	Реактор
Столяров Александр	HTR 100
Брижик Константин	SSTAR: The US lead-cooled fast reactor (LFR)
Варламов Иван	ALLEGRO
Климов Кирилл	CEFR (The China Experimental Fast Reactor)
Валерия Скляренко	CSR 1000 (SCWR)
Коняшина Галина	IMSR (Integral Molten Salt Reactor)
Егоров Александр	PRISM (Power Reactor Innovative Small Module, sometimes S-PRISM from SuperPRISM)
Пивцаев Дмитрий	Toshiba 4S
Вон Артур	MYRRHA
Колесниченко Анна	CFR-600
Логинова Диана	ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration)
Кисилев Кирилл	DFR (Dual fluid reactor)

	Реактор
Арутюнова Анастасия	VTR (Versatile Test Reactor)
Еремина Наталья	CLEAR(S)
Каманов Артем	GT-MHR
Кривенец Дмитрий	ALFRED
Ольховский Андрей	Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR)
Старовойтов Никита	Fast Breeder Test Reactor (FBTR)
Сурин Павел	The stable salt reactor (SSR)
Федулов Иван	Pebble-bed modular reactor
Чернов Лев	IRIS (International Reactor Innovative and Secure)
Штейнмец Николай	EFR
Юнин Владимир	ALMR (Advanced Liquid Metal Reactor)

Требования к реферату:

1. Объём реферата – от 10 страниц;
2. Обязательно обозначить преимущества выбранного проекта по сравнения с реакторами 3-го поколения (в общем случае);
3. Наличие актуальных ссылок по теме (не менее 10 источников);
4. Оформление реферата обязательно по ГОСТ 7.32-2001;
5. Защита рефератов будет проходить в виде устного доклада с презентацией (примерно 5 слайдов; время выступления 5 - 7 минут + вопросы);
6. Название документа должно выглядеть так: Ваша фамилия_название ЯР_номер группы.

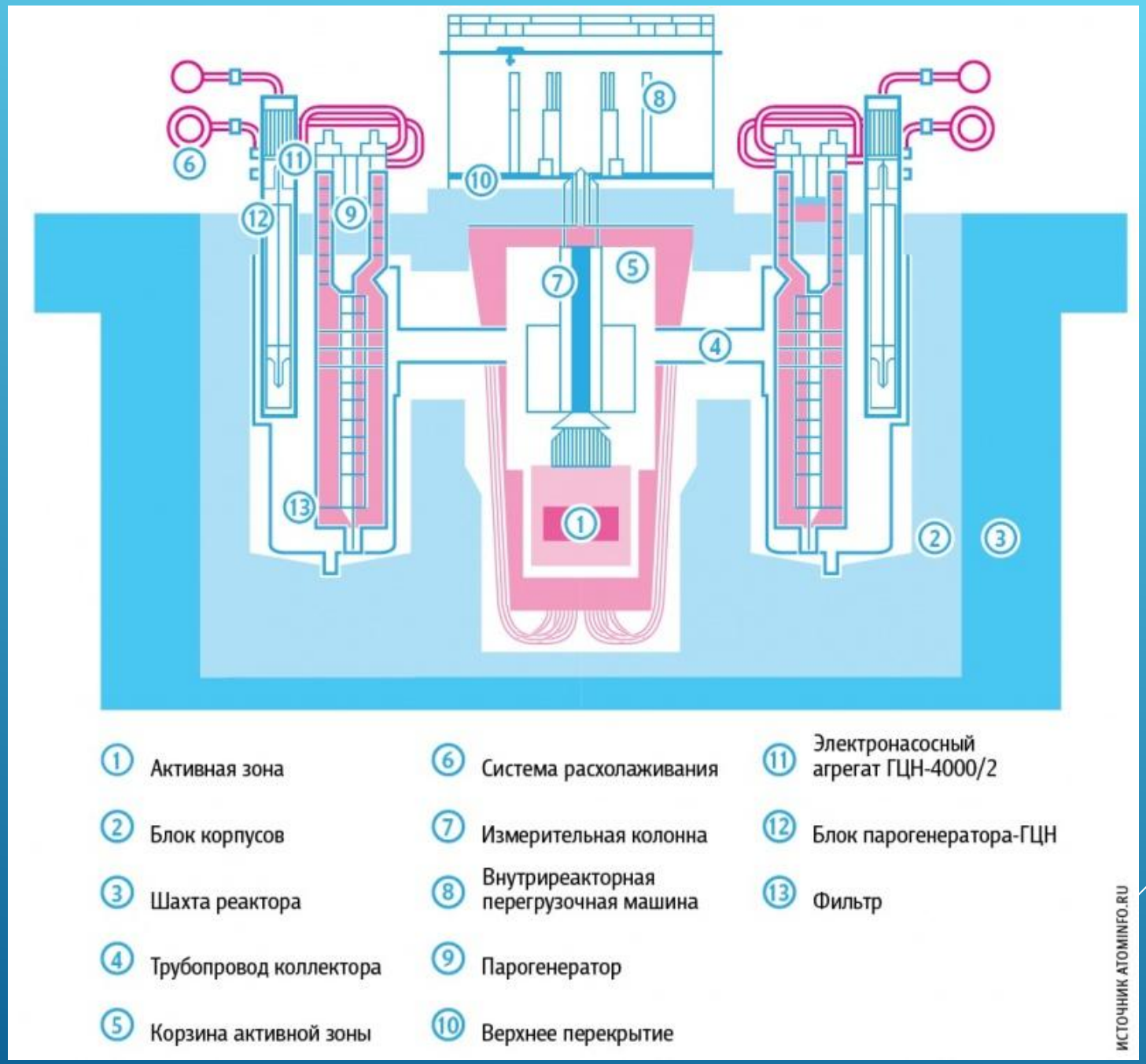
ПЛАН РЕФЕРАТА

В реферате необходимо раскрыть следующие вопросы:

