

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 1

**Глобальные проблемы человечества.
Потребление энергии. Источники энергии.
Мировое потребление энергии.
Экологические проблемы.
Преимущества ядерного топлива.
Текущее состояние и тенденции развития
ядерной энергетики в мире.**

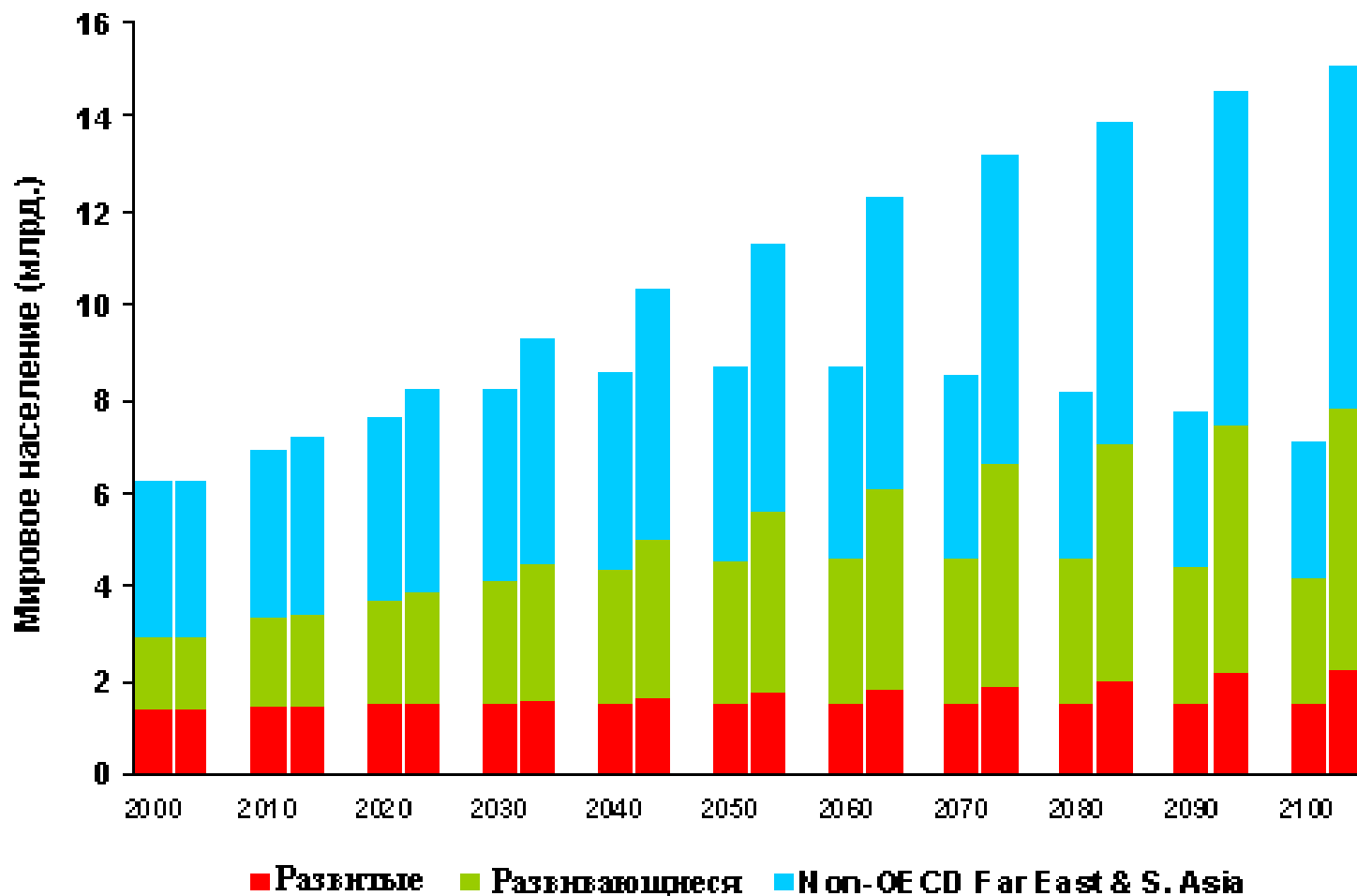
Глобальные проблемы человечества

- Рост населения и глобального энергопотребления в мире;
- Ужесточающая конкуренция за ограниченные и неравномерно размещенные ресурсы органического топлива;
- Возрастающая роль ЯЭ как стабилизирующего фактора энергетического и социально – политического развития:
 - Нарастающая зависимость от нестабильности ситуации в районах стран-экспортеров нефти;
 - Нарастающие экологические ограничения;
 - Нарастающее различие в уровне энергопотребления богатейших и беднейших стран.

Мировое население (в млн.)

Год	1980	1985	1990	1995	2000
Всего в мире	4 430	4 827	5 257	5 670	6 066
Азия	2 565	2 815	3 084	3 321	3 565
Африка	467	536	619	708	796
Европа	782	807	831	861	869
Латинская Америка	361	401	441	481	520
Северная Америка	255	268	282	299	316

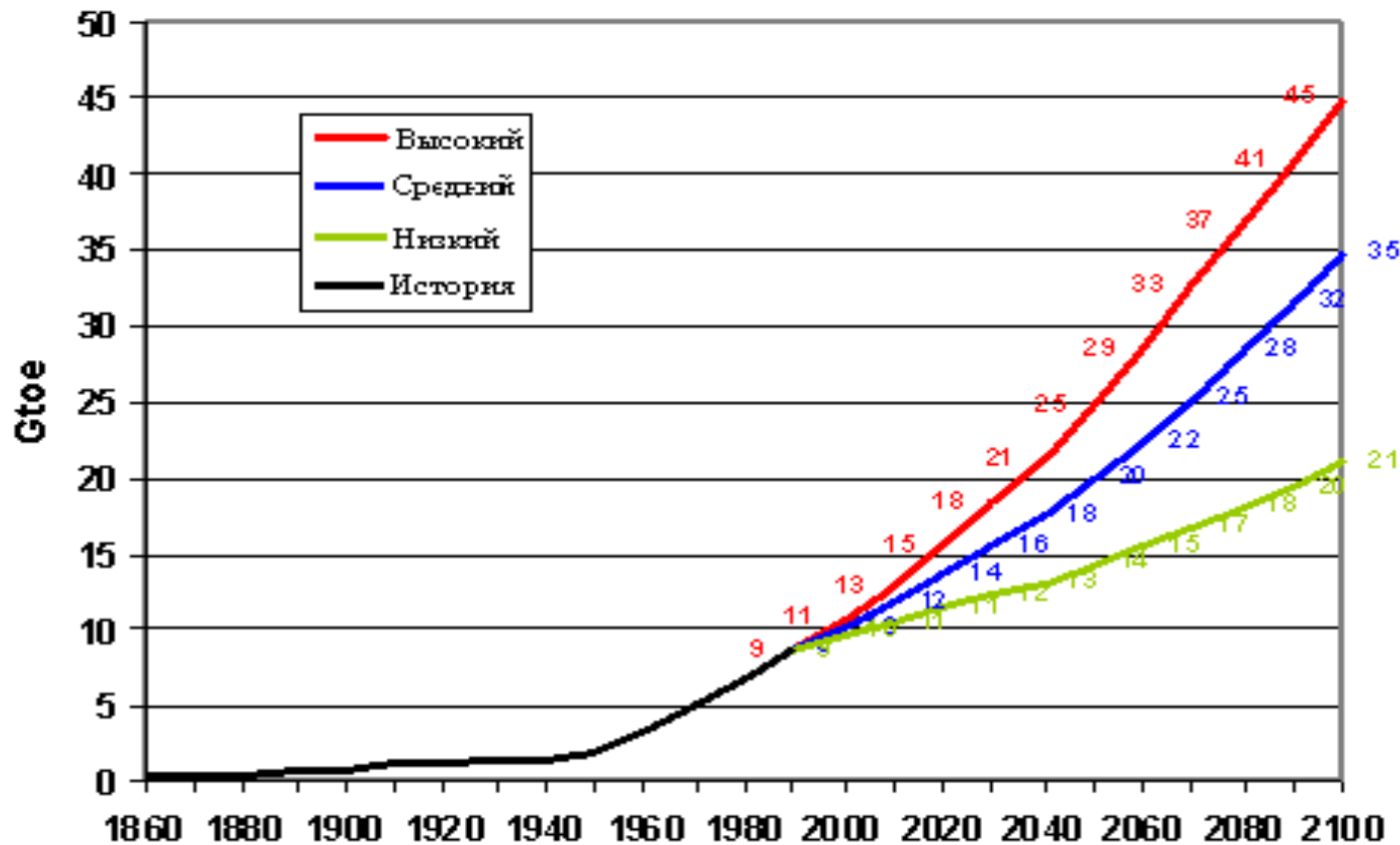
Перспектива роста населения



Источник: Международное энергетическое агентство, 2002

Перспектива роста мировых энергетических потребностей

Гигатонны нефтяного эквивалента (Gtoe)

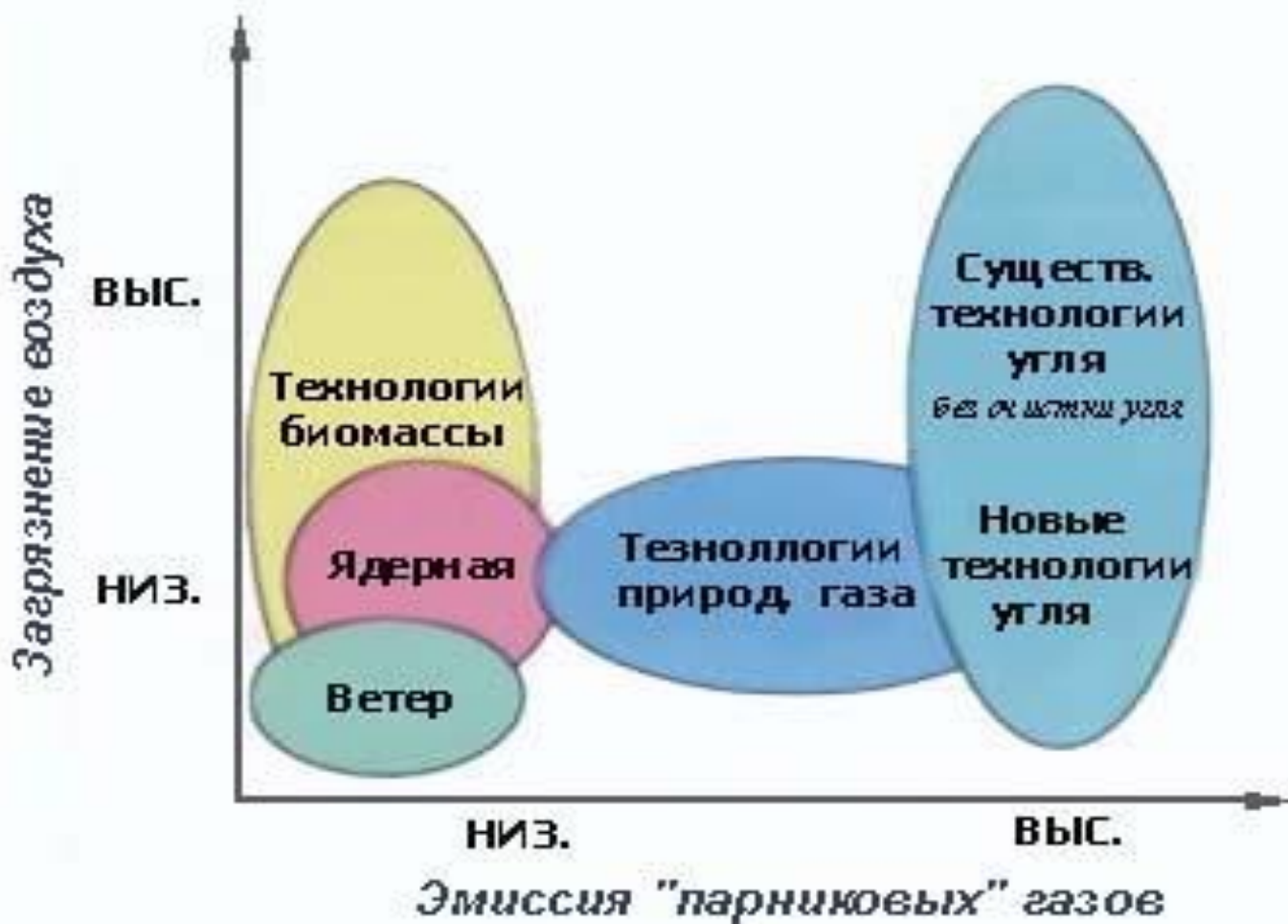


Источник: Международный институт прикладного системного анализа, 1998

Изогнутая энергетическая лестница



Технологии выработки электроэнергии



Текущее положение атомной энергетики в мире

Промышленные действующие АЭС (май 2008)	439
Мощность, GW(e)	372
Число стран	30
Производство электричества, %	16
Оперативный опыт, реактор-год	12000
Строящиеся АЭС	34
мощность, GW(e)	28

Портала NUCLEUS - <http://nucleus.iaea.org/>

NUCLEUS
For Nuclear Knowledge and Information

Information Resources Knowledge Centre My Portal Search:

WELCOME TO NUCLEUS

Nucleus is the common access point to the IAEA's scientific, technical and regulatory information resources. It incorporates, and facilitates access to more than 100 IAEA databases, scientific and technical publications, as well as safety standards.

Featured Information Resources

Radiological Protection of Patients (RPOP)
Information to help health professionals achieve safer use of radiation in medicine for the benefit of patients. [More >>](#)

Incident Reporting System (IRS)
The Incident Reporting System (IRS) is an international system through which thirty-one participating

IAEA Library Catalogue
The IAEA Library Catalogue provides bibliographic information on the location and availability of the Library's collection of books, journals, films and videos, selected technical reports and documents as well as electronic resources. The catalogue contains more than 90,250 records. [More >>](#)

Publications
The IAEA is a leading publisher in the nuclear field. Its scientific and technical publications include proceedings of major international conferences, as well as international guides, codes, and standards. The Publications Section facilitates easy access to these publications. [More >>](#)

«Центр знаний» портала NUCLEUS

Knowledge Centre

Find An Expert

Directory of Nuclear Resources

Meetings on Atomic Energy

Nuclear Reactors Knowledge Base

About the Nucleus Project

Background

Objectives

Vision

Knowledge Centre

The purpose of the Knowledge Centre is to offer professionals in the nuclear field a direct and efficient access path to scientific and technical expert knowledge and tools.

Find an Expert



By searching recent entries to the INIS database of scientific publications for authors in the nuclear field, you can identify experts who are presently active in a given subject domain. The query will return the names and affiliations of experts together with the titles of recent publications. [More »](#)

Directory of Nuclear Resources



The IAEA maintains a growing database of annotated links to Web sites on the Internet that are related to various fields of nuclear science and technology and the IAEA's work. Consult the IAEA's annotated collection of thousands of nuclear resources on the Internet. [More »](#)

Meetings on Atomic Energy



An edited worldwide listing allows you to search for current and planned conferences, symposia, seminars, exhibitions and training courses related to nuclear energy and its peaceful uses. [More »](#)

Nuclear Reactors Knowledge Base



Technical information and information on IAEA activities and activities in Member States are arranged by Reactor Type. Presently this resource concentrates on gas-cooled reactors, fast reactors and accelerator-driven systems for actinide and long-lived fission product transmutation. [More »](#)

База данных PRIS по энергетическим ядерным реакторам

PRIS Home Page - Microsoft Internet Explorer

Файл Правка Вид Избранное Сервис Справка

← Назад → Поиск Избранное Журнал

Адрес <http://www.iaea.org/programmes/a2/> Переход Ссылки

IAEA PRIS

WHAT IS PRIS
PUBLICATIONS
SERVICES
HOW TO ORDER
PRIS PC SOFTWARE

NUCLEAR POWER PLANT INFO

WORLD SUMMARY
REACTOR DETAILS ▼

Select Country

Sorting Order
alphabetically

SEARCH

(*) Information on nuclear power plants in Taiwan, China can be provided on request.

[Registered Users](#)

POWER REACTOR INFORMATION SYSTEM

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

LATEST NEWS RELATED TO PRIS AND THE STATUS OF NUCLEAR POWER PLANTS

Current status of the nuclear industry:

- **439 nuclear power plants in operation** with a total net installed capacity of 372.202 GW (e)
- **5 nuclear power plants in long term shutdown**
- **35 nuclear power plants under construction**

2008 Highlights:

- Construction initiation:
 - **Ningde 1**, (1000 MW(e), PWR, China) - construction officially started on 18 February
 - **Novovoronezh 2-1** (1085 MW(e), PWR-WWER, Russia) - construction officially started on 24 June

Домашнее задание №1

- 1) Выбрать страну, которая имеет развитую ядерную энергетику
- 2) Используя базу данных PRIS подготовить справку о ядерной энергетике данной страны по следующей форме:

Количество АЭС

Количество реакторов

Таблица по типам реакторов

Параметры выработки электроэнергии за прошлый год

Планы развития ядерной энергетики

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

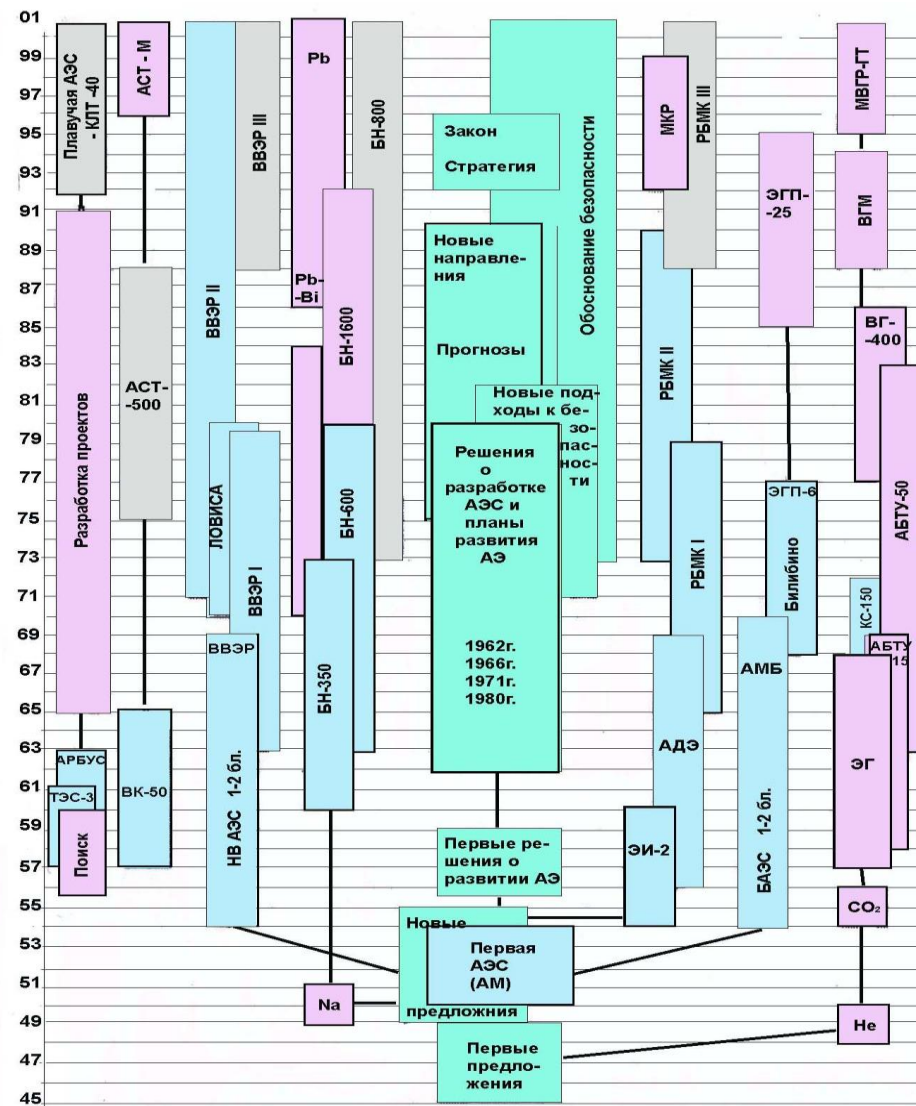
Лекция 2

**История развития ядерной отрасли в мире.
Текущее состояние ядерной энергетики в России.
Предприятия ядерного топливного цикла.
Планы на развитие ядерной энергетики в России.
Проблемы ядерной энергетики.**

История развития ядерной отрасли в мире

- 1930-е (нейтрон, приборы, реакции захвата и деления, нейтронные сечения, ...)
- 1940-е (реактор, бомба, теория ЯР, НИИ, ...)
- 1950-е (АЭС, атомный флот, ядерные испытания ...)
- 1960-е (промышленность ЯТЦ, ЭВМ, исследования ТЯР, ...)
- 1970-е (становление ЯЭ, БН, ТМА, ...)
- 1980-е (накопление проблем, ЧК, ...)
- 1990-е (кризис в атомной отрасли, моделирование ...)
- 2000-е (ренессанс ядерной энергетики, ...)

