	¹³¹ I	Аэрозоли	³ H	Прочие
ВВЭР	65,04	0,003	0,005	0,059	0,0001	0,0004	0,014	0,006
ВВРК	21,95	0,15	0,002	0,14	0,0002	0,36	0,0006	0,014
ГГРМ	3,65	1,44	0,010	0,38	0,0004	0,0006	0,14	0,17
ТВВР	5,04	0,23	1,4	0,43	0,0001	0,0001	0,32	0,043
ЛВГР	4,09	0,19	0,05	0,35	0,002	0,028	0,007	0,002
БН	0,24	0,042	0,10	0,032	0,00009	0,024	0,0012	0,016
Взвешенное среднее		0,11	0,075	0,12	0,0002	0,080	0,031	0,016
Сумма		0,43						

^a Приняты в расчет только локальная и региональная компоненты.



Extraction principle