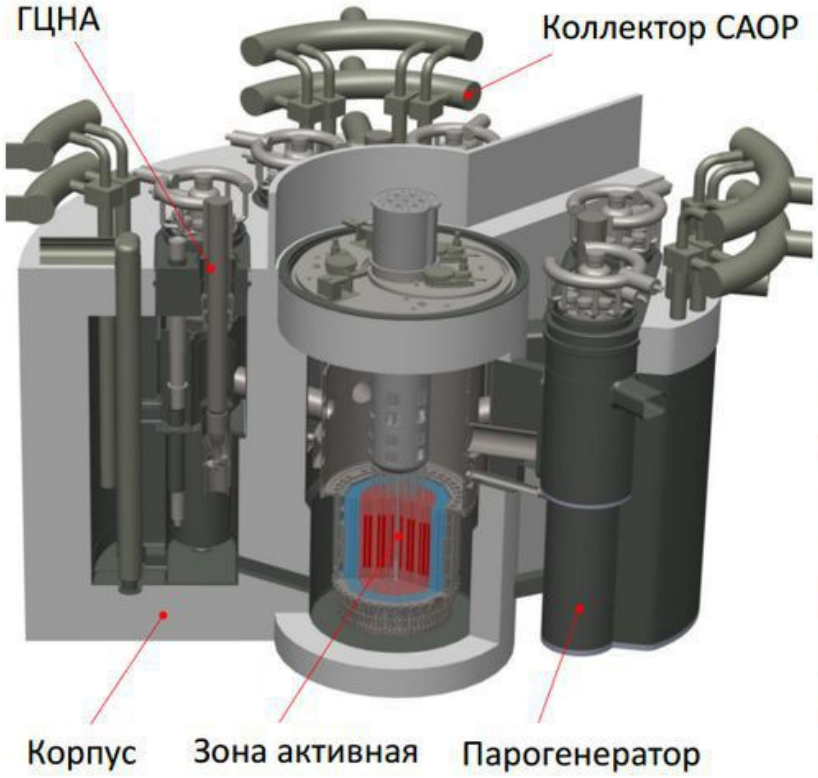
1) Основные характеристики вашей установки

Принципиальная схема

РУ БРЕСТ-ОД-300



Основные элементы и технические характеристики РУ



Тепловая мощность, МВт	**700**
Электрическая мощность, МВт	300
Паропроизводительность не менее,т/ч	1480
Теплоноситель первого контура, объем	свинец
Давление газа над уровнем СТ: - избыточное, МПа - максимальное, МПа	 0,003-0,008 0,02
Средняя температура СТ на входе/выходе из активной зоны, °С	420/540
Средняя температура СТ на входе/выходе из парогенератора, °С	340/505
Количество петель	4
Число ТВС в активной зоне	169
Высота активной зоны, мм	1100
Загрузка топлива, т	20,6
Кампания топлива, лет	5
Максимальная/средняя глубина выгорания в выгружаемом топливе, % т. ат.	9,0/5,5

2) Какой теплоноситель используется ?

Почему используют именно его? Его характеристики.

По своим физико-техническим свойствам (на примере натриевого теплоносителя):

- низкое — близкое к атмосферному — рабочее давление натриевого теплоносителя;
- большие запасы до температуры кипения;
- относительно небольшой запас реактивности на выгорание;
- большая теплоёмкость натрия.

Принят целый ряд новых решений:

они **основываются на пассивных принципах**.

Это означает, что эффективность не зависит от надёжности срабатывания вспомогательных систем и действий человека.

Ещё одно преимущество натриевого теплоносителя — низкая коррозионная активность по отношению к используемым в реакторе конструкционным материалам. Поэтому ресурс натриевого оборудования большой, а количество образующихся в таком реакторе радиоактивных продуктов коррозии намного меньше, чем в других типах реакторов.

Использование натрия в качестве теплоносителя требует решения следующих задач:

- чистота натрия, используемого в БН. Большие проблемы вызывают примеси кислорода из-за участия кислорода в массопереносе железа и коррозии компонентов;
- натрий является очень активным химическим элементом. Он горит в воздухе. Горящий натрий образует дым, который может вызвать повреждение оборудования и приборов. Проблема усложняется в случае, если дым натрия радиоактивен. Горячий натрий в контакте с бетоном может реагировать с компонентами бетона и выделять водород, который в свою очередь взрывоопасен.
- возможность реакций натрия с водой и органическими материалами, что важно для надёжности конструкции парогенератора, в котором теплота с натриевого теплоносителя передаётся в водный.