Дерево развития атомной энергетики




Ядерная энергетика России в PRIS

PRIS Home Page - Microsoft Internet Explorer

Файл Правка Вид Избранное Сервис Справка

Назад Поиск Избранное Журнал

Адрес <http://www.iaea.org/programmes/a2/> Переход Ссылки



WHAT IS PRIS
PUBLICATIONS
SERVICES
HOW TO ORDER
PRIS PC SOFTWARE

NUCLEAR POWER PLANT INFO
WORLD SUMMARY
REACTOR DETAILS ▼

Select Country
Russian Federation ▼

Sorting Order
by type ▼

SEARCH

(*) Information on nuclear power plants in Taiwan, China can be provided on request.

[Registered Users](#)

POWER REACTOR INFORMATION SYSTEM

Russian Federation: Nuclear Power Reactors - By Type

Under Construction	7	Operational	31
Shutdown	5		

Annual Electrical Power Production for 2007	
Total Power Production (including Nuclear)	Nuclear Power Production
925200 GWh(e)	147770 GWh(e)

Click on the name of a reactor to view its full details.

Name	Type	Status	Location	Capacity (MWe)		Date
				Net	Gross	
BELOYARSKY-3 (BN-600)	FBR	Operational	SVERDLOVSK	560	600	1980/04/08
BELOYARSKY-4 (BN-800)	FBR	Under Construction	SVERDLOVSK	750	800	
APS-1 OBNINSK	LWGR	Permanent Shutdown	KALUGA	5	6	1954/06/26
BELOYARSKY-1	LWGR	Permanent Shutdown	SVERDLOVSK	102	108	1964/04/26
BELOYARSKY-2	LWGR	Permanent Shutdown	SVERDLOVSK	146	160	1967/12/29
BILIBINO 1	LWGR	Permanent Shutdown	SVERDLOVSK	44	43	1974/04/02

Текущее состояние ядерной энергетики в России



Состав энерго мощностей концерна

15 энергоблоков с реактором типа ВВЭР, в том числе:

- 6 → ВВЭР-440
- 9 → ВВЭР-1000

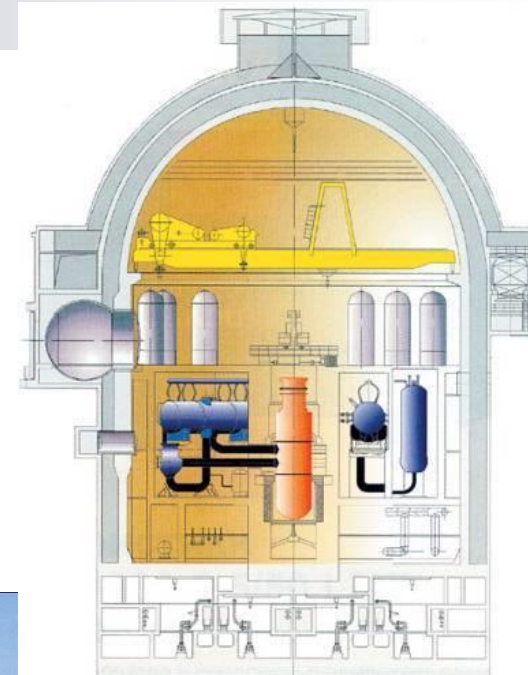
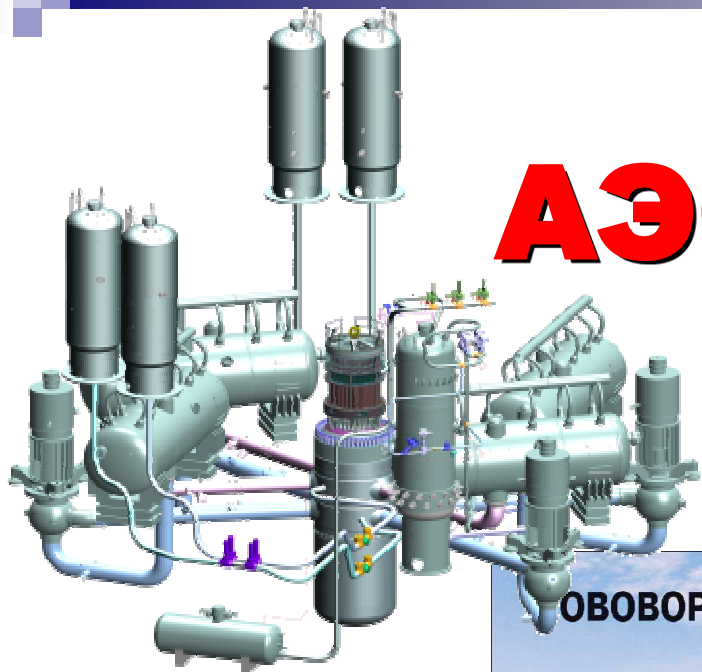
11 энергоблоков с реактором типа РБМК-1000 (Ленинградская, Курская, Смоленская АЭС)

4 энергоблока с водографитовым канальным реактором ЭГП-6 (Билибинская АЭС)

1 энергоблок с реактором на быстрых нейтронах БН-600 (Белоярская АЭС)

Численность персонала более **40 тыс.** чел.

АЭС-2006



ОВОВОРОНЕЖСКАЯ АЭС-2



Последовательность ввода энергоблоков по Генеральной схеме

ИТОГО к 2020 году:

обязательная программа

дополнительная программа

Установленная мощность АЭС

~ 51,6 ГВт

57,4 ГВт

Энерговыработка

~ 384 ТВт.ч

427 ТВт.ч

Действующие блоки - 58

Остановленные блоки - 10

Ввод: 32,1 ГВт

(обязательная программа)

Плюс 6,9 ГВт

(дополнительная программа)

Вывод: 3,7 ГВт

-красной линией ограничено количество энергоблоков с гарантированным (ФЗП) финансированием

-синей линией обозначена обязательная программа ввода энергоблоков

Ф6-01Н

ТЭО ядерных процессов



Целевые показатели ФЦП РАЗПК

Характеристика	2006 год	2010 год	2015 год	2020 год
Установленная мощность АЭС, ГВт	23,2	24,2	33,0	41,0
Выработка электроэнергии, ТВт·час/год	154,7	170,3	224,0	300,0
Доля АЭС в общем объеме производства электроэнергии в России, %	16,0	16,0	18,6	20-23
Снижение эксплуатационных расходов (к уровню 2006 г.), %	100	90	80	70
Снижение удельных капиталовложений, %	100	90	85	70

Ядерный топливный цикл



Проблемы ядерной энергетики

1. Экономическая эффективность
2. Гарантированная безопасность
3. Отсутствие ограничений по сырьевой базе на исторически значимый период времени
4. Обращение с ОЯТ и РАО – организация топливного цикла ЯЭ должна обеспечивать безопасную окончательную изоляцию РАО
5. Масштаб энергопроизводства – доля на рынке электроэнергии в стране не менее 30%
6. Структура энергопроизводства должна обеспечивать возможность расширения рынков сбыта
7. Экспортный потенциал – объем экспорта должен быть сопоставим с объемом использования технологии в стране

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 3

Состав атомных ядер.

Ядерные силы. Энергия связи.

Формула Вайцзекера.

Радиоактивный распад. Типы распадов.

Закон радиоактивного распада.

Состав атомных ядер

- 1911 открытие атомного ядра Резерфордом в опытах по рассеянию α -частиц при прохождении их через вещество.
- 1919 регистрация протонов в ядерной реакции взаимодействия альфа-частиц с азотом (Резерфорд)
- 1932 открытие нейтрона (Чедвик)
- 1932 предположение о протонно-нейтронном составе ядра (Иваненко, Гейзенберг)

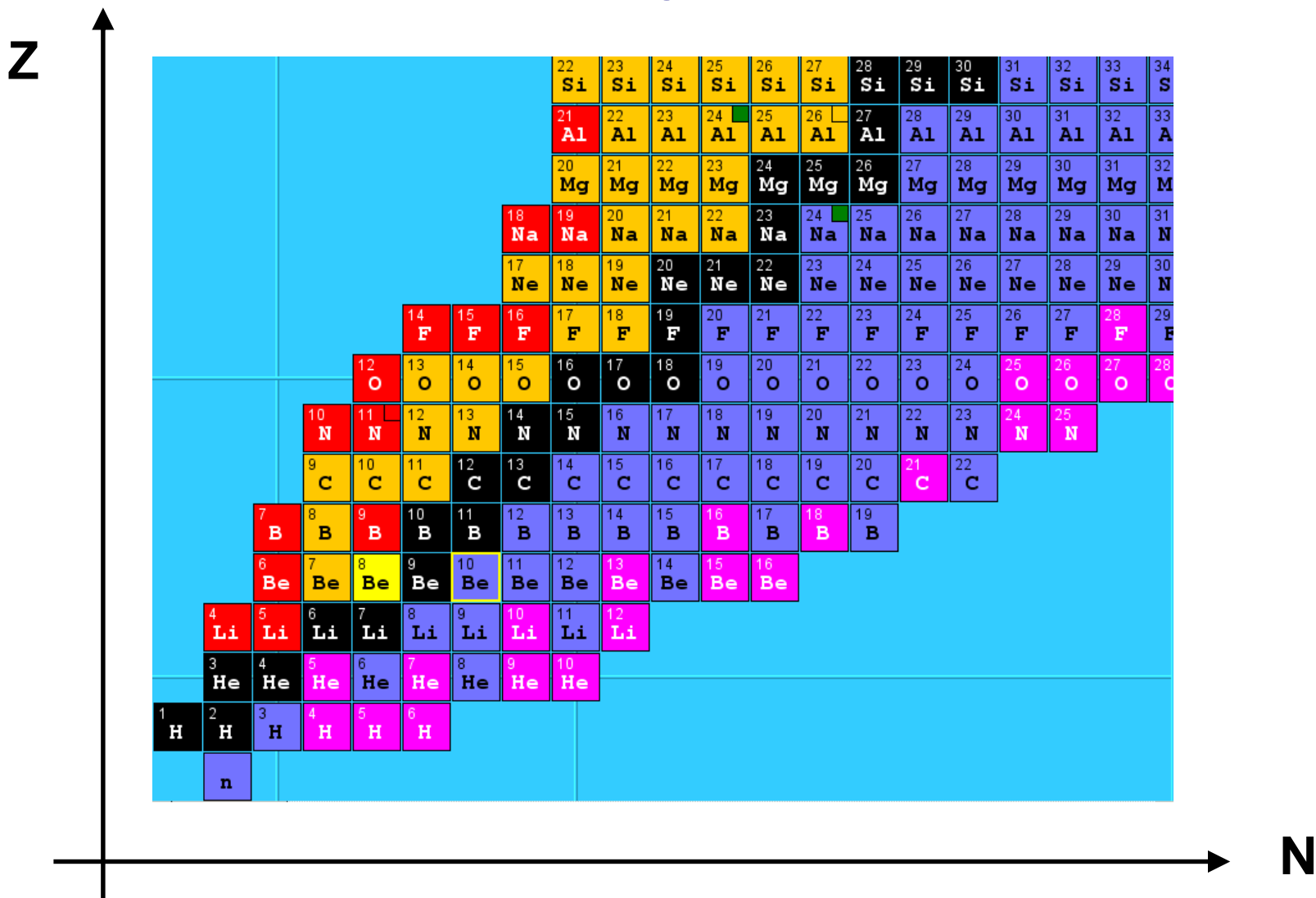
$$A = N + Z$$

Таблица изотопов

TABLE OF ISOTOPES (CONTINUED)

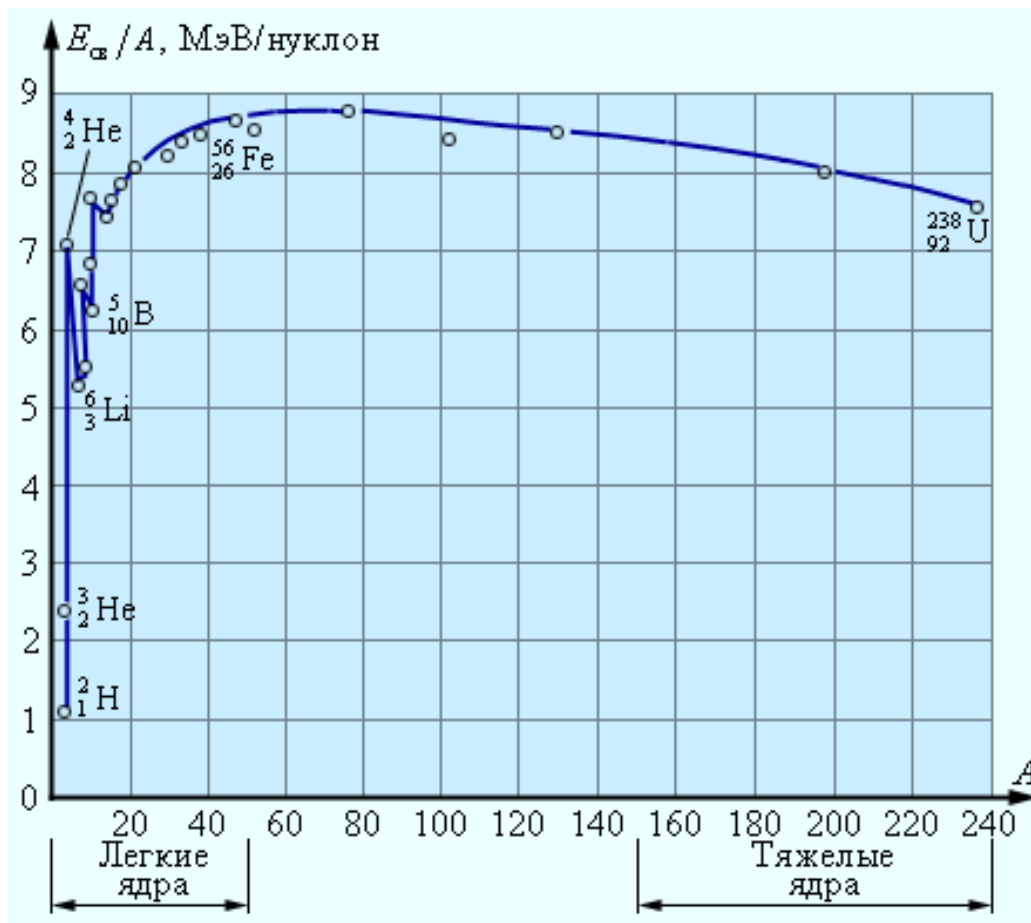
Elem. or Isot.	Natural Abundance (%)	Atomic Mass or Weight	Half-Life	Decay Mode/Energy (/MeV)	Particle Energy /Intensity (MeV/%)	Spin (h/2p)	Nuclear Magnetic Mom. (nm)	Elect. Quadr. Mom. (b)	g-ray/Energy Intensity (MeV/%)
${}_0^1\text{n}$		1.008664924	614. s	$\beta^-/0.78235$	0.782/100.	1/2+	-1.913043		
${}_1^1\text{H}$		1.00794(7)							
${}_1^1\text{H}$	99.985(1)	1.007825032				1/2+	+2.79285		
${}_1^2\text{H}$	0.015(1)	2.014101778				1+	+0.85744	+2.86 mb	
${}_1^3\text{H}$		3.016049268	12.33 y	$\beta^-/0.01859$	0.01860/100.	1/2+	+2.97896		
${}_1^4\text{H}$		4.0278	1.9×10^{-22} s	n/	/100	2-			
${}_1^5\text{H}$		5.040	$8. \times 10^{-23}$ s	n/	/100				
${}_1^6\text{H}$		6.0449	$3. \times 10^{-22}$ s						
${}_2^2\text{He}$		4.002602(2)							
${}_2^3\text{He}$	1.37×10^{-4}	3.016029309				1/2+	-2.12762		
${}_2^4\text{He}$	$\approx 100.$	4.002603250				0+			
${}_2^5\text{He}$		5.01222	7.6×10^{-22} s	n, α		3/2-			
${}_2^6\text{He}$		6.018888	0.807 s	$\beta^-/3.508, d$	3.510/100.	0+			
${}_2^7\text{He}$		7.02803	$3. \times 10^{-21}$ s	n		(3/2)-			
${}_2^8\text{He}$		8.03392	0.119 s	$\beta^-/10.65, t$	13/88.	0+			0.9807/84.
				n/	/12.				0.4776/5.
${}_2^9\text{He}$		9.0438	$7. \times 10^{-21}$ s	n	/100	(1/2-)			
${}_2^{10}\text{He}$		10.0524	$3. \times 10^{-21}$ s	2n	/100	0+			
${}_3^3\text{Li}$		6.941(2)							
${}_3^4\text{Li}$		4.0272	$9. \times 10^{-23}$ s	p/	/100	2-			
${}_3^5\text{Li}$		5.01254	$\approx 3. \times 10^{-22}$ s	p/		3/2-			

Карта нуклидов



Энергия связи на нуклон

$$E_{\text{св}} = \Delta M c^2 = (Z m_p + N m_n - M_{\text{я}}) c^2$$
$$\varepsilon = E_{\text{св}} / A$$



Формула Вайцзекера

$$\Delta W = \alpha A - \beta A^{\frac{2}{3}} - \gamma \frac{Z^2}{A^{\frac{1}{3}}} - \zeta \frac{\left(\frac{A}{2} - Z\right)^2}{A} + \delta A^{-\frac{2}{3}}$$

$\alpha = 15,75$ МэВ,

$\beta = 17,8$ МэВ,

$\gamma = 0,71$ МэВ,

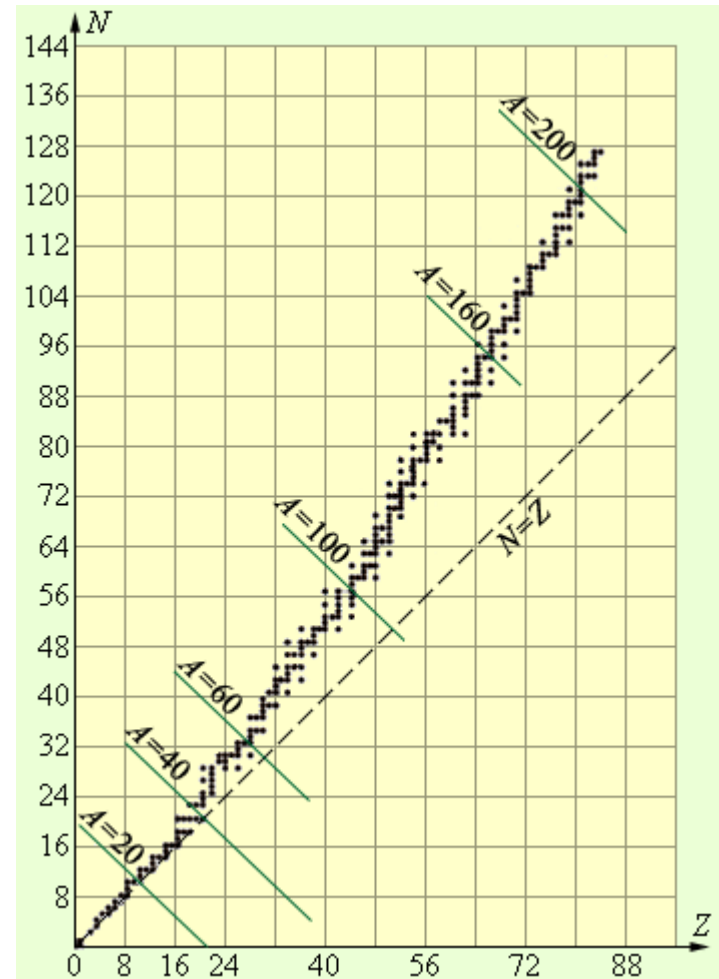
$\zeta = 94,8$ МэВ.