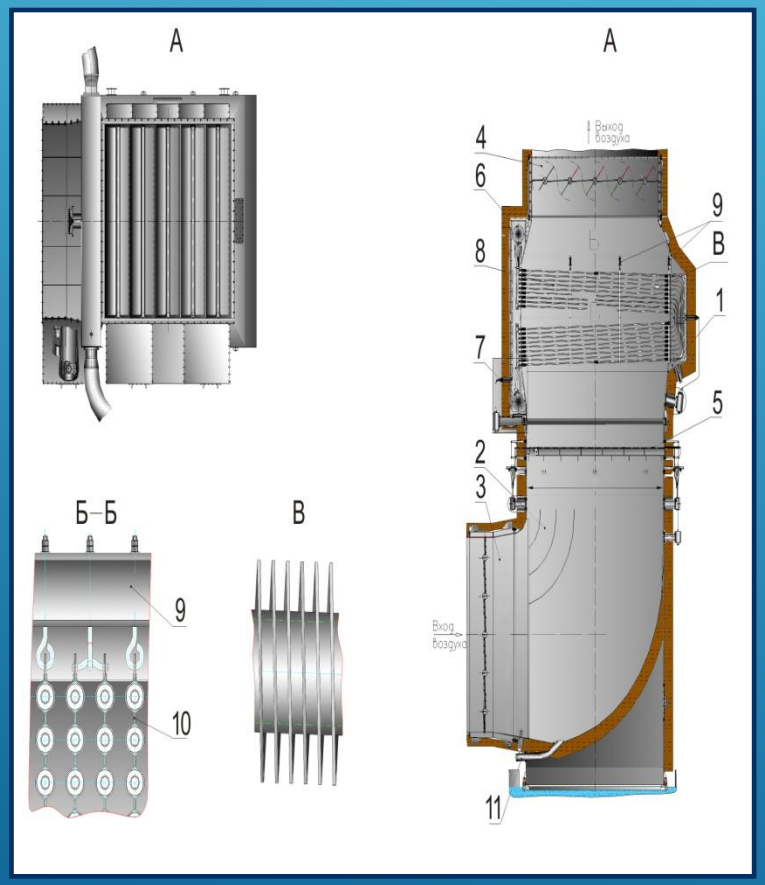
3) Какое топливо планируют использовать?

Почему именно его? Его характеристики.

На примере реактора БРЕСТ-ОД-300

- плотное, теплопроводное нитридное топливо, отвечающее условиям достижения полного воспроизводства плутония в активной зоне (КВА~1), с небольшим мощностным эффектом по изменению температуры топлива, обеспечивающее работу с малым, соизмеримым с $\beta_{эфф}$ запасом реактивности, **исключает разгон реактора на мгновенных нейтронах**

4) Какие системы безопасности заложены в проект?



В БН-1200 впервые разрабатывается система аварийного отвода тепла (**САОТ)** непосредственно из первого контура, что резко повышает уровень безопасности и показатели надежности системы:

Тип системы	БН-600	БН-800	БН-1200
Система САОТ	10^{-3}	$4 \cdot 10^{-5}$	10^{-6}
Система САОТ + основная система	$5 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-6}$	10^{-7}

5) Сравнительный анализ с реакторами поколения 3 и 3+

6) Заключение (основные выводы по данному проекту)

ЦЕПОЧКИ РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА

ВЫДЕЛЯЮТ ТРИ ЕСТЕСТВЕННЫХ РАДИОАКТИВНЫХ РЯДА И ОДИН ИСКУССТВЕННЫЙ.

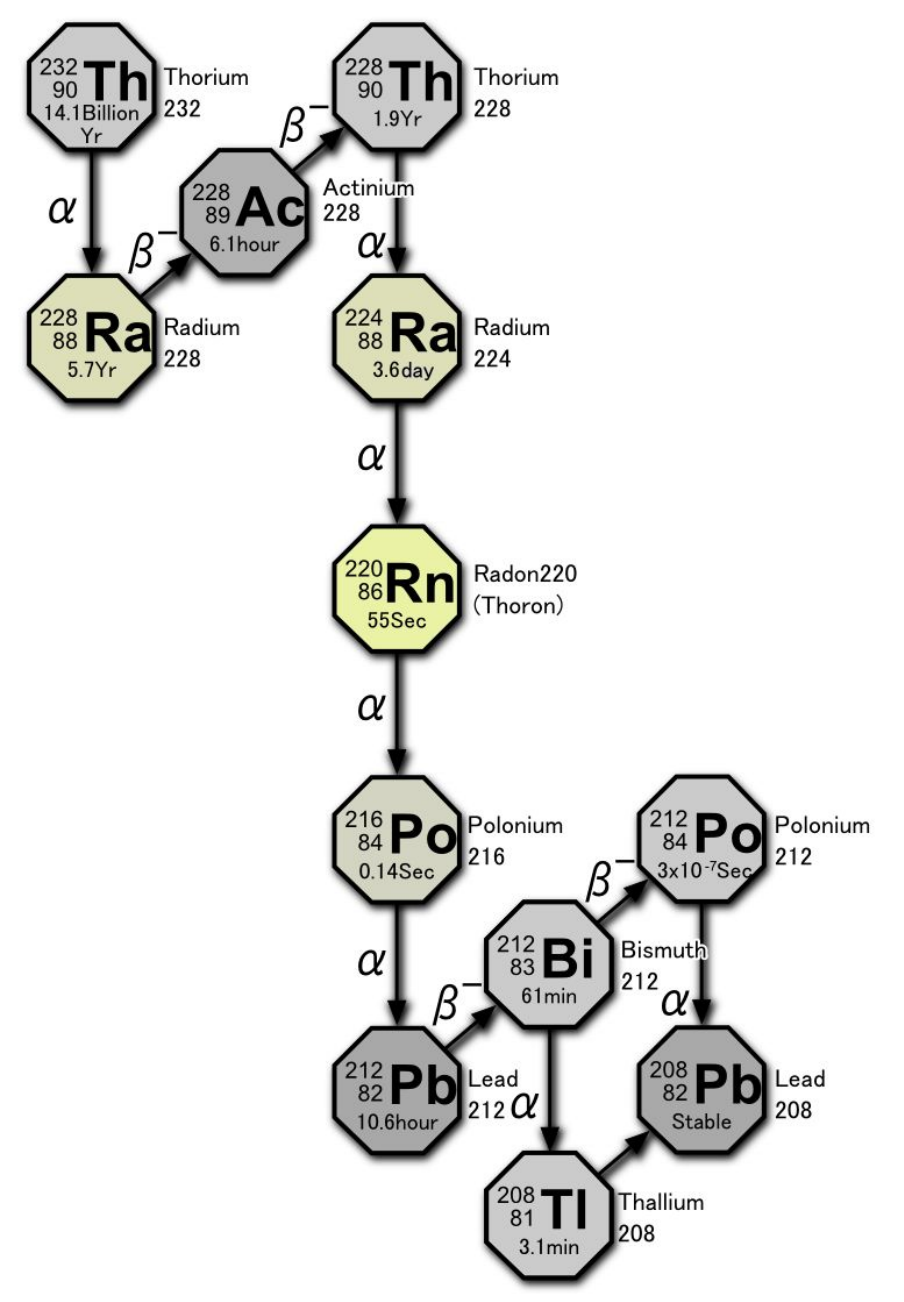
ЕСТЕСТВЕННЫЕ РЯДЫ:

- РЯД ТОРИЯ — НАЧИНАЕТСЯ С НУКЛИДА TH-232;
- РЯД РАДИЯ — НАЧИНАЕТСЯ С U-238;
- РЯД АКТИНИЯ — НАЧИНАЕТСЯ С U-235.

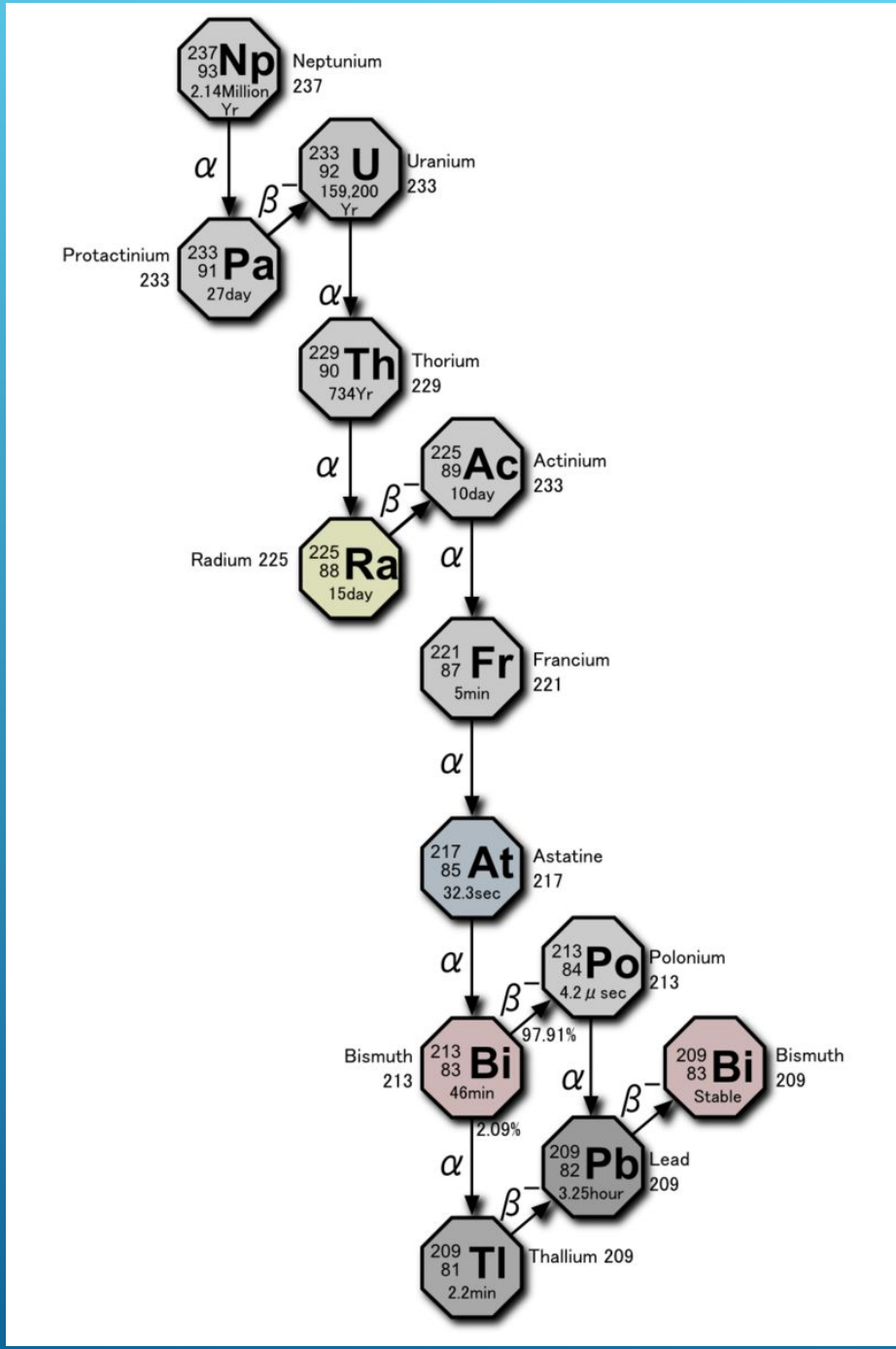
ИСКУССТВЕННЫЙ РЯД:

- РЯД НЕПТУНИЯ — НАЧИНАЕТСЯ С NP-237.