$\delta = |\delta|$ для четно – четных ядер,

$\delta = 0$ для нечетных ядер,

$\delta = -|\delta|$ для нечетно-нечетных ядер.

$|\delta| = 34$ МэВ.



Радиоактивный распад

Радиоактивный распад - это самопроизвольное превращение одного изотопа в другой (возможно даже в изотоп другого элемента) сопровождающийся сбросом энергии ядра в окружающие пространство.

Все известные типы радиоактивных превращений являются следствием фундаментальных взаимодействий микромира: сильных взаимодействий (ядерные силы) или слабых взаимодействий. Первые ответственны за превращения, сопровождающиеся испусканием ядерных частиц, например α -частиц, протонов или осколков деления ядер; вторые проявляются в β -распаде ядер.

Электромагнитные взаимодействия ответственны за квантовые переходы между различными состояниями одного и того же ядра, которые сопровождаются испусканием гамма-излучения. Эти переходы не связаны с изменениями состава ядер и поэтому, согласно современной классификации, не принадлежат к числу радиоактивных превращений.

Типы радиоактивных распадов

Все известные виды радиоактивности можно разделить на две группы:

1) элементарные (одноступенчатые) превращения

Альфа-распад (α)

Бета-распад ($-\beta$, $+\beta$, EC)

Спонтанное деление (SF)

Протонная

Двупротонная

Двунейтронная

2) сложные (двухступенчатые)

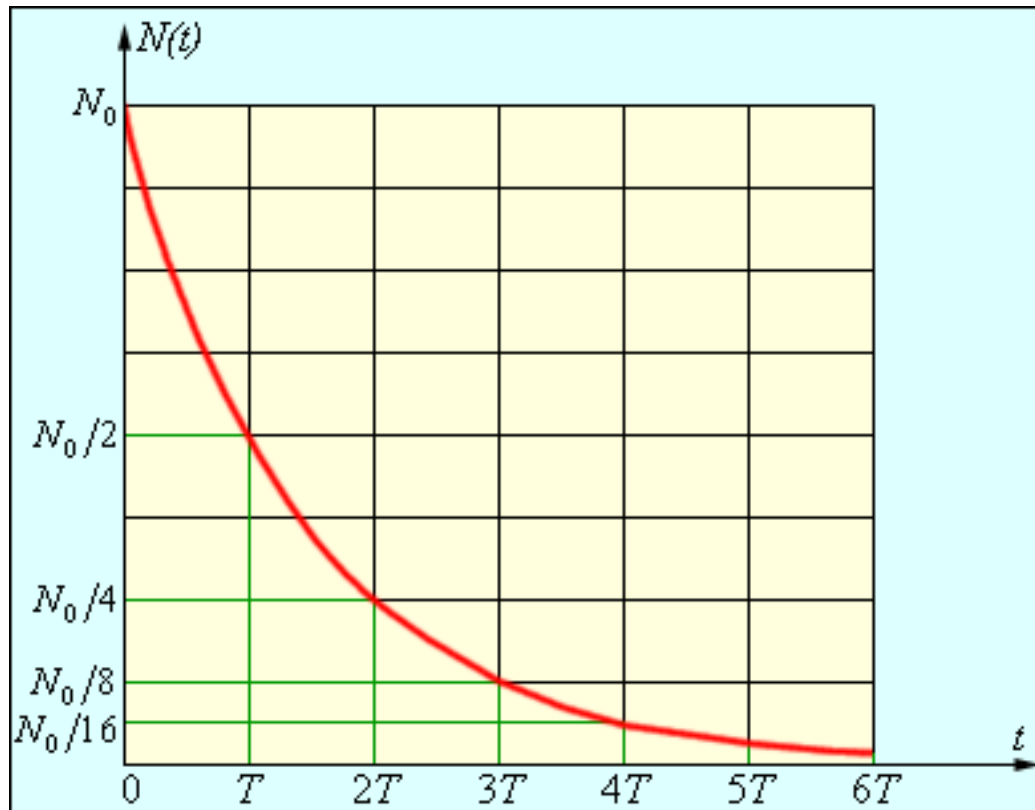
Бета-распад + испускание частиц (нейтронов, протонов и др.)

Радиоактивные ряды

Ряд	Начальный нуклид	Конечный нуклид	Актиноиды ОЯТ	Важные промежуточные нуклиды
Тория	^{232}Th	^{208}Pb	^{232}U , ^{236}U , ^{240}Pu , ^{244}Cm	^{208}Tl
Нептуния	^{237}Np	^{209}Bi	^{241}Pu , ^{241}Am	—
Урана	^{238}U	^{206}Pb	^{234}U , ^{242}Pu , ^{244}Cm	^{226}Ra , ^{222}Rn
Актиния	^{235}U	^{207}Pb	^{239}Pu , ^{243}Am	—

Закон радиоактивного распада

$$dN = -\lambda \cdot N(t) \cdot dt \quad \longrightarrow \quad N(t) = N_0 \cdot \exp(-\lambda \cdot t)$$



Период полураспада и постоянная распада

Периодом полураспада $T_{1/2}$ называется время, за которое распадается половина первоначального количества ядер

Постоянной распада λ называется доля ядер, которые распадутся в единицу времени

$$T_{1/2} = \ln 2 / \lambda$$

Период полураспада для различных радиоактивных ядер может находиться в очень широких пределах:

от $3 \cdot 10^{-7}$ с до $5 \cdot 10^{15}$ лет.

Активность радиоактивного вещества

Активностью A радиоактивного вещества называется число распадов в единицу времени

$$A = \lambda \cdot N(t)$$

Единицей активности в системе СИ является **Беккерель (Бк)**, равный одному распаду в секунду.

Используется также и внесистемная единица активности – **Кюри (Ки)**, равная $3,7 \cdot 10^{10}$ распадов в секунду.

Домашнее задание №2

- 1) Выбрать химический элемент
- 2) Найти данные о распространенности элемента в природе и его использовании людьми.
- 3) Найти изотопный состав природной смеси и радиоактивные изотопы, имеющие периоды полураспада более 1 мс.
- 4) Для каждого изотопа рассчитать энергию связи на один нейтрон двумя способами: по формуле Вайцзекера и прямым расчетом.
- 5) Построить графики зависимости энергии связи на один нейтрон от массового числа.

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 4

Определение ядерной реакции.

Элементарные частицы.

Особенности ядерных реакций с нейтронами.

Классификация нейтронов по энергии.

Сечение ядерной реакции.

Микроскопическое и макроскопическое нейтронные сечения

Определение ядерной реакции

Ядерная реакция – процесс превращения атомных ядер, происходящий при их взаимодействии с элементарными частицами, гамма-квантами и друг с другом, часто приводящий к выделению колоссального количества энергии.

Определение ядерной реакции

Спонтанные (происходящие без воздействия налетающих частиц) процессы в ядрах — например, радиоактивный распад — обычно не относят к ядерным реакциям.

Для осуществления реакции между двумя или несколькими частицами необходимо, чтобы взаимодействующие частицы (ядра) сблизилась на расстояние порядка **10^{-13} см**, то есть характерного радиуса действия ядерных сил.

Определение ядерной реакции

Ядерные реакции могут происходить как с выделением, так и с поглощением энергии.

Реакции с выделением энергии (**экзотермические**) служат основой ядерной энергетики и являются источником энергии звёзд.

Реакции с поглощением энергии (**эндотермические**) могут происходить только при условии, что кинетическая энергия сталкивающихся частиц (в системе центра масс) выше определённой величины (порога реакции).

Исходные частицы и ядра в результате ядерных реакций превращаются в **продукты реакции**.

Элементарные частицы

Исторически первыми экспериментально обнаруженными элементарными частицами были электрон, протон, а затем нейтрон.

Затем было установлено, что для каждой частицы имеется своя античастица, отличающаяся от нее лишь знаком зарядов; для частиц с нулевыми значениями всех зарядов античастица совпадает с частицей (пример - фотон).

Далее, с развитием экспериментальной ядерной физики, к перечисленным четырем (или с учетом античастиц - семи) частицам прибавилось еще свыше 300 частиц.

Можно считать установленным, что большинство этих частиц построено из кварков, число которых равно 6 (или 12 с учетом антикварков).

Элементарные частицы

Важнейшим достижением физики микромира стало открытие, что элементарным частицам присуще не только электромагнитное взаимодействие. С изучением строения атомных ядер выяснилось, что силы, удерживающие протоны и нейтроны в ядре, не являются электромагнитными.

Характерное для нуклонов (протонов и нейтронов в ядре) **взаимодействие** получило название сильного или **ядерного**. Оно оказалось короткодействующим - на расстояниях r , превышающих 10^{-13} см, сильное взаимодействие пренебрежимо мало. Однако при $r < 10^{-13}$ см его величина существенно (в 10-100 раз) превосходит электромагнитное. Открытие нестабильности нейтрона и некоторых атомных ядер указало на существование еще одного типа взаимодействия, названного слабым.

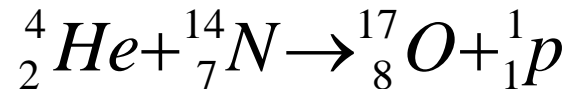
Три перечисленные выше типа взаимодействий, а также гравитационным взаимодействием исчерпываются известные типы фундаментальных физических взаимодействий.

Элементарные частицы

Исторически первыми были осуществлены ядерные реакции взаимодействия альфа-частиц с различными веществами. Альфа-частица, возникающая в результате альфа распада, часто обладает кинетической энергией, достаточной для преодоления кулоновского барьера ядра.

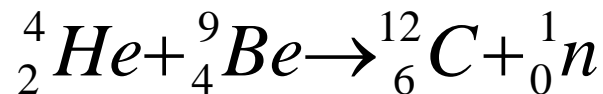
Реакция, приведшая к открытию протона в 1919 году

Э.Резерфордом



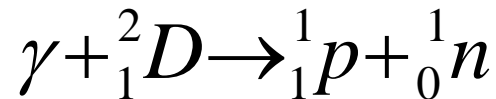
Реакция, приведшая к открытию нейтрона в 1932 году

Чедвиком

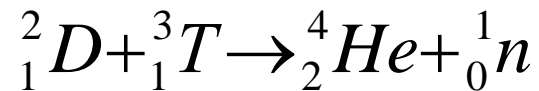


Элементарные частицы

Реакции взаимодействия ядер с гамма-квантами
(фотоядерные реакции)



Термоядерная реакции, с которой связана надежда человечества на получение энергии в термоядерных реакторах



Особенности ядерных реакций с нейтронами

Взаимодействие нейтронов с ядрами может приводить к появлению различных продуктов реакции. Наиболее часто для большинства ядер происходят **реакции рассеяния и радиационного захвата**. Данные реакции происходят при всех энергиях нейтронов.

Другие реакции, как правило, протекают при энергии нейтрона, большей некоторой величины. Такие реакции называются **пороговыми**. К ним относятся реакции неупругого рассеяния, $(n, 2n)$, $(n, 3n)$, (n, p) и другие. На тяжелых изотопах, начиная с тория, взаимодействие нейтрона с ядром может привести к **делению ядра** на осколки.

Особенности ядерных реакций с нейтронами

Основные реакции в ядерном реакторе:

упругое рассеяние

неупругое рассеяние

радиационный захват

деление.

Классификация нейтронов по энергии

Рождающиеся при делении ядер нейтроны имеют энергию не выше 10,5 МэВ. В последующем при неупругом и упругом рассеянии нейтроны снижают кинетическую энергию вплоть до энергии теплового движения атомов и молекул среды. Энергетическое распределение находящихся в тепловом равновесии со средой нейтронов является распределением Максвелла. Однако, поскольку нейтроны поглощаются ядрами атомов среды, какое-то их число в тепловой области энергий может находиться только при непрерывном поступлении нейтронов из более высоких энергетических областей. Поэтому хотя распределение Максвелла не ограничивается со стороны высоких значений энергий, в случае нейтронов можно указать условную границу распределения: это та энергия, при которой поток замедляющихся нейтронов равен потоку нейтронов, уже пришедших в тепловое равновесие со средой.

Классификация нейтронов по энергии

Быстрая область	0,1-10 МэВ
Промежуточная область	0,2-10⁵ эВ
Тепловая область	0-0,2 эВ

В соответствии с классификацией нейтронов и ядерные реакторы называются **быстрыми, промежуточными или тепловыми** в зависимости от того, какие нейтроны вызывают наибольшее число реакций деления.

Сечение ядерной реакции

Два макроскопических шара радиусами R_1 и R_2 сталкиваются друг с другом, если центр одного из них при движении пересекает область, описанную радиусом $R_1 + R_2$ около центра второго шара.

Площадь σ поперечного сечения этой области

$$\sigma = \pi (R_1 + R_2)^2$$

и ее абсолютное значение определяет **вероятность столкновения** двух шаров при движении в заданной области пространства.

Хотя оба шара имеют конечный размер, указанное поперечное сечение можно приписать телу-мишени, и тогда от первого остается только центр или бомбардирующее тело рассматривается как точка.

Сечение ядерной реакции

Ядерные эффективные сечения, или эффективные сечения взаимодействия частиц, имеют тот же смысл:

Эффективное сечение есть площадь поперечного сечения такой области пространства около частицы-мишени, при пересечении которой бомбардирующей частицей-точкой со 100%-ной вероятностью возникает взаимодействие, сопровождающееся рассеянием или реакцией.

Ядерные эффективные сечения в физике нейтронов также называются нейтронными эффективными сечениями, определяются экспериментально и измеряются в барнах:

$$1 \text{ барн} = 10^{28} \text{ м}^2.$$

Сечение ядерной реакции

Направленный поток нейтронов в протяженном теле изменяется по экспоненциальному закону.

Константой распределения Σ является величина

$$\Sigma = \rho \sigma$$

которая при описании прохождения через вещество потоков нейтронов называется - **макроскопическим сечением**.

Название связано с тем, что представляет как бы сечение всех ядер единицы объема вещества ρ .

Макроскопическое сечение измеряется в **1/м**.

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 5

**История открытия реакции деления.
Осколки деления. Выходы осколков деления.
Мгновенные и запаздывающие нейтроны.
Распределение энергии между продуктами деления.
Спонтанное деление.
Особенности сечений деления основных
делящихся изотопов.**

История освоения реакции деления

- 1932 открытие нейтрона (Чедвик)
- 1934 открытие искусственной радиоактивности (Жулио-Кюри)
- 1938 открытие деления (Ган, Штрассман)
- 1939 экспериментальный «бум»
- 1940 открытие спонтанного деления
- 1942 первый ядерный реактор (Ферми)
- 1945 первый атомный взрыв (США)

Осколки и продукты деления

Осколок деления - ион короткоживущего изотопа, появляется в результате деления.

Продукт деления – нейтральный атом, появляется в результате распада осколков деления.

Изобарная цепочка – последовательность β -распадов осколков и продуктов деления с одинаковым массовым числом.