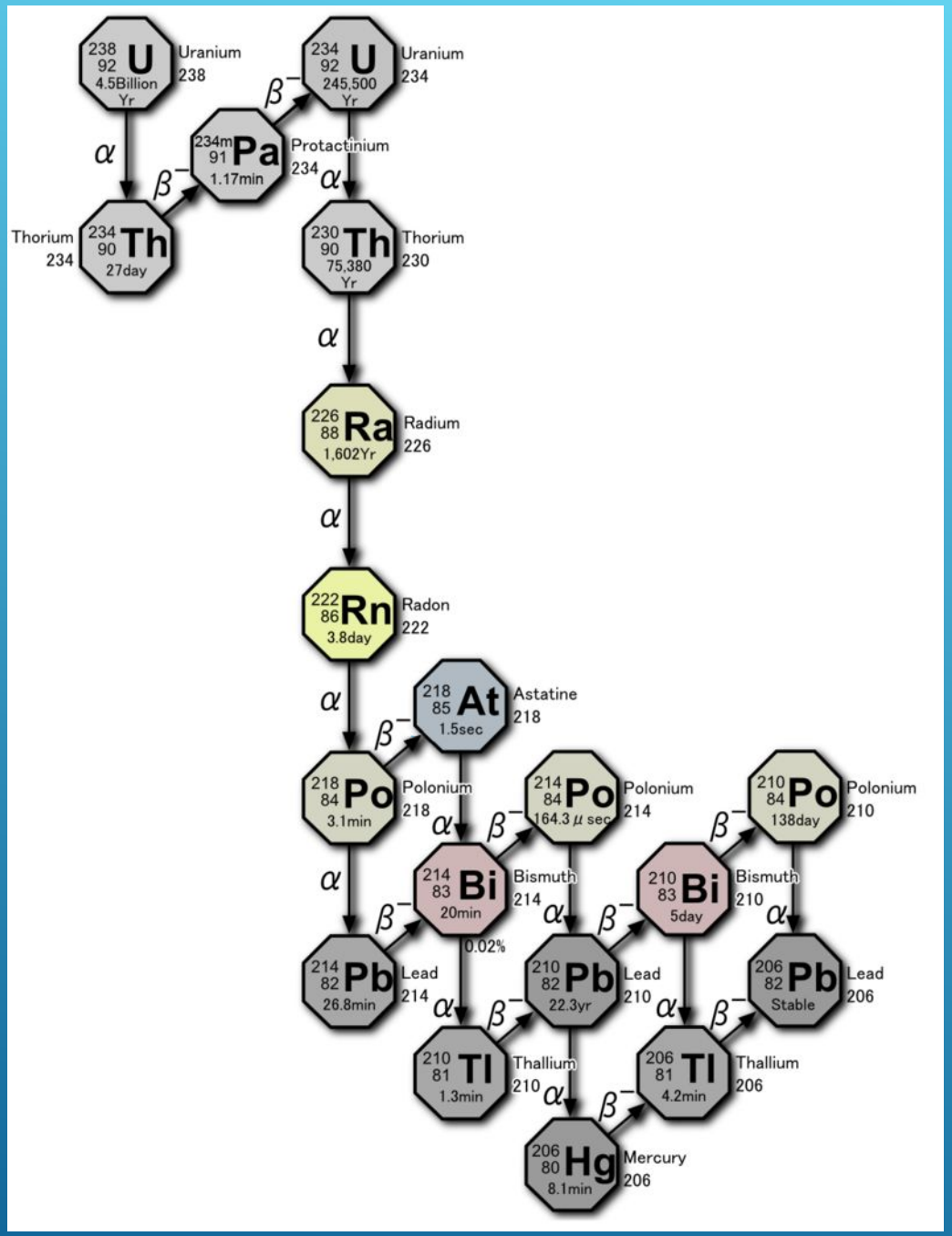
РЯД ТОРИЯ


232 90 Th 14.1Billion Yr
Thorium 232
α
228 88 Ra 5.7Yr
Radium 228
β⁻
228 89 Ac 6.1hour
Actinium 228
β⁻
228 90 Th 1.9Yr
Thorium 228
α
224 88 Ra 3.6day
Radium 224
α
220 86 Rn 55Sec
Radon220 (Thoron)
α
216 84 Po 0.14Sec
Polonium 216
α
212 82 Pb 10.6hour
Lead 212
β⁻
212 83 Bi 61min
Bismuth 212
β⁻
212 84 Po 3x10⁻⁷Sec
Polonium 212
α
208 82 Pb Stable
Lead 208
α
208 81 Tl 3.1min
Thallium 208

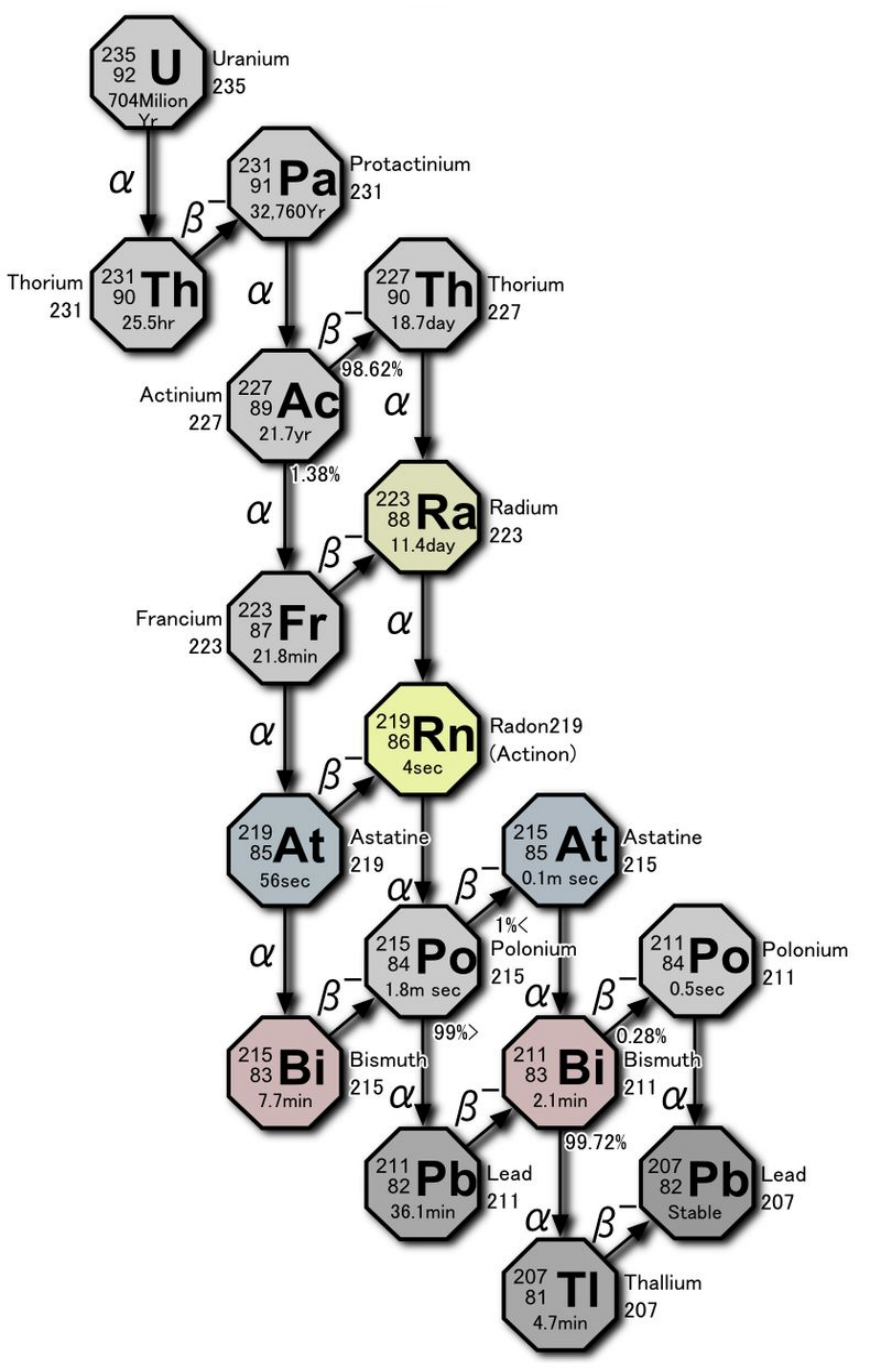
РЯД НЕПТУНИЯ



РЯД РАДИЯ


238 92 U 4.5Billion Yr
Uranium 238
234 92 U 245,500 Yr
Uranium 234
234m 91 Pa 1.17min
Protactinium 234
234 90 Th 27day
Thorium 234
230 90 Th 75,380 Yr
Thorium 230
226 88 Ra 1,602Yr
Radium 226
222 86 Rn 3.8day
Radon 222
218 85 At 1.5sec
Astatine 218
218 84 Po 3.1min
Polonium 218
214 84 Po 164.3 μ sec
Polonium 214
210 84 Po 138day
Polonium 210
214 83 Bi 20min
Bismuth 214
210 83 Bi 5day
Bismuth 210
0.02%
214 82 Pb 26.8min
Lead 214
210 82 Pb 22.3yr
Lead 210
206 82 Pb Stable
Lead 206
210 81 Tl 1.3min
Thallium 210
206 81 Tl 4.2min
Thallium 206
206 80 Hg 8.1min
Mercury 206

РЯД АКТИНИЯ


235 92 U 704Milion Yr
Uranium 235
α
231 91 Pa 32,760Yr
Protactinium 231
β−
Thorium 231
231 90 Th 25.5hr
α
227 90 Th 18.7day
Thorium 227
β−
98.62%
Actinium 227
227 89 Ac 21.7yr
α
1.38%
α
223 88 Ra 11.4day
Radium 223
β−
Francium 223
223 87 Fr 21.8min
α
α
219 86 Rn 4sec
Radon219 (Actinon)
β−
219 85 At 56sec
Astatine 219
α
215 85 At 0.1m sec
Astatine 215
β−
1%<
α
215 84 Po 1.8m sec
Polonium 215
211 84 Po 0.5sec
Polonium 211
β−
α
β−
215 83 Bi 7.7min
Bismuth 215
99%>
211 83 Bi 2.1min
Bismuth 211
0.28%
α
β−
α
β−
99.72%
211 82 Pb 36.1min
Lead 211
207 82 Pb Stable
Lead 207
α
β−
207 81 Tl 4.7min
Thallium 207