Легкий осколок (85-105) - As, Se, Br, Kr, Rb, Sr, Y, Zr, Nb, Mo

Тяжелый осколок (130-150) - Sb, Te, I, Xe, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm

Выходы осколков деления

Прямой (независимый) выход осколка – y_i

вероятность появления осколка в реакции деления

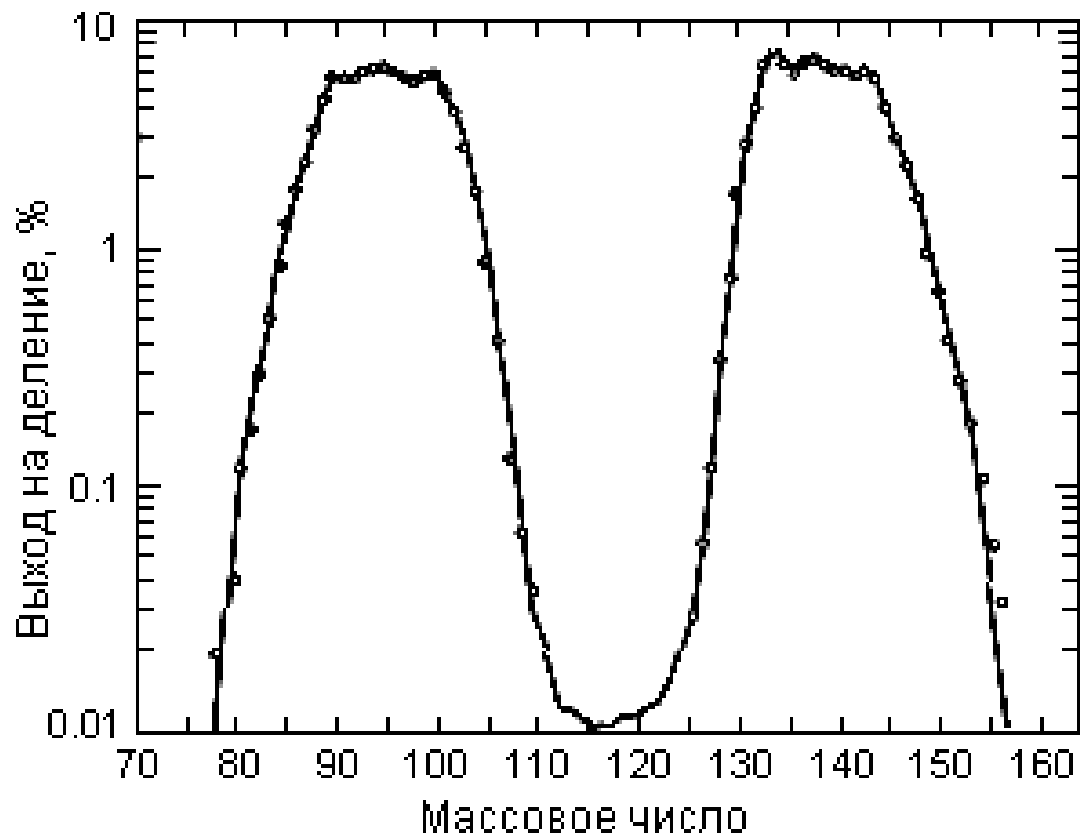
Итоговый (кумулятивный) выход осколка – y_i^Σ

вероятность появления осколка в реакции деления и
вероятность его появления в процессе распадов
других осколков деления

Выход по изобарной цепочке – y^A

сумма прямых выходов всех изотопов изобарной
цепочки

Распределение выходов по изобарным цепочкам при делении ^{235}U тепловыми нейтронами

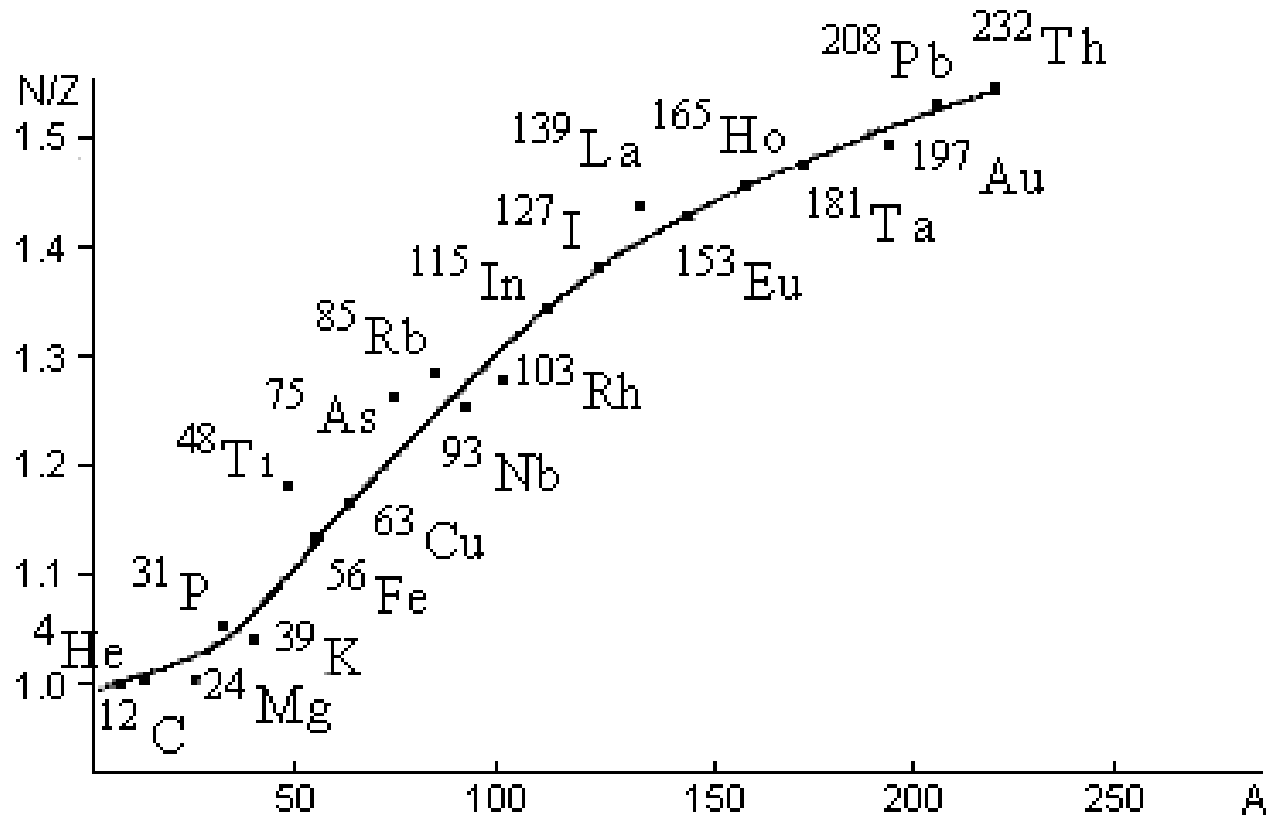


Пример изобарной цепочки A=135

$$y^A = 0,066 \text{ (6,6\%)}$$

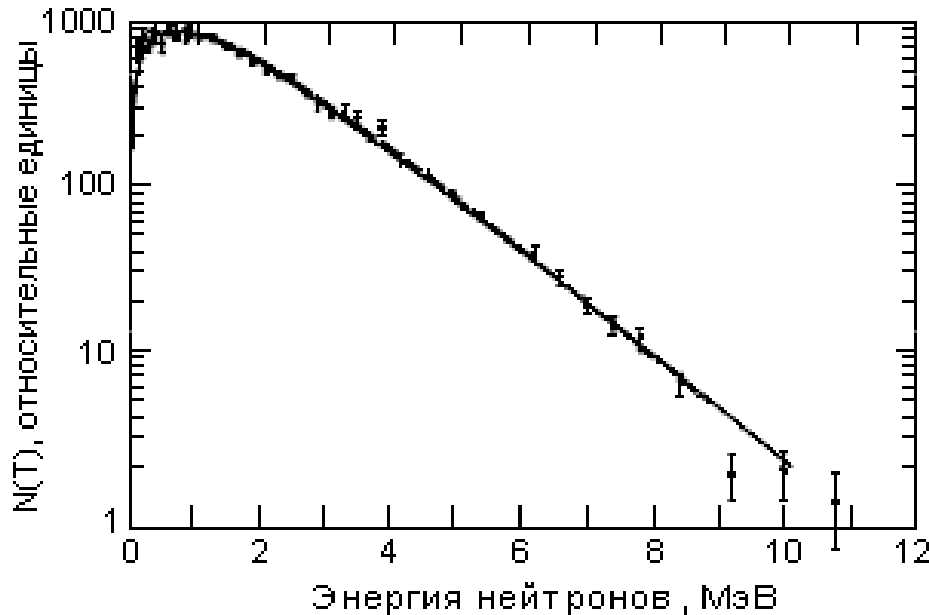
	${}_{50}\text{Sn}$	${}_{51}\text{Sb}$	${}_{52}\text{Te}$	${}_{53}\text{I}$	${}_{54}\text{Xe}$	${}_{55}\text{Cs}$
y_i	9,3-6	1,1-3	0,036	0,026	0,003	4,4-6
y_i^Σ	9,3-6	1,1-3	0,037	0,063	0,066	0,066
$T_{1/2}$	0,85 с	1,7 с	19 с	6,61 ч	9,09 ч	2,3+6 лет

N/Z для ядер долины стабильности



Мгновенные нейтроны

Мгновенные нейтроны испускаются возбужденными осколками за время, меньшее, чем $4 \cdot 10^{-14}$ с.

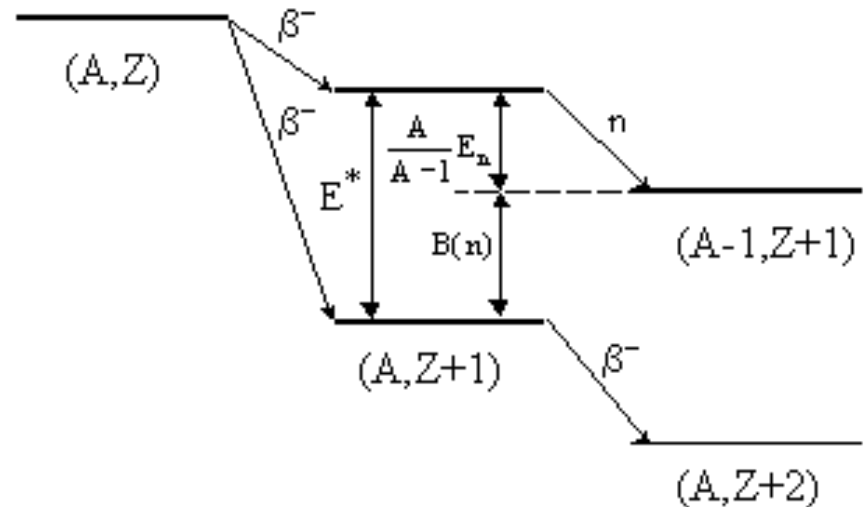


$$N(E) \sim E^{1/2} \cdot \exp(-E/k)$$

$$k = 130 \text{ МэВ}$$

Запаздывающие нейтроны

Запаздывающие нейтроны испускаются в результате двухступенчатых $-\beta$ распадов через несколько секунд после реакции деления



Распределение энергии в реакции деления

Составляющие	Энергия, МэВ
Мгновенное энергосвободное	
Осколки деления	166–168
Мгновенные нейтроны	5
Мгновенные гамма-кванты	6–7
Запаздывающее энергосвободное	
Электроны бета-распада	6–7
Гамма-кванты бета-распада	6–7
Антинейтрино бета-распада	10–11

Спонтанное деление

Изотоп	$T_{1/2}$, лет	Выход распадов с делением	Количество делений в 1 г	Примечание
^{238}U	$4,47 \cdot 10^9$	$5,4 \cdot 10^{-7}$	$7 \cdot 10^{-3}$	Источник нейтронов в урановом топливе
^{240}Pu	$6,56 \cdot 10^3$	$5,7 \cdot 10^{-8}$	460	Мешает мощному ядерному взрыву
^{244}Cm	18,1	$1,35 \cdot 10^{-6}$	$4 \cdot 10^6$	Основной вклад в источник нейтронов в ОЯТ
^{252}Cf	2,65	$3,1 \cdot 10^{-2}$	$6,3 \cdot 10^{11}$	Портативные источники нейтронов

Делящиеся и делимые изотопы

Делящиеся изотопы эффективно делятся нейтронами всех энергий. В тепловой области сечение деления больше сечения радиационного захвата.

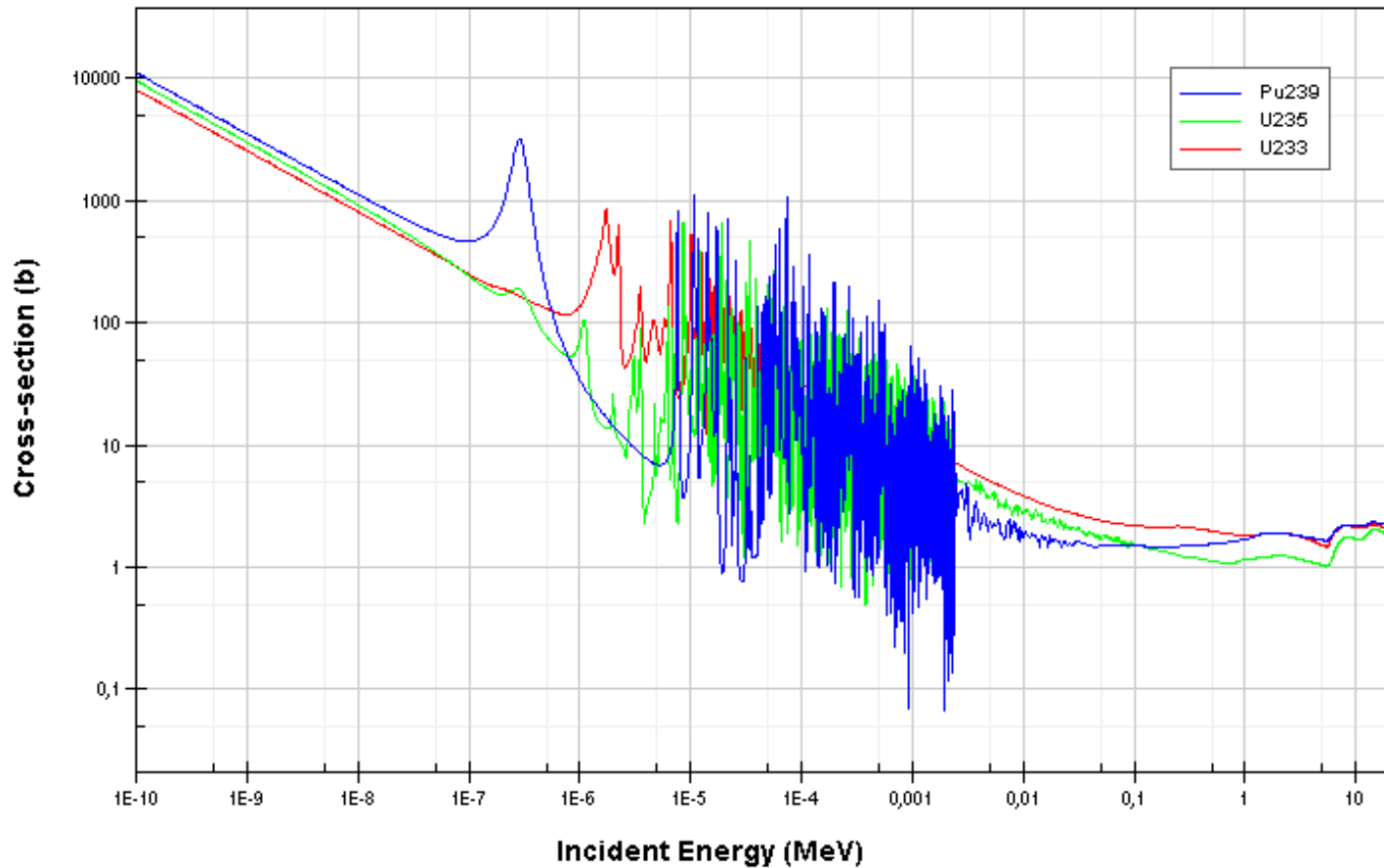


Делимые (сырьевые, фертильные) изотопы эффективно делятся только быстрыми нейтронами. В тепловой области сечение радиационного захвата много больше сечения деления.



Сечения деления делящихся изотопы

Incident neutron data / ENDF/B-VI.8 // MT=18
: (z,fission) total fission / Cross section



Параметры делящихся изотопов в тепловой области (ENDF/B-6.8)

	$\sigma_{f0}, \text{б}$	α	ν_f	η
^{233}U	529	0,086	2,48	2,28
^{235}U	585	0,167	2,42	2,07
^{239}Pu	748	0,359	2,86	2,11

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 6

**Цепная самоподдерживающаяся реакция деления.
Коэффициент размножения.
Способы достижения критичности.
Критические и подкритические эксперименты.
Первый ядерный реактор.**

Цепная самоподдерживающаяся реакция деления

Неконтролируемая (неуправляемая) цепная реакция –

ядерный взрыв осуществляется в атомной бомбе.

Реакции деления протекают в течении долей секунды и все деления вызываются быстрыми нейтронами.

Контролируемая (управляемая) цепная реакция –

ядерное горение осуществляется в атомных (ядерных) реакторах.

Реакции деления протекают непрерывно длительное время от нескольких дней до нескольких лет. В настоящее время большинство действующих ядерных реакторов являются тепловыми. Это реакторы, в которых большинство реакций деления осуществляются тепловыми (медленными) нейтронами.

Схема цепная реакция в быстром реакторе

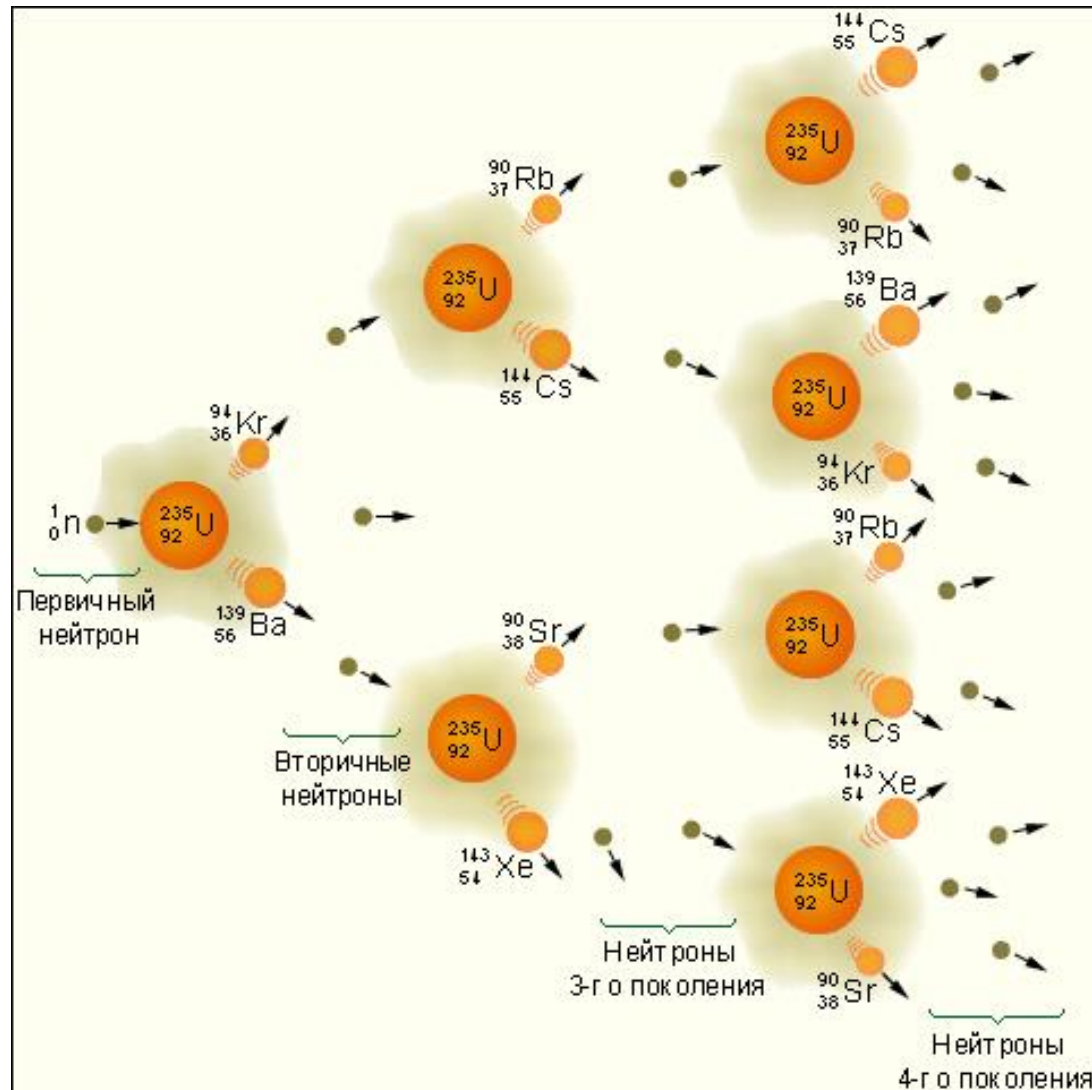
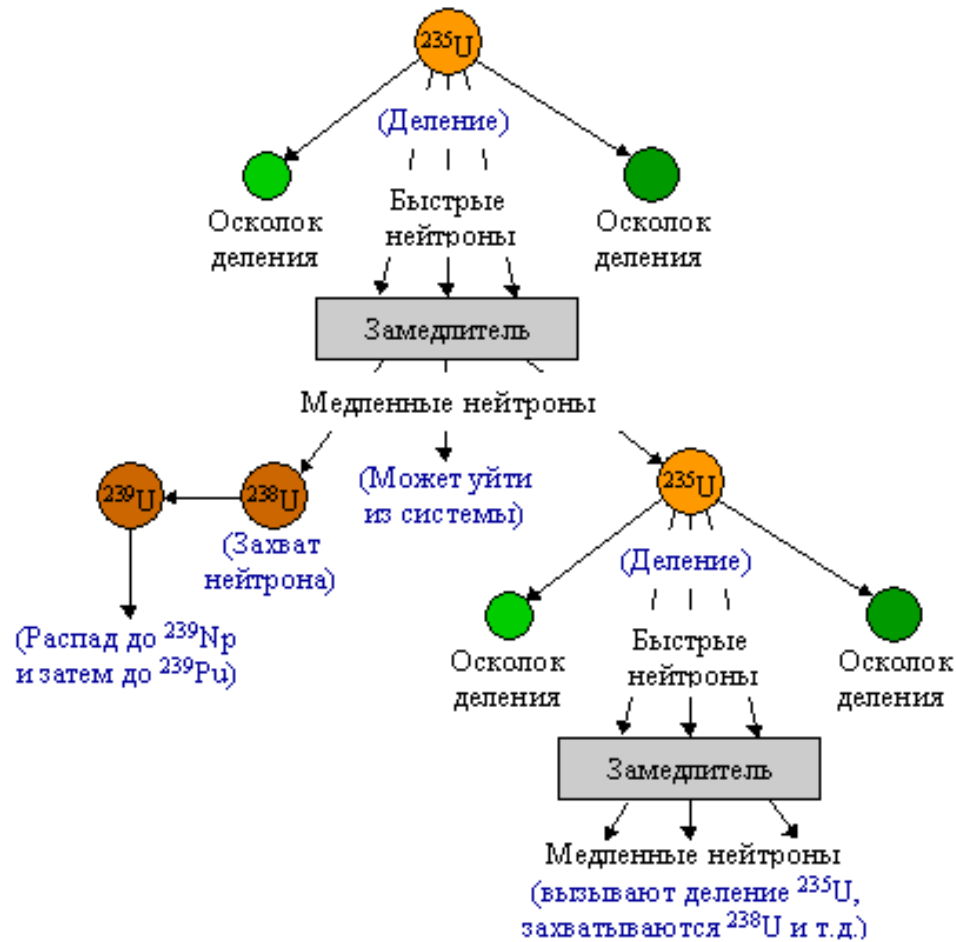