Типы ядерного топливного цикла

Типы цикла / Делящийся материал	Фертильный (воспроизводящий материал)	Энергия деления ядер МэВ	Основные продукты деления
Урановый топливный цикл / ^{235}U	Природный или обогащённый уран / $^{235}U + ^{238}U$	ядро: ^{233}U — суммарная энергия: 198,5 ядро: ^{235}U — суммарная энергия: 204,1 ядро: ^{239}Pu — суммарная энергия: 210,3	25% — редкоземельные элементы 15% — цирконий 12% — молибден 6,2% — цезий 5,9% — стронций 16% — благородные газы
Уран-плутониевый топливный цикл / $^{235}U, ^{239}Pu$	Уран - 238 / ^{238}U	Реакции воспроизводства $^{238}U(n,\gamma) = ^{239}U$ $^{239}U \xrightarrow[\beta^-]{} ^{239}Np \xrightarrow[\beta^-]{} ^{239}Pu$	
Уран-ториевый топливный цикл / $^{233}U, ^{235}U$	Торий - 232 / ^{232}Th	$^{232}Th(n,\gamma) = ^{233}Th$ $^{233}Th \xrightarrow[\beta^-]{} ^{233}Pa \xrightarrow[\beta^-]{} ^{233}U$	

Достоинства АЭС:

- Главное преимущество - это независимость от источников топлива, так как его используют небольшими объемами;

- Малые затраты на перевозку ядерного топлива, в сравнении с традиционным.

- Стоимость производимой электроэнергии

Падают цены на нефть, автоматически снижается конкурентоспособность АЭС.

По подсчетам, составленных на основе проектов в 2000 – х годах, затраты на строительство АЭС составляют 2300 $ за кВт. Прогнозы на стоимость проектов в настоящее время равны 2000$ за кВт (на 35% выше, чем для угольных; на 45% - газовых ТЭС).

Недостатки АЭС:

- Тяжелые последствия после аварий;

- Серьезная проблема АЭС - это ликвидация после выработки ресурсов. По подсчетам равна до 20% от стоимости строительства;

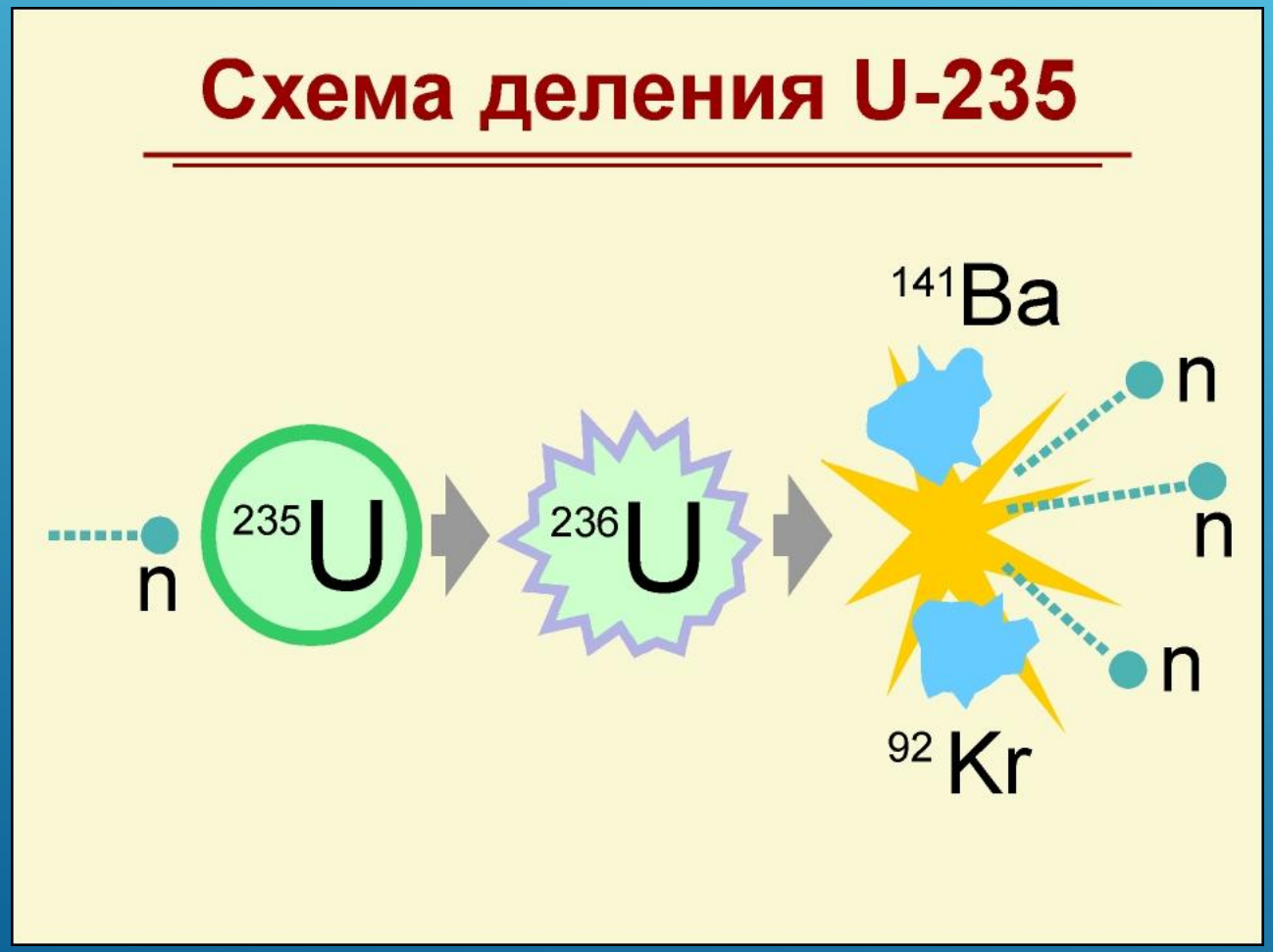
- Для АЭС нежелательно работать в маневренных режимах, для того чтобы покрыть части графика электрической нагрузкой.