Схема цепная реакция в тепловом реакторе



Коэффициент размножения нейтронов в системе

Коэффициент размножения ($K_{эф}$) - это отношение количества нейтронов следующего поколения к количеству нейтронов предыдущего поколения

При $K_{эф} < 1$ реакция деления затухает.
Система подкритична.

При $K_{эф} = 1$ реакция деления происходит на постоянной мощности.
Система критична.

При $K_{эф} > 1$ реакция деления разгоняется.
Система надкритична.

Коэффициент размножения бесконечной среды

K_{∞} – коэффициент размножения теоретической системы, которая представляет собой пространство, полностью заполненное некоторой средой (гомогенной или гетерогенной).

В бесконечной среде отсутствует утечка нейтронов, поэтому коэффициент размножения любой конечной системы, состоящей из данной среды будет меньше, чем коэффициент размножения бесконечной среды.

Зная коэффициент размножения бесконечной среды можно оценить критические размеры и массу системы конкретной формы.

Способы достижения критичности

- Изменение расстояния между двумя подкритическими системами, которые в совокупности представляют надкритическую или критическую систему;
- Изменение геометрических размеров среды с делящимися материалами;
- Изменение поглощения в системе за счет выдвижения поглощающих стержней
- Изменение свойств системы за счет изменения количества замедлителя
- Изменение свойств системы за счет изменения свойств окружения системы (отражателя)

Подкритические эксперименты

Эксперименты с внешним источником нейтронов.
Позволяют изучать свойства сред (систем), как с делящимися материалами, так и без них.

Экспоненциальные опыты

Импульсный источник нейтронов

$$\phi(t) \approx A \cdot \exp(-\alpha_t \cdot t)$$

Стационарный источник нейтронов

$$\phi(z) \approx A \cdot \exp(-\alpha_z \cdot z)$$

Подкритические эксперименты в Советском атомном проекте. 1940-е.



Из графитовых брикетов складывали купол, внутрь которого помещали источник нейтронов, и датчиками фиксировали поток, дошедший до поверхности

Критические эксперименты

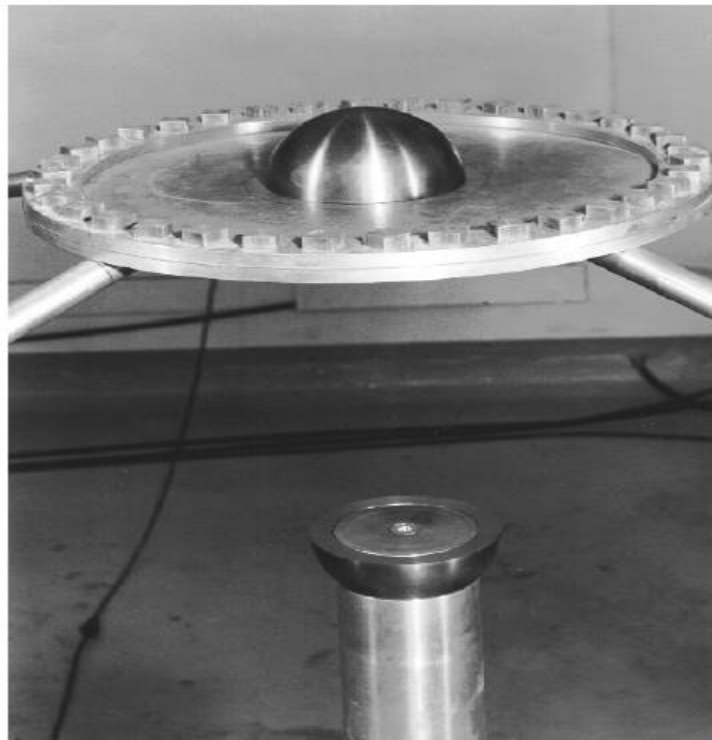
Эксперименты, в которых в системе достигается критическое состояние системы (нейтронная вспышка).

Результаты экспериментов представленные в определенном формате собираются в специальной базе данных:

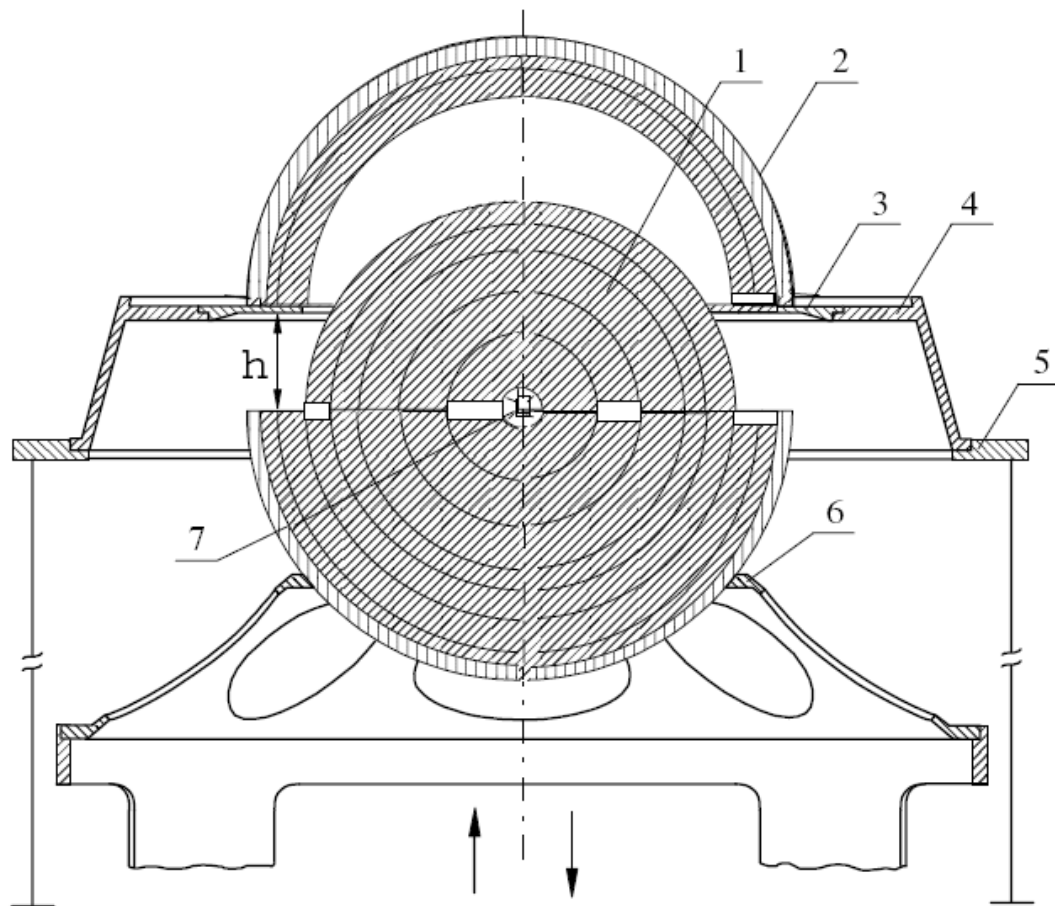
INECSBE – база данных по оцененным критическим экспериментам (benchmarks).

Критические и подкритические эксперименты проводятся для получения данных, необходимых для проектирования ядерных реакторов, разработки и проверки теоретических моделей.

**Сфера из высокообогащенного урана (93%)
(Леди Годива). Лос-Аламос (LANL).
1950-е годы.**

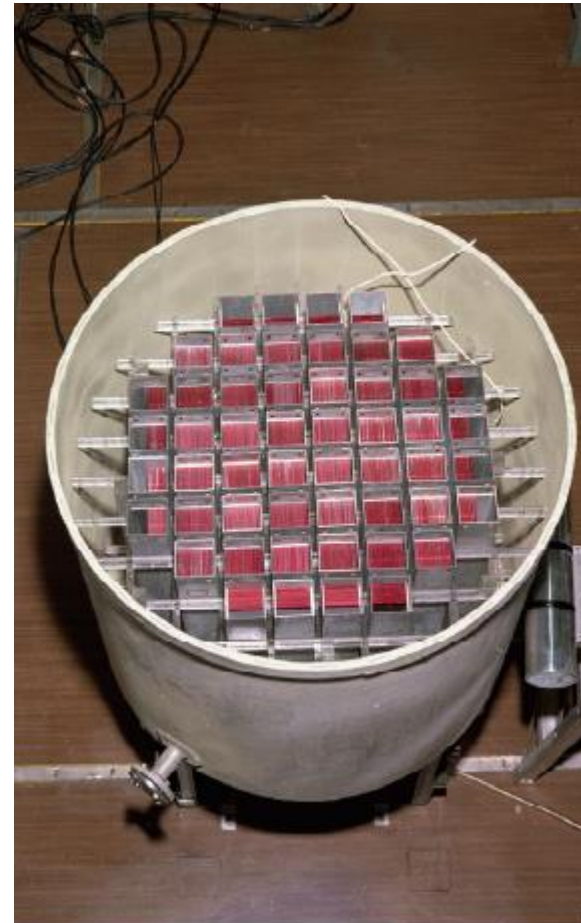
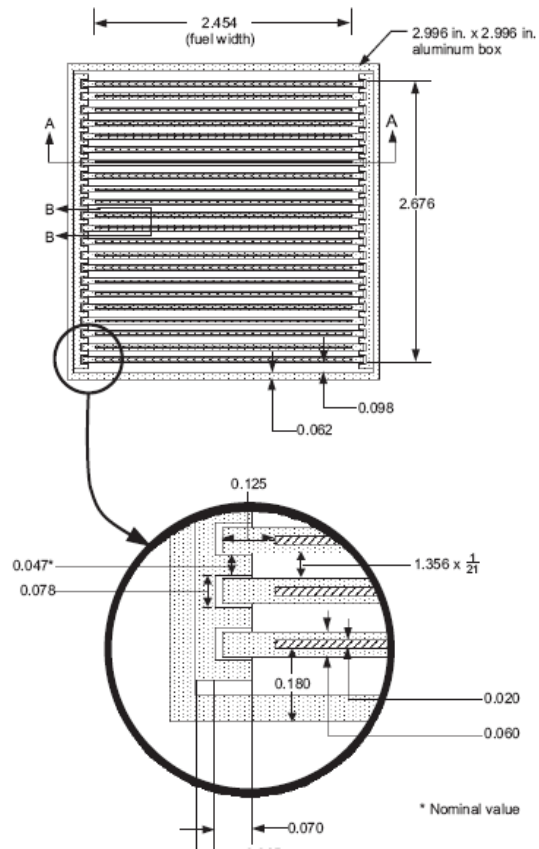


Сфера из высокообогащенного урана (90%) с отражателем. Саров (ВНИИЭФ). 1960-е годы.

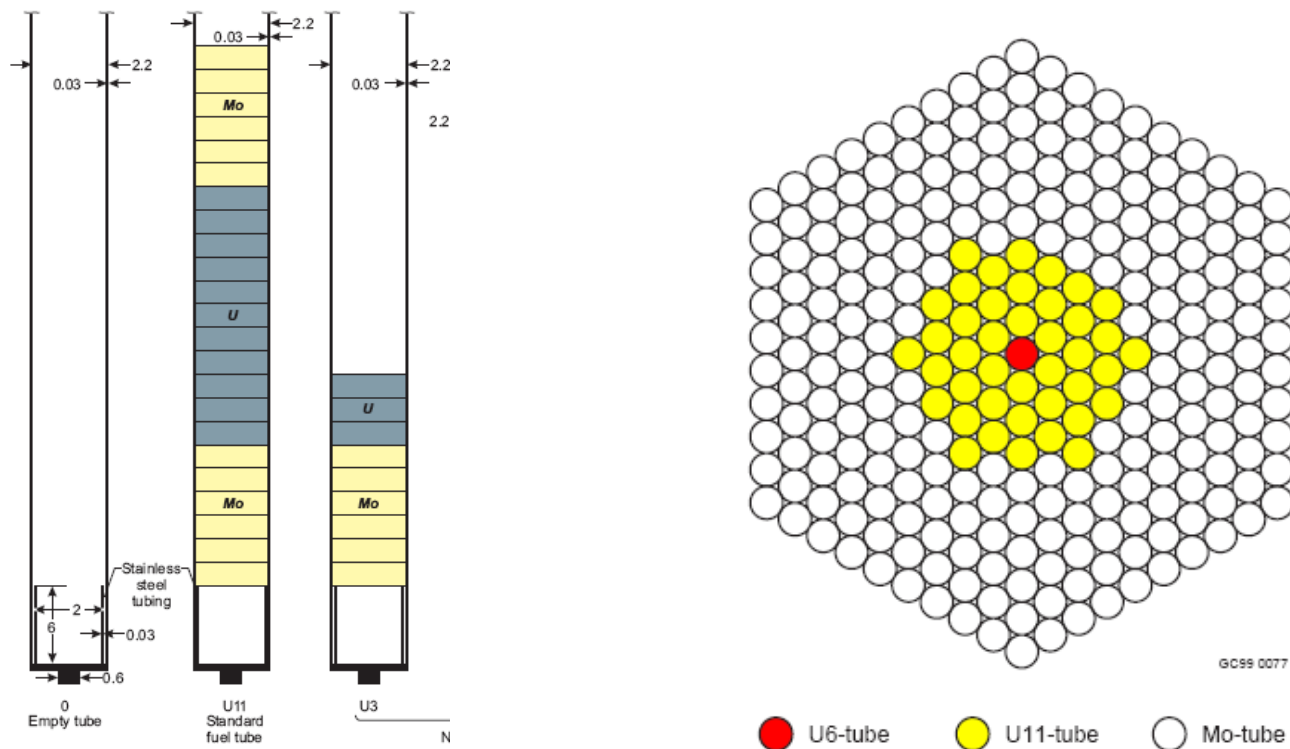


- 1 – Нижняя урановая зона с графитовым отражателем
- 2 - Верхняя урановая зона с графитовым отражателем
- 3-6 – Суппорты и опоры
- 7 – Нейтронный источник

Системы из пластинчатых твэлов (SPERT-D) с водой в качестве замедлителя. Оак-Ридж (ORNL). 1960-е годы.



Системы из цилиндрических твэлов с молибденом и бериллием. Обнинск (ФЭИ). 1980-е годы. Сборка УКС (Универсальная Критическая Сборка)



Первый ядерный реактор 1942 г. Э.Ферми, США

Г.Д.Смит, Атомная энергия для военных целей,
ТрансЖелДорИздат, 1946, 276 стр.

Официальный отчет о разработке атомной бомбы
под наблюдением правительства США.

Издание в США 12 августа 1945 г.

перевод под ред. Г.Н.Иванова. 30000 экз.

<http://base13.glasnet.ru/text/aedvc/t.htm>

Первый ядерный реактор Ф-1 в Европе 1946 г. И.В.Курчатов, СССР

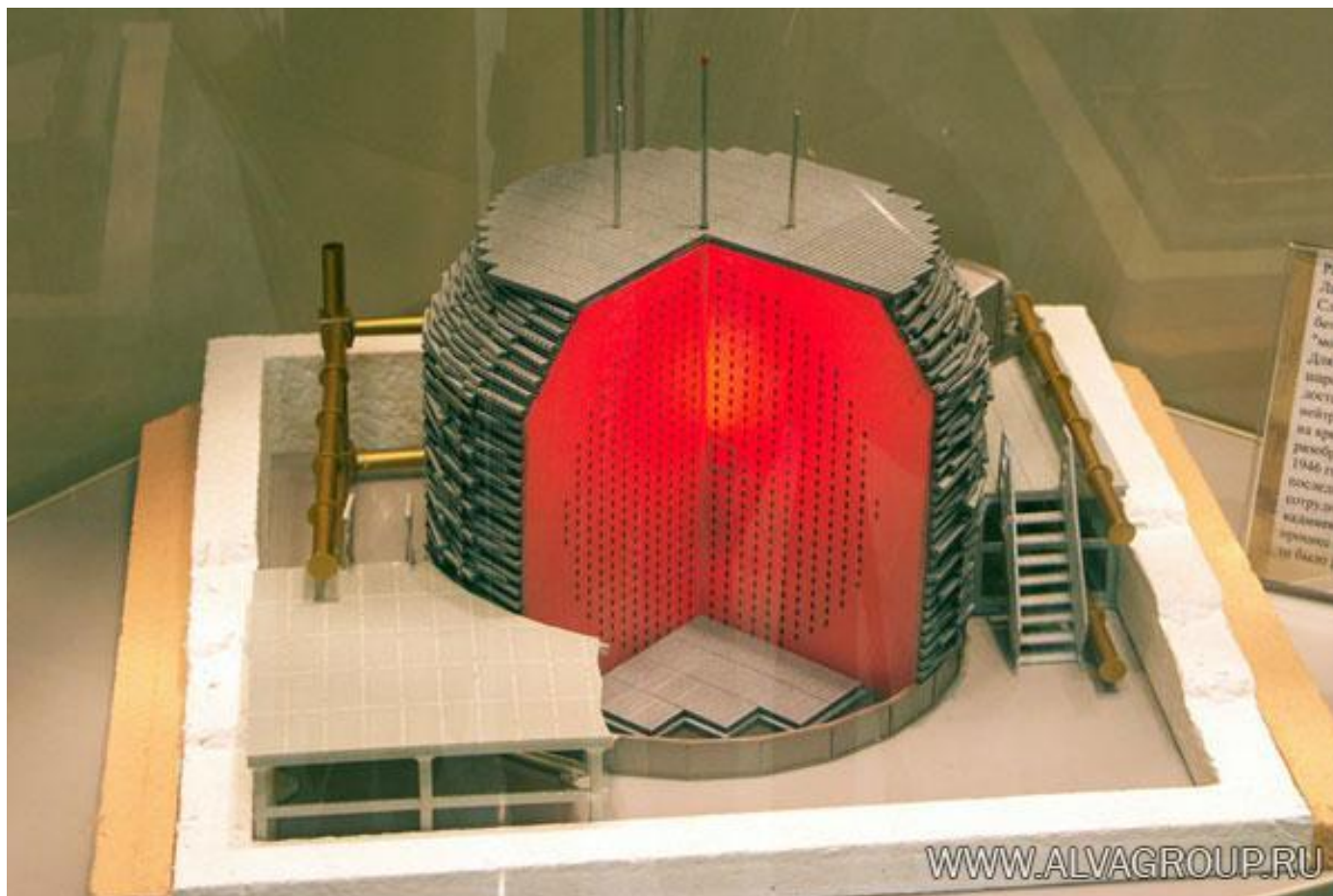


История Ф-1 60 лет без отдыха



Котел Ф-1 за 60 лет не изменился (слева), а системы управления и контроля периодически совершенствовались. Так выглядел пульт управления реактором в 80-е годы XX века (справа) (изображение: «Наука и жизнь»)

Макет реактора Ф-1



***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 7

Плотность потока нейтронов.

Скорость ядерной реакции.

Баланс нейтронов в ядерном реакторе.

Коэффициент размножения в бесконечной среде.

Групповой подход.

Библиотеки групповых констант.

Плотность потока нейтронов

Совокупность переменных называют точкой фазового пространства.

Переменные:

\vec{r} – радиус вектор пространственной точки,
 $\vec{\Omega}$ – единичный вектор направления полета нейтрона,
 E – энергия нейтрона,
 t – момент времени.

Для описания взаимодействия нейтронов со средой в рассматриваемой системе используется функция N – **плотность нейтронов** – число нейтронов в единичном объеме около точки фазового пространства. Размерность этой величины – **нейтрон/м³•страд•эВ**.

Плотность потока нейтронов

Уравнение переноса нейтронов в реакторе обычно записывают для величины

$$\Phi = vN = \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t),$$

называемой **плотностью потока нейтронов** (иногда просто потоком нейтронов), где v – скорость нейтрона. Размерность этой величины – **нейтрон/м²•страд•эВ•с**.

Газокинетическое уравнение переноса нейтронов в реакторе (надкритической системе) записывают для величины

$$\Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$$

стационарной плотности потока нейтронов.

Размерность стационарной плотности потока нейтронов – **нейтрон/м²•страд•эВ•с**.

Плотность потока нейтронов

Иногда используется понятие **интегрального по углам потока** нейтронов:

$$\Phi(\vec{r}, E) = \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$$

Размерность этой величины – нейтрон/м²•эВ•с.

Можно определить понятие **полного потока** нейтронов в пространственной точке :

$$\Phi(\vec{r}) = \int_0^{\infty} dE \int_{4\pi} d\vec{\Omega} \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E).$$

Размерность этой величины – нейтрон/м²•с. Физический смысл величины $\Phi(\vec{r})$ полного потока нейтронов – число нейтронов в пространственной точке, за единицу времени пересекающих площадку единичной площади, расположенной перпендикулярно направлению полета нейтронов.

Скорость ядерной реакции

Скорость ядерной реакции является важной характеристикой для описания взаимодействия нейтронов со средой в рассматриваемой системе. **Скорость ядерной реакции** в некотором объеме системы – число реакций данного типа x , происходящих в единицу времени. Эта величина может быть вычислена как:

$$\int_V d\vec{r} \int_0^{\infty} dE \Sigma_x(\vec{r}, E) \Phi(\vec{r}, E),$$

где V – объем системы,

$\Sigma_x(\vec{r}, E)$ – макроскопическое сечение реакции типа x взаимодействия нейтронов с ядрами среды.

Размерность этой величины – **1/с**.

Скорость ядерной реакции

При составлении баланса нейтронов в ядерном реакторе записывают распределенную скорость реакции взаимодействия нейтронов с ядрами:

$$\sum_x (\vec{r}, E) \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E),$$

т.е. произведение макроскопического сечения взаимодействия и плотности потока нейтронов.

Баланс нейтронов в ядерном реакторе

Баланс нейтронов в ядерном реакторе (надкритической системе) записывается квазикритическим газокинетическим уравнением переноса. Особенностью квазикритического уравнения переноса нейтронов является отсутствие в нем внешнего источника нейтронов.

Обозначив: $\Phi = \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$, $\Phi' = \Phi'(\vec{r}, \vec{\Omega}', E')$, запишем это уравнение в виде:

$$\vec{\Omega} \cdot \nabla \Phi + \Sigma_{tot}(\vec{r}, E) \Phi = \frac{1}{4\pi} \int d\vec{\Omega}' \cdot$$

$$\bullet \int_0^{\infty} dE' \Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}, E \leftarrow \vec{\Omega}', E') \Phi' + \frac{1}{k} \frac{\chi(\vec{r}, E)}{4\pi} \int_{4\pi} d\vec{\Omega}' \cdot$$

$$\bullet \int_0^{\infty} dE' \nu_f(\vec{r}, E') \Sigma_f(\vec{r}, E') \Phi'$$

Баланс нейтронов в ядерном реакторе

Физический смысл слагаемых в левой части уравнения следующий:

первое $\vec{\Omega} \cdot \nabla \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$ описывает **миграцию** нейтронов в системе, т.е. скорость вылета нейтронов через внешнюю поверхность системы,

второе $\Sigma_{tot}(\vec{r}, E) \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$ – **увод нейтронов** из системы в результате взаимодействия с ядрами среды, т.е. скорость реакции полного взаимодействия нейтронов (взаимодействия всех возможных реакций типа x),

$\Sigma_{tot}(\vec{r}, E)$ – полное макроскопическое сечение взаимодействия.

Баланс нейтронов в ядерном реакторе

Физический смысл слагаемых в правой части уравнения следующий:

первое слагаемое описывает процессы **рассеяния** нейтронов ядрами среды, приводящие к изменению направления полета $\vec{\Omega}'$ и энергии нейтрона E' на E т.е. скорость появления нейтронов за счет всех типов реакции рассеяния нейтронов.

Здесь $\Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}, E \leftarrow \vec{\Omega}', E')$ – дваждыдифференциальное макроскопическое сечение рассеяния (индикатриса рассеяния).

второе слагаемое – скорость появления нейтронов в результате **деления** ядер среды нейтронами. Здесь k – **коэффициент размножения** системы. Это слагаемое для квазикритического уравнения переноса нейтронов является единственным источником деления.

Коэффициент размножения в бесконечной среде

Коэффициент размножения в бесконечной среде k_0 определяет возможность получения цепной самоподдерживающейся реакции в конечном объеме вещества. Только при условии $k_0 > 1$ достижимо критическое состояние. Значение k_0 не может превышать число вторичных нейтронов деления ν , которое намного больше единицы. В реальных средах k_0 далеко не всегда превышает единицу.

Коэффициент размножения в бесконечной среде

Часто под коэффициентом размножения в бесконечной среде понимают коэффициент размножения бесконечного реактора, набранного из повторяющихся элементов (элементарных ячеек) активной зоны реального реактора. Тогда для вычисления k_0 можно решить уравнение переноса для следующих условий:

- 1) рассматриваемая система – **элементарная ячейка**,
- 2) на границе ячейки ставится граничное **условие отражения** (все нейтроны, вылетающие через границу, возвращаются в нее):

$$\Phi(\vec{R}_0, \vec{\Omega}, E) = \Phi(\vec{R}_0, -\vec{\Omega}, E), \text{ если } (\vec{n} \cdot \vec{\Omega}) < 0,$$

где \vec{n} – единичный вектор нормали к внешней границе системы в точке \vec{R}_0 в направлении из системы.

Групповой подход

Σ_x^g - групповое сечение процесса типа x определяется:

$$\Sigma_x^g = \frac{\int dE \Sigma_x(E) S(E)}{\int_{\Delta E_g} dE S(E)}$$

где $S(E)$ – **спектр свертки** (известная функция).

Групповой подход

Квазикритическое групповое уравнение переноса нейтронов в рассматриваемой системе имеет вид:

$$\vec{\Omega} \cdot \nabla \Phi^g + \Sigma_{\text{tot}}^g(\vec{r}) \Phi^g = \frac{1}{k} \chi^g \sum_{g'=1}^{NG} (v_f \Sigma_f)^{g'}(\vec{r}) \int_{4\pi} d\vec{\Omega}' \Phi^{g'} + \sum_{g'=1}^{NG} \int_{4\pi} d\vec{\Omega}' \Sigma_s^{g \leftarrow g'}(\vec{r}, \mu) \Phi^{g'},$$

где $\Phi^g(\vec{r}, \vec{\Omega})$ - поток нейтронов в группе g .

Библиотеки групповых констант

Для решения такого уравнения требуется набор макроскопических групповых констант:

$\Sigma_{\text{tot}}^g(\vec{r})$ - полное сечение в группе g ;

$(\nu_f \Sigma_f)^g(\vec{r})$ - сечение генерации в группе g ;

$\chi^g = \chi(E)$ - спектр нейтронов деления в группе g ;

$\Sigma_s^{g \leftarrow g'}(\vec{r}, \mu)$ – матрица межгрупповых переводов (дважды дифференциальное сечение рассеяния из группы g' в группу g).

Макроскопические групповые константы получаются из микроскопических групповых констант, помещенных в базу данных, называемой библиотекой групповых констант.

Библиотеки групповых констант

Библиотеки групповых констант формируются на основе данных **файлов оцененных ядерных данных** для определенного круга расчетных задач с учетом:

группового разбиения
спектра свертки.

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 8

**Нейтронный цикл в реакторе на тепловых нейтронах.
Формула четырех сомножителей.
Вероятность избежать резонансного захвата.
Вероятность избежать поглощения в замедлителе.
Критическое уравнение.
Оптимальные параметры размножающих сред.
Однотемпературная теория критического реактора.
Отражатель нейтронов.**

Гомогенный реактор на тепловых нейтронах

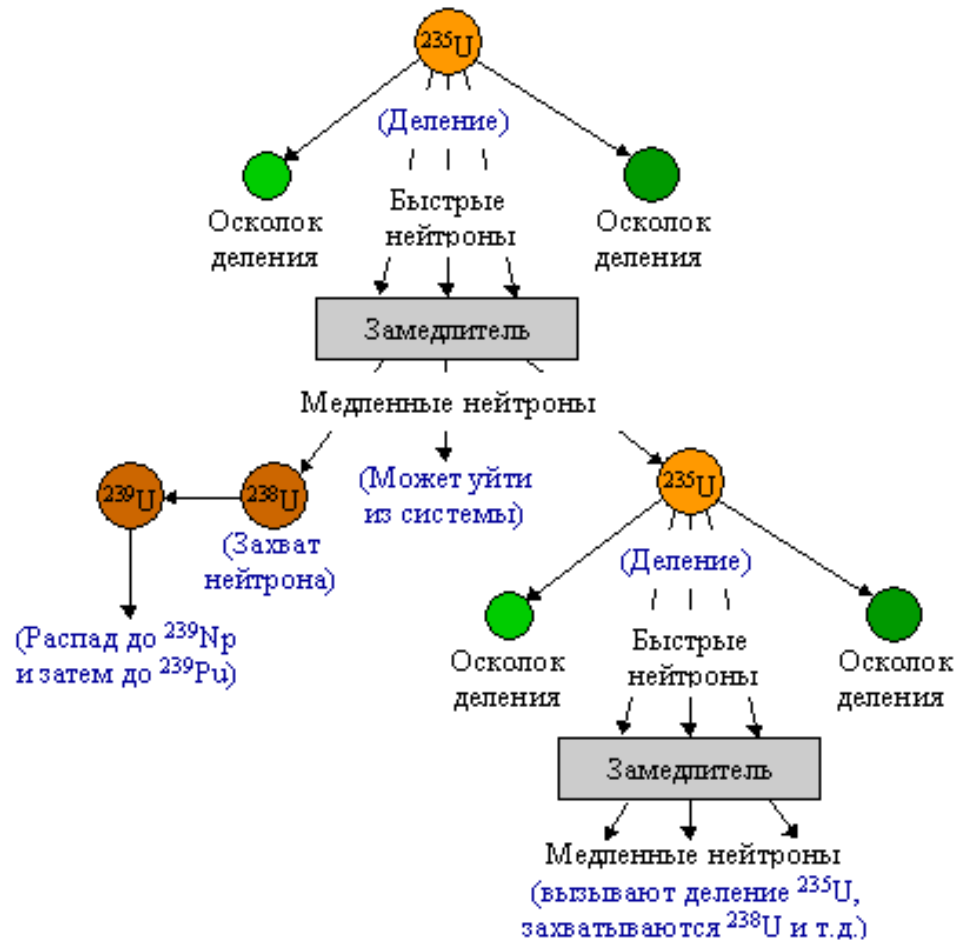
Реактор на тепловых нейтронах

1. Содержит большие количества замедлителя для эффективного уменьшения энергии нейтронов в пределах активной зоны
2. Большинство делений происходит тепловыми нейтронами
3. Урановое топливо имеет небольшое обогащение (0,71 – 5 %) по ядрам ^{235}U

Гомогенный реактор

топливо представляет собой однородную смесь делящегося материала и замедлителя (раствор, расплав и т.п.)

Схема цепная реакция в тепловом реакторе



Нейтронный цикл в реакторе на тепловых нейтронах

Этап	Процессы	Величины
Рождение нейтронов в результате реакции деления		
Замедление в быстрой области энергии Диффузия при замедлении	Взаимодействие с ядрами урана 238 и замедлителя	μ - коэффициент размножения на быстрых нейтронах
Замедление в промежуточной области энергии Диффузия при замедлении	Взаимодействие с ядрами урана 238 и замедлителя	φ - вероятность избежать поглощения на ядрах урана при замедлении
Диффузия нейтронов в тепловой области	Взаимодействие с ядрами замедлителя	θ - вероятность избежать поглощения на ядрах замедлителя
Диффузия нейтронов в тепловой области	Взаимодействие с ядрами урана	η - число нейтронов на одно поглощение в топливе (уране)

Формула четырех сомножителей

K_{∞} – коэффициент размножения теоретической системы, которая представляет собой пространство, полностью заполненное некоторой средой (гомогенной или гетерогенной).

$$K_{\infty} = \mu \cdot \varphi \cdot \theta \cdot \eta$$

Вероятность избежать резонансного захвата

$$\varphi(c) = \exp\left(-\frac{\rho_n \cdot I_{\text{эфф}}}{\xi \Sigma_s}\right)$$

ρ_n - ядерная плотность резонансного поглотителя;

$I_{\text{эфф}}$ - эффективный резонансный интеграл в смеси;

$\xi \Sigma_s$ - замедляющая способность смеси.

Вероятность избежать поглощения в замедлителе

$$\theta(c) = \frac{\sum_a^{тон}}{\sum_a^{зам} + \sum_a^{тон}}$$

$$\sum_a^{тон}, \quad \sum_a^{зам}$$

- макроскопические сечения поглощения в тепловой области энергий на ядрах топлива и замедлителя соответственно

Коэффициент использования тепловых нейтронов

$$\eta = \frac{\nu_f \cdot \Sigma_f^{mon}}{\Sigma_a^{mon}}$$

$$\Sigma_f^{mon}, \Sigma_a^{mon}$$

- макроскопические сечения деления и поглощения в тепловой области энергий на ядрах топлива

Оптимальные параметры гомогенных размножающих сред (уран природный – замедлитель)

Замедлитель	$C=N_{\text{зам}}/N_U$	K_∞
H ₂ O	2,5	0,84
D ₂ O	167	1,14
C	452	0,85

Однотрупповая теория критического реактора

$$\Phi = \Phi(\vec{r}) = \int_0^{\infty} \int_{4\pi} \varphi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \cdot d\vec{\Omega} \cdot dE$$

$$-D\Delta\Phi + \Sigma_a \cdot \Phi = \nu_f \cdot \Sigma_f \cdot \Phi \quad \Rightarrow \quad \Delta\Phi + \alpha_m^2 \Phi = 0$$

$$\alpha_m^2 = \frac{\nu_f \Sigma_f - \Sigma_a}{D} = \frac{k_{\infty} - 1}{L^2}$$

Материальный параметр

$$\Phi(\vec{r}_g) = 0$$

Граничное условие в однородном реакторе

$$\alpha^2 = \left(\frac{\pi}{H}\right)^2$$

Геометрический параметр в плоской геометрии

Пространственное распределение нейтронов

Плоская геометрия

$$\alpha^2 = \left(\frac{\pi}{H}\right)^2 \quad \Phi(x) = \Phi_0 \cdot \cos\left(\frac{\pi \cdot x}{H}\right)$$

Сферическая геометрия

$$\alpha^2 = \left(\frac{\pi}{R}\right)^2 \quad \Phi(r) = \Phi_0 \cdot \frac{\cos\left(\frac{\pi \cdot r}{R}\right)}{r}$$

Цилиндрическая геометрия

$$\alpha^2 = \left(\frac{2,405}{R}\right)^2 \quad \Phi(r) = \Phi_0 \cdot J\left(\frac{2,405 \cdot r}{R}\right)$$

Домашнее задание №4

Выполнить в MathCad !

- 1) Выбрать фигуры (сфера, параллелепипед, цилиндр)**
- 2) Построить распределение потока нейтронов в цилиндре конечной высоты**
- 3) Рассчитать коэффициенты неравномерности потока в различных фигурах**

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 9

Бесконечная решетка.

Элементарная ячейка.

Распределение нейтронов различных энергий по элементарной ячейке.

Коэффициент размножения бесконечной периодической решетки.

Твэлы и ТВС реакторов ВВЭР и РБМК.