Недостатки атомной энергетики.

Два основных недостатка – это сложность утилизации радиоактивных отходов и опасность аварий.

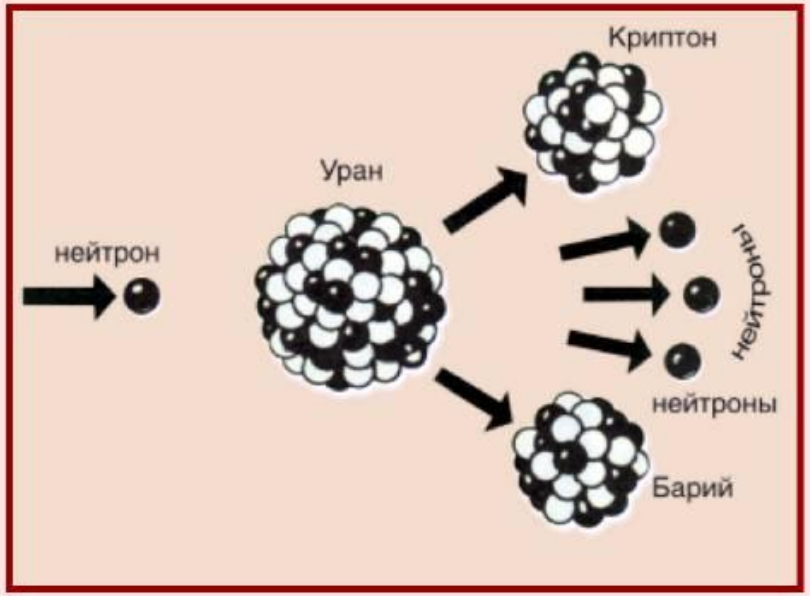
Преимущества атомной энергетики

Благодаря особенностям ядерных реакций затраты топлива очень невелики. Это основное преимущество атомной энергетики.



Цель атомного проекта: получение ядерной энергии

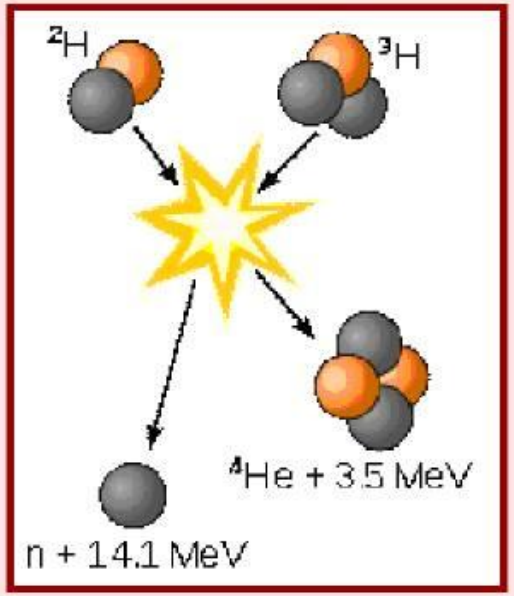
Ядерные реакции деления тяжелых ядер



Средняя энергия деления одного ядра урана-235

$E_д$ = 1 МэВ/на один нуклон

Термоядерные реакции слияния легких ядер



Средняя энергия слияния ядер дейтерия и трития

$E_с$ = 3,5 МэВ/на один нуклон

Экологическая чистота.

Выбросы от АЭС, хотя в это и трудно поверить, практически безвредны в отличие от ТЭС. Например, электростанции, работающие на угле, выбрасывают в атмосферу гораздо больше радионуклидов, чем АЭС, не говоря уже о выбросах углекислого газа и прочих канцерогенов. Кроме того, ТЭС опасны тем, что способствуют образованию очень вредных кислотных дождей из-за своих выбросов, содержащих серу и образующих в атмосфере серную кислоту.

Огромная энергоемкость.

Один килограмм урана с обогащением до 4%, используемого в ядерном топливе, при полном выгорании выделяет энергию, эквивалентную сжиганию примерно 100 т. высококачественного каменного угля или 60 т. нефти.

Повторное использование.

Расщепляющийся материал (уран-235) выгорает в ядерном топливе не полностью и может быть использован снова после регенерации (в отличие от золы и шлаков органического топлива). В перспективе возможен полный переход на замкнутый топливный цикл, что означает практически полное отсутствие отходов.

Снижение «парникового эффекта».

Интенсивное развитие ядерной энергетики можно считать одним из средств борьбы с глобальным потеплением. К примеру, атомные станции в Европе ежегодно позволяют избежать эмиссии 700 миллионов тонн CO2. Действующие АЭС России ежегодно предотвращают выброс в атмосферу около 210 млн. тонн углекислого газа. По этому показателю Россия находится на четвертом месте в мире.

Развитие экономики.

Строительство АЭС обеспечивает экономический рост, появление новых рабочих мест: Одно рабочее место при сооружении АЭС создает более 10 рабочих мест в смежных отраслях. Развитие атомной энергетики способствует росту научных исследований и объемов экспорта высокотехнологичной продукции.