Гетерогенная размножающая среда

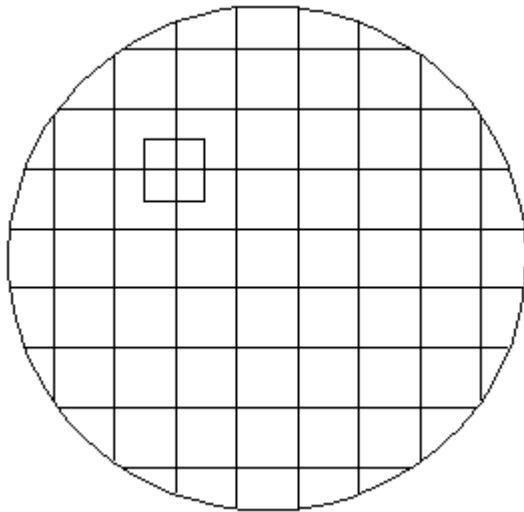
Реактор на тепловых нейтронах

1. Содержит большие количества замедлителя для эффективного уменьшения энергии нейтронов в пределах активной зоны
2. Большинство делений происходит тепловыми нейтронами
3. **Урановое топливо имеет небольшое обогащение (0,71 – 5 %) по ядрам ^{235}U**

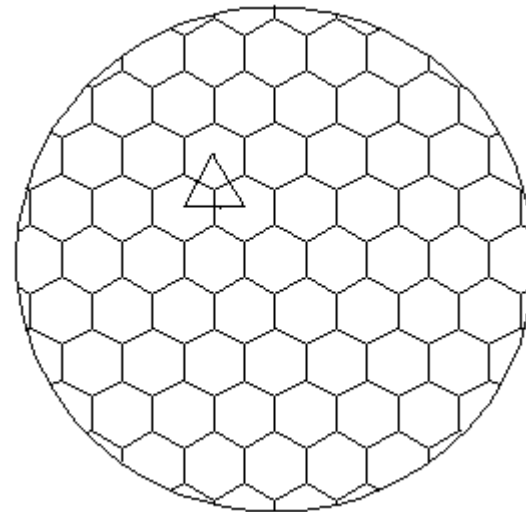
Гетерогенный реактор

- топливо представляет собой однородный делящийся материал (топливный сердечник)
- ТВЭЛ = топливный сердечник + оболочка
- ТВЭЛы расположены периодически в замедлителе

Бесконечная решетка топливных элементов



Квадратная решетка
PWR, BWR, РБМК, CANDU



Треугольная решетка
ВВЭР, БН

Формула четырех сомножителей

K_{∞} – коэффициент размножения теоретической системы, которая представляет собой пространство, полностью заполненное некоторой средой (гомогенной или гетерогенной).

$$K_{\infty}^{\tilde{a}\hat{i}} = \mu_{\tilde{a}\hat{i}} \cdot \varphi_{\tilde{a}\hat{i}} \cdot \theta_{\tilde{a}\hat{i}} \cdot \eta_{\tilde{a}\hat{i}}$$

$$K_{\infty}^{\tilde{a}\hat{o}} = \mu_{\tilde{a}\hat{o}} \cdot \varphi_{\tilde{a}\hat{o}} \cdot \theta_{\tilde{a}\hat{o}} \cdot \eta_{\tilde{a}\hat{o}}$$

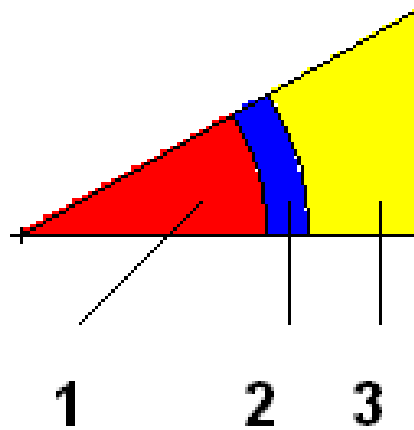
Сравнение гомогенной и гетерогенных бесконечных сред

Гомогенная среда	Знак	Гетерогенная среда
$\mu_{\text{ГОМ}}$	$<$	$\mu_{\text{ГЕТ}}$
$\varphi_{\text{ГОМ}}$	$<$	$\varphi_{\text{ГЕТ}}$
$\theta_{\text{ГОМ}}$	$>$	$\theta_{\text{ГЕТ}}$
$\eta_{\text{ГОМ}}$	$=$	$\eta_{\text{ГЕТ}}$
$K_{\infty}^{\text{гет}}$	$<$	$K_{\infty}^{\text{гом}}$

**Оптимальные параметры
гетерогенных размножающих сред
бесконечные цилиндры в треугольной решетке
(уран природный – замедлитель)**

Замедлитель	$C=N_{\text{зам}}/N_U$	K_{∞}
H ₂ O	1,4	0,99
D ₂ O	50	1,20
C	150	1,07

Элементарная ячейка реактора ВВЭР

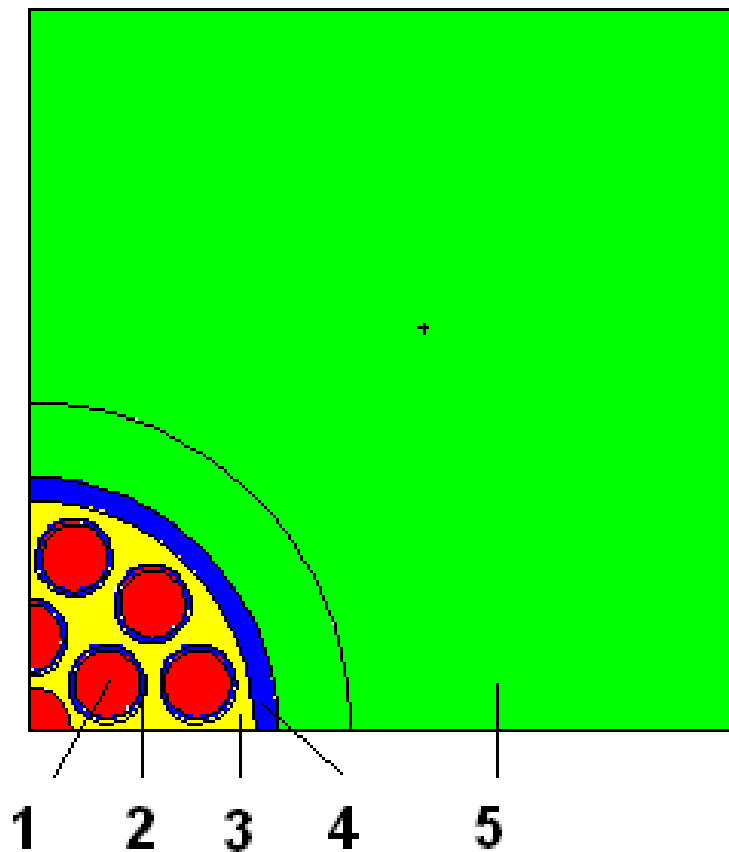


1 – топливо;

2 – оболочка;

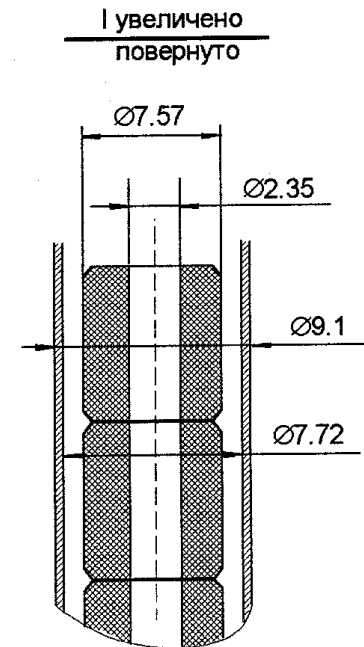
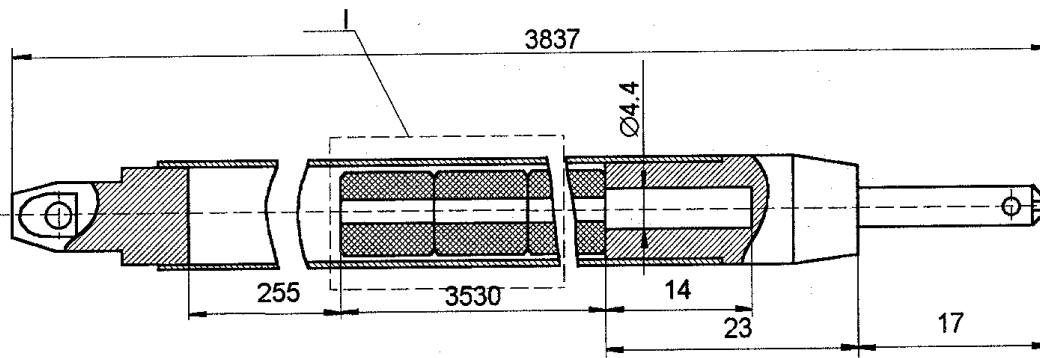
3 – вода (замедлитель и теплоноситель)

Элементарная ячейка реактора РБМК

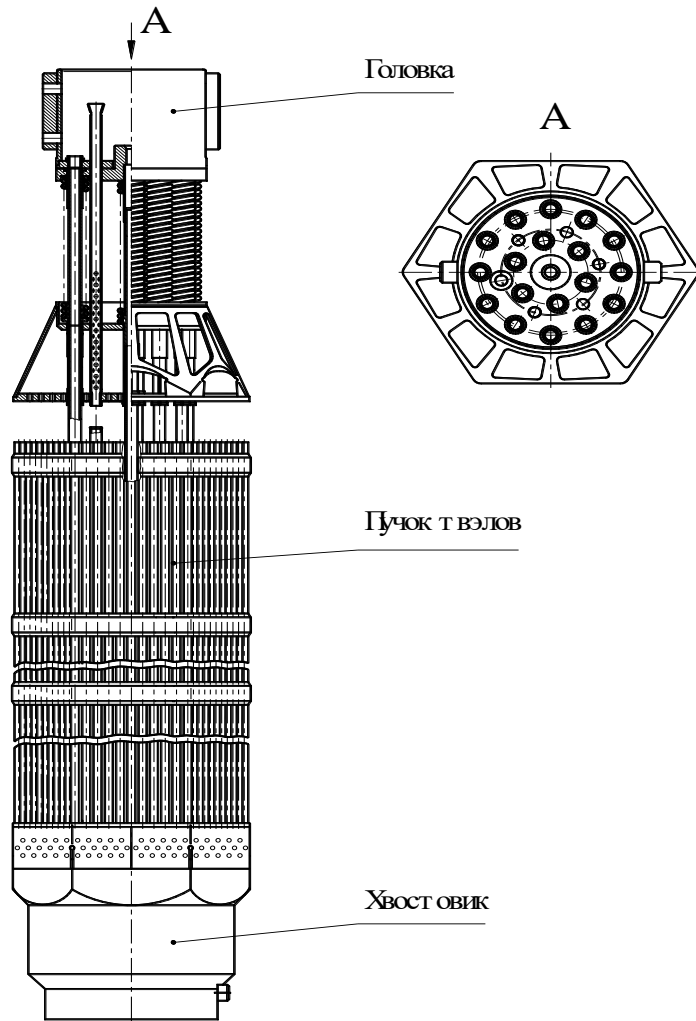


- 1 – топливо;
- 2 – оболочка;
- 3 – вода (теплоноситель);
- 4 – труба;
- 5 – графит (замедлитель)

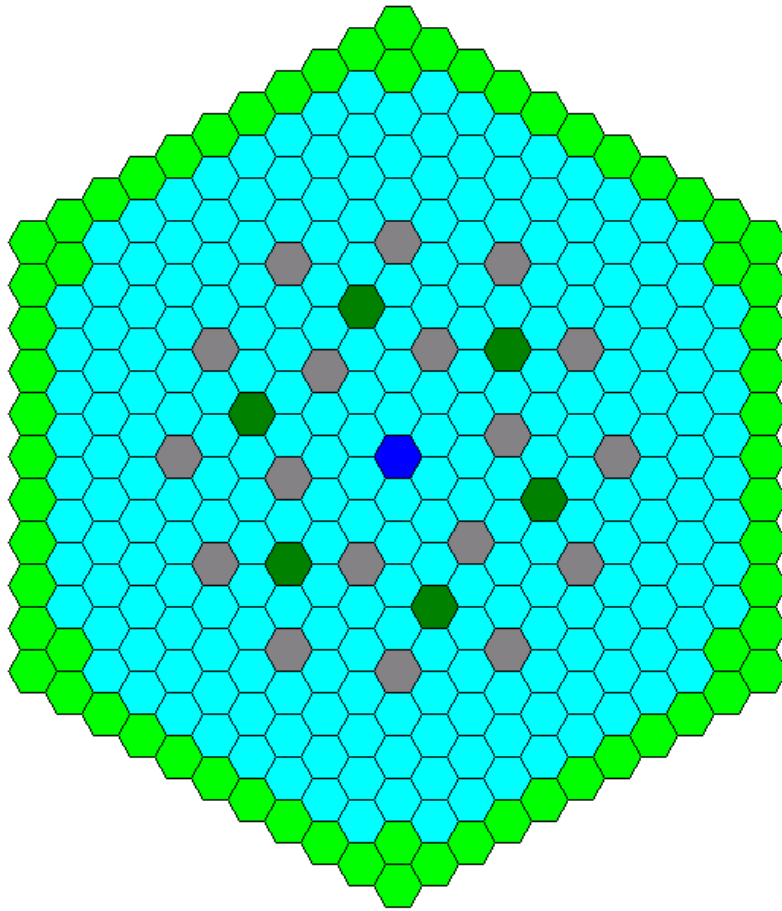
ТВЭЛ и топливные таблетки ВВЭР








ТВС реактора ВВЭР-1000

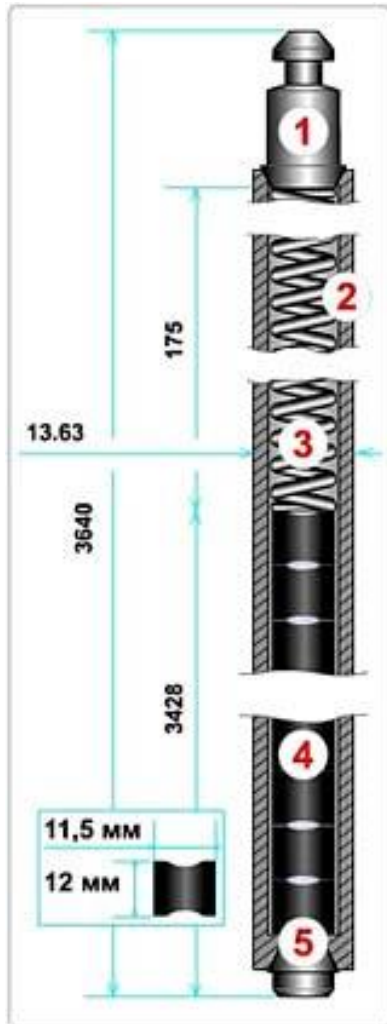


Картограмма ТВС – U42G6



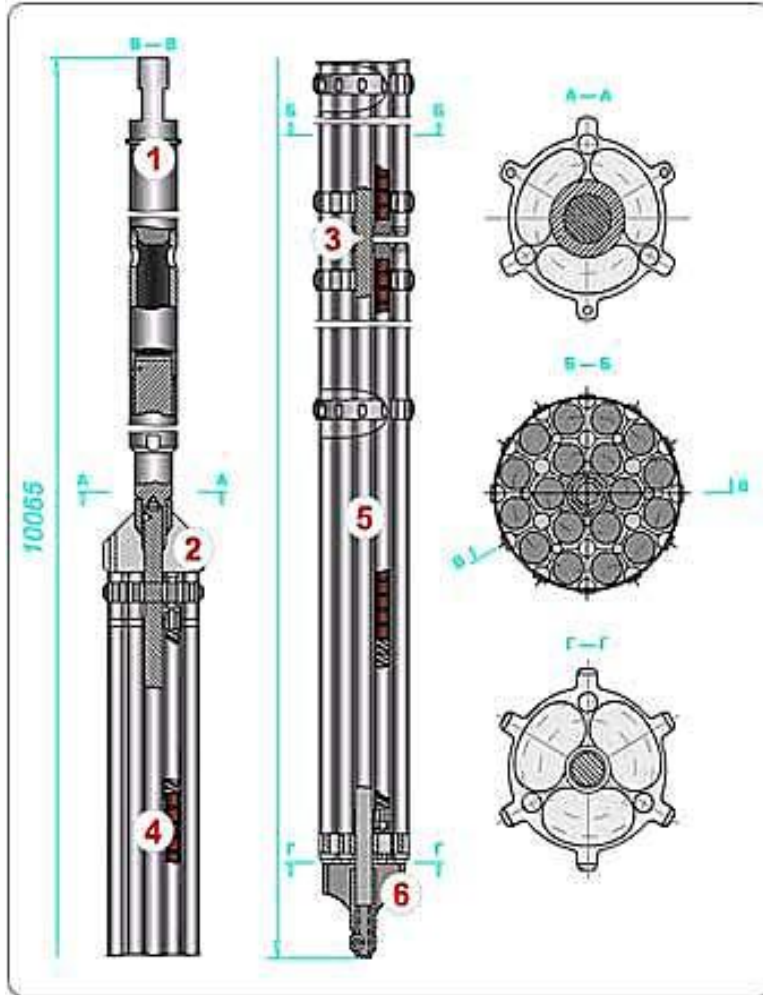
-  Твэл U42
-  Центральная трубка
-  Направляющие каналы
-  Твэл U33G
-  Твэл U37

ТВЭЛ и топливные таблетки РБМК



- 1 – верхний концевик;
- 2 – оболочка;
- 3 – пружина;
- 4 – топливные таблетки;
- 5 – нижний концевик

ТВС реактора РБМК-1000



- 1 – головка;
- 2 – верхний концевик;
- 3 – переходник;
- 4 – верхний пучек ТВЭЛОВ;
- 5 – нижний пучек ТВЭЛОВ;
- 6 – нижний концевик

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 10

Многогрупповой подход.

Многогрупповое уравнение диффузии.

Внутренние и внешние итерации.

**Программы нейтронно-физического
расчета.**

**Коэффициенты чувствительности
коэффициента размножения к изменению
параметров реактора.**

Многогрупповой подход

Многогрупповой подход при решении уравнения диффузии с энергетической зависимостью основан на посылке, что в пределах каждого энергетического диапазона $\{E_g\}$ функция плотности потока нейтронов обладает свойством подобия по энергии.

Тогда исходное уравнение диффузии заменяется **системой групповых уравнений**.

Многогрупповой подход

В групповых уравнениях диффузии величина Σ_x^g – групповое сечение процесса типа x определяется:

$$\Sigma_x^g = \frac{\int dE \Sigma_x(E) S(E)}{\int_{\Delta E_g} dE S(E)}$$

где $S(E)$ – спектр свертки (известная по форме функция внутри группы).

Многогрупповое уравнение диффузии

Стационарное групповое уравнение диффузии нейтронов имеет вид:

$$-\nabla D^g(\vec{r}) \nabla \Phi^g(\vec{r}) + \Sigma^g_0(\vec{r}) \Phi^g(\vec{r}) =$$
$$= \sum_{g'=1}^{NG} \Sigma_{s,0}^{g \leftarrow g'}(\vec{r}) \Phi^{g'}(\vec{r}) + \chi^g \sum_{g'=1}^{NG} (v_f \Sigma_f)^{g'}(\vec{r}) \Phi^{g'}(\vec{r}) + Q^g(\vec{r}),$$

где $\Phi^g(\vec{r})$ и $Q^g(\vec{r})$ - соответственно поток и внешний источник нейтронов в группе g .

Элементарные частицы

Групповое уравнение диффузии можно заменить системой конечно-разностных уравнений по пространственной переменной \vec{r} . Запишем в определенной последовательности значения потока Φ по дискретным значениям в виде вектора $\vec{\Phi}$.

Для описания компонент вектора $\vec{\Phi}$ используется единственный индекс: $j = 1, 2, \dots, (K - 1) NG$.

Тогда имеем операторный (матричный) вид уравнения диффузии:

$$\widehat{L}\vec{\Phi} + \widehat{\Sigma}\vec{\Phi} = \widehat{S}\vec{\Phi} + \widehat{F}\vec{\Phi} + \vec{Q} \quad (1)$$

Обозначив $\widehat{A} = \widehat{L} + \widehat{\Sigma} - \widehat{S} - \widehat{F}$, рассмотрим уравнение (1) в виде:

$$\widehat{A}\vec{\Phi} = \vec{Q}$$

Внутренние и внешние итерации

Запишем матрицу \hat{A} в виде суммы трех матриц:

$$\hat{A} = \hat{D} - \hat{U} - \hat{V}$$

где \hat{D} – диагональная матрица (отличные от нуля элементы находятся только на основной диагонали),

\hat{U} – верхняя треугольная матрица (отличные от нуля элементы находятся только выше основной диагонали),

\hat{V} – нижняя треугольная матрица (отличные от нуля элементы находятся ниже основной диагонали).

Внутренние и внешние итерации

Итерационный процесс можно определить следующим образом:

$$\vec{\Phi}^{(i+1)} = \hat{D}^{-1}(\hat{U} + \hat{V})\vec{\Phi}^{(i)} + \hat{D}^{-1}\vec{Q}$$

Итерационный процесс продолжается до тех пор, пока разность между потоками $\vec{\Phi}^{(i)}$ и $\vec{\Phi}^{(i+1)}$ на двух последующих итерациях не будет меньше заданного критерия.

Программы нейтронно-физического расчета

Программы нейтронно-физического расчета создаются для расчета некоторых характеристик рассматриваемой системы. Их можно классифицировать по ряду параметров.

Современные программы нейтронно-физического расчета представляют из себя комплексы программ, нацеленные на получение широкого круга характеристик рассматриваемой системы.

Коэффициенты чувствительности коэффициента размножения к изменению параметров реактора

Основной характеристикой размножающих свойств среды является коэффициент размножения нейтронов K_{eff} , который характеризует отношение числа нейтронов следующего поколения к предыдущему. Часто удобнее использовать другую величину называемую **реактивность**. Она может быть выражена через коэффициент размножения:

$$\rho = \frac{K_{eff} - 1}{K_{eff}}$$

Если реактор критичен, то реактивность равна нулю, если подкритичен, то реактивность меньше нуля, если надкритичен, то реактивность больше нуля.

Коэффициенты чувствительности коэффициента размножения к изменению параметров реактора

Изменение реактивности, вызванное изменением физических параметров компонентов активной зоны, называют **обратными связями**.

Коэффициенты чувствительности коэффициента размножения к изменению параметров реактора

Коэффициент реактивности по произвольному параметру:

$$\alpha_i = \frac{\partial \rho}{\partial x_i} = \frac{1}{K_{eff}} \left(\frac{1}{\eta} \frac{\partial \eta}{\partial x_i} + \frac{1}{\mu} \frac{\partial \mu}{\partial x_i} + \frac{1}{\varphi} \frac{\partial \varphi}{\partial x_i} + \frac{1}{\theta} \frac{\partial \theta}{\partial x_i} + \frac{1}{P} \frac{\partial P}{\partial x_i} \right)$$

Коэффициент реактивности по какому либо параметру будет иметь вид:

$$\alpha_i = \frac{1}{K_{eff}^2} \frac{\partial K_{eff}}{\partial x_i}$$

Коэффициенты чувствительности коэффициента размножения к изменению параметров реактора

Мощностной коэффициент реактивности:

$$\alpha_W = \frac{d\rho}{dW}$$

Коэффициенты чувствительности коэффициента размножения к изменению параметров реактора

Коэффициент реактивности по температуре топлива:

$$\alpha_{T_r} = \frac{1}{\varphi} \frac{d\varphi}{dT_r}$$
$$\alpha_{T_r} = - \frac{N^P V_{\text{бл}} J_{\text{eff}}(T_0)}{\xi \sum_s V_3} \frac{\beta_T}{2\sqrt{T}} = \ln(\varphi) \frac{\beta_T}{2\sqrt{T}}$$

где N^P - концентрация резонансного поглотителя в топливе, $V_{\text{бл}}$ - объем блока топлива, $\xi \sum_s$ - замедляющая способность, V_3 - объем замедлителя, коэффициент β_T зависит от вида топлива и резонансного поглотителя, T - рабочая температура, T_0 - исходная температура топлива равная 300 К.

Коэффициенты чувствительности коэффициента размножения к изменению параметров реактора

Коэффициент реактивности **по плотности теплоносителя**:

$$\alpha_\gamma = \frac{d\rho}{d\gamma} = \frac{1}{\varphi} \frac{\partial \varphi}{\partial \gamma} + \frac{1}{\theta} \frac{\partial \theta}{\partial \gamma}$$

$$\alpha_\gamma = -\frac{1}{\gamma} [\ln \varphi + (1 - \theta)]$$

где φ и θ соответствуют начальному значению плотности теплоносителя.

Коэффициенты чувствительности коэффициента размножения к изменению параметров реактора

Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя:

$$\alpha_{T_{Т/Н}} = \frac{d\rho}{dT_{Т/Н}} = \left. \frac{\partial \rho}{\partial T_{Т/Н}} \right|_{\gamma = \text{const}} + \frac{\partial \rho}{\partial \gamma} \frac{d\gamma}{dT_{Т/Н}}$$

Правила ядерной безопасности требуют, чтобы коэффициент реактивности по температуре теплоносителя, а так же другие коэффициенты реактивности были отрицательными на протяжении всей кампании во всех возможных состояниях, включая нештатные ситуации, в которых может оказаться реактор.

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 11

Приближения точечной кинетики.

Запаздывающие нейтроны.

Время жизни нейтронов в реакторе с учетом запаздывающих нейтронов.

Система уравнений точечной кинетики с одной группой запаздывающих нейтронов.

Реактивность, периоды реактора.

Критичность на мгновенных и запаздывающих нейтронах.

Приближения точечной кинетики

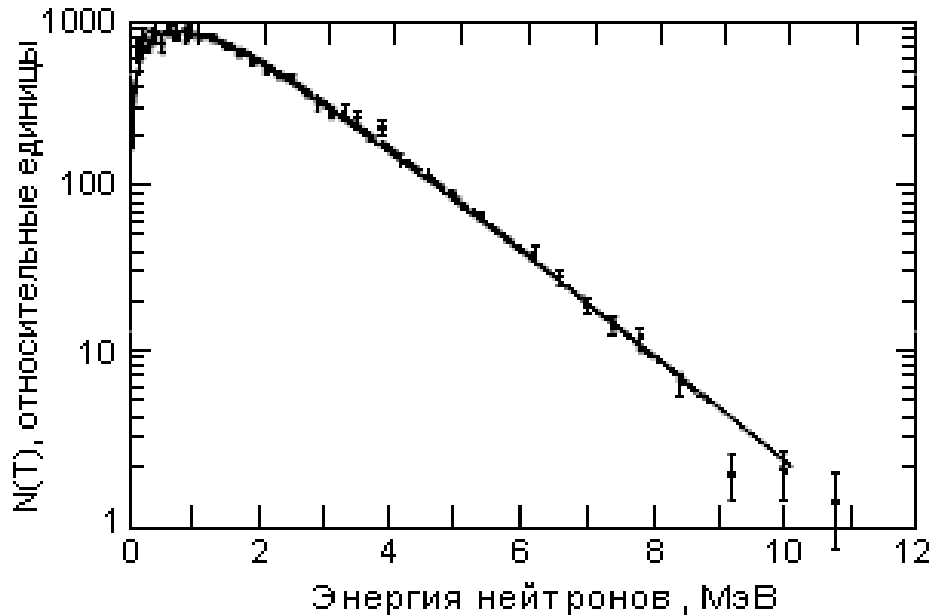
- Пространственное и энергетическое распределения нейтронов не изменяются при изменении общего числа нейтронов в системе
- Пространственное распределения ядер предшественников запаздывающих нейтронов не изменяется при изменении общего числа нейтронов в системе

$N(t)$ – общее число нейтронов в системе

$C(t)$ – общее число ядер предшественников запаздывающих нейтронов

Мгновенные нейтроны

Мгновенные нейтроны испускаются возбужденными осколками за время, меньшее, чем $4 \cdot 10^{-14}$ с.



$$N(E) \sim E^{1/2} \cdot \exp(-E/k)$$

$$k = 130 \text{ МэВ}$$

Уравнение точечной кинетики на мгновенных нейтронах

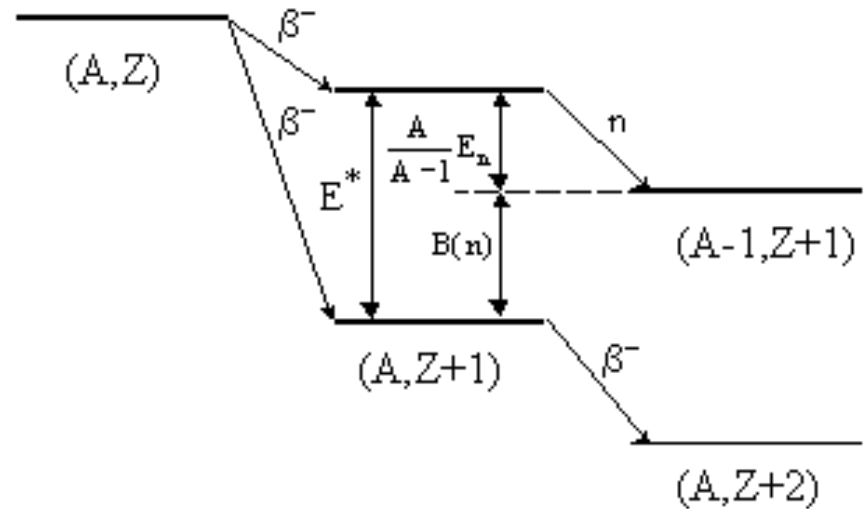
$$N(t) = N_0 \cdot \exp\left(\frac{(k-1)}{\tau_m} t\right)$$

$$\tau_m = \tau_{\text{замедления}} + \tau_{\text{диффузии}}$$

	РБМК (U+C)	ВВЭР (U+H ₂ O)	БН (U+Na)
τ_m , мс	1	0,1	0,0001

Запаздывающие нейтроны

Запаздывающие нейтроны испускаются в результате двухступенчатых $-\beta$ распадов через несколько секунд после реакции деления



Характеристики запаздывающих нейтронов

$\beta_f = \sum \beta_{fi}$ - число запаздывающих нейтронов на акт деления

$\beta = \frac{\beta_f}{\nu_f}$ - доля запаздывающих нейтронов в полном числе нейтронов деления

Предшественники запаздывающих нейтронов

Существует несколько десятков предшественников запаздывающих нейтронов. Часто их объединяют в группы на основе времени запаздывания. Примеры предшественников приведены в таблице.

Изотоп	y^Σ	$T_{1/2}, \text{с}$	p	$\beta_f = y^\Sigma \cdot p$
^{85}As	0,0016	2,03	0,59	0,0009
^{135}Sb	0,0018	1,7	0,17	0,0003
^{89}Br	0,0138	4,4	0,14	0,0019
^{137}I	0,03	24,5	0,071	0,0021
^{87}Br	0,021	55,7	0,025	0,0005

Время жизни нейтронов в реакторе с учетом запаздывающих нейтронов

$$\tau = (1 - \beta) \cdot \tau_m + \beta \cdot \tau_3 \cong \beta \cdot \tau_3$$

Характеристики делящихся изотопов

Изотоп	β_f / β	τ_3 , с	$\tau = \beta \cdot \tau_3$, с
^{235}U	0,0158/0,0065	13,0	0,085
^{239}Pu	0,0061/0,0021	15,0	0,032

Система уравнений точечной кинетики с одной группой запаздывающих нейтронов

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dN}{dt} = \frac{K \cdot N \cdot (1 - \beta) - N}{\tau_m} + \lambda \cdot C \\ \frac{dC}{dt} = \frac{K \cdot N \cdot \beta}{\tau_m} - \lambda \cdot C \end{array} \right. \quad \begin{array}{l} \rho = \frac{K - 1}{K} \\ \tau_m^* = \frac{\tau_m}{K} \end{array}$$

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dN}{dt} = \frac{(\rho - \beta) \cdot N}{\tau_m^*} + \lambda \cdot C \\ \frac{dC}{dt} = \frac{N \cdot \beta}{\tau_m^*} - \lambda \cdot C \end{array} \right.$$

Решение уравнений

$$N(t) = N_0 \cdot \left(\frac{\beta}{\beta - \rho} \cdot e^{\left(-\frac{\lambda \cdot \rho}{\rho - \beta} \cdot t\right)} - \frac{\rho}{\beta - \rho} \cdot e^{\left(-\frac{\beta - \rho}{\tau_m} \cdot t\right)} \right)$$

Реактивность, периоды реактора

	Реактивность	T_{acc}
1	$\rho < 0$ Подкритика	$\frac{\beta + \rho }{ \rho } \cdot \tau_3$
2	$\beta < \rho$ Надкритика на запаздывающих нейтронах	$\frac{\beta - \rho}{\rho} \cdot \tau_3$
3	$0 < \rho < \beta$ Надкритика на мгновенных нейтронах	$\frac{1}{\rho - \beta} \cdot \tau_M$

Критичность на мгновенных и запаздывающих нейтронах

$$K = \frac{N_m^i + N_3^i}{N_m^{i-1} + N_3^{i-1}} \quad K_m = \frac{N_m^i}{N_m^{i-1} + N_3^{i-1}} \cong \frac{K}{(1 + \beta)}$$

Для безопасного управления реактором необходимо, чтобы вводимая положительная реактивность не превышала долю запаздывающих нейтронов. При выполнении этого условия реактор будет находиться в подкритическом состоянии на мгновенных нейтронах и рост мощности будет определяться периодом удвоения, пропорциональным времени жизни запаздывающих нейтронов.

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 12

Выгорание топлива.

Единицы измерения глубины выгорания.

Классификация продуктов деления.

Отравление и зашлаковывание реактора.

Йодная яма.

Отравление самарием и неодимом.

Выгорание топлива

Процессы, происходящие в топливе во время работы реактора.

- Уменьшение ядер делящегося нуклида (деление и радиационный захват ^{235}U);
- Накопление осколков деления;
- Накопление актиноидов.

Глубина выгорания ядерного топлива является физической величиной, которая характеризует процесс выгорания.

Единицы измерения глубины выгорания

$$[B] = \frac{\text{выделенная энергия}}{\text{масса свежего топлива}} = \frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кгТА}}$$

$$[B] = \frac{\text{масса осколков деления}}{\text{кгТА}} = \frac{\text{гПД}}{\text{кгТА}}$$

$$1 \frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кгТА}} \approx 1,07 \frac{\text{гПД}}{\text{кгТА}}$$

Характерные значения глубины выгорания для различных реакторов

Реактор	Обогащение по ^{235}U , %	B , $\frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кгТА}}$
CANDU	0,72	8
ВВЭР (PWR)	4,4	40–50
РБМК	2,2	20–30
БН-600	17	70–100

Классификация продуктов деления

По периоду полураспада

- короткоживущие (активность и энергосвечение ОЯТ после остановки)
- долгоживущие (активность и энергосвечение ОЯТ при хранении)
- стабильные

По типу вылетающих частиц

- бета-излучатели без гамма квантов (локальное энергосвечение)
- бета-излучатели с гамма квантами (распределенное энергосвечение)
- предшественники запаздывающих нейтронов

По сечению поглощения

- поглотители (отравление)
- шлаки (зашлаковывание)

Наиболее важные долгоживущие продукты деления

Изотоп	$T_{1/2}$	y_{i}^{Σ} , %	Q_e , МэВ	Q_{γ} , МэВ
Kr-85	10,7 лет	0,29	0,25	0,002
Sr-90	29,1 лет	5,85	1,13	
Zr-93	1,53 года	6,32	0,05	0,02
Tc-99	$2,1 \cdot 10^5$ года	6,18	0,09	
Cs-135	$2,3 \cdot 10^6$ лет	6,58	0,06	
Cs-137	30,0 лет	6,24	0,25	0,56
Ce-144	285 суток	5,46	1,30	0,05
Pm-147	2,62 года	2,27	0,06	
Sm-151	88,73 года	0,42	0,03	

Наиболее важные продукты деления поглотители нейтронов

Изотоп	$T_{1/2}$	y_{i}^{Σ} , %	σ_n , барн
Хе-135	9,14 ч	6,58	$2,65 \cdot 10^6$
Rh-103		3,02	147
Nd-143		5,94	325
Sm-149		1,05	$4,02 \cdot 10^4$
Pm-147	2,62 года	2,27	167
Sm-151	88,73 года	0,42	$1,52 \cdot 10^4$
Sm-152		0,26	206
Eu-153		0,15	313
Eu-155	4,96 года	0,03	3758
Mo-95		6,56	14
Rh-105	1,47 дня	0,96	$1,58 \cdot 10^4$

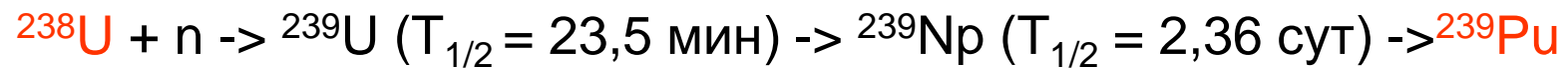
***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 13

**Воспроизводство делящихся материалов.
Уравнения выгорания.
Расширенное воспроизводство.
Оружейный и энергетический плутоний.
Малые актиноиды.**

Воспроизводство делящихся материалов

Уран-плутониевый топливный цикл



Торий-урановый топливный цикл



Уравнения выгорания

$$\frac{d\rho_i}{dt} = \sum_{j=1}^J (R_r^{j \rightarrow i} + R_\lambda^{j \rightarrow i}) - R_r^i - R_\lambda^i$$

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 14

**Радиационные характеристики отработавшего
ядерного топлива (ОЯТ).
Хранение и транспортировка ОЯТ.**

Радиационные характеристики ОЯТ

Активность –

A , Бк или Бк/т;

Полное энерговыделение –

Q_{all} , Вт или Вт/т;

Число гамма-квантов, испускаемых в единицу времени –

N_γ , 1/с или 1/(с·т);

Энерговыделение за счет гамма-излучения –

Q_γ , Вт или Вт/т;

Число нейтронов, испускаемых в единицу времени –

N_n , 1/с или 1/(с·т);

Радиотоксичность –

RT , кг H₂O или кг H₂O/т.

Активность ОЯТ

$$A(t) = \sum_{i=1}^I \lambda_i \cdot \rho_i(t)$$

Активность ОЯТ зависит от различных параметров:

- типа реактора;
- используемого топливного цикла и состава свежего топлива;
- глубины выгорания;
- мощности, на которой работал реактор перед остановкой.

Активность 1 т ОЯТ реактора ВВЭР-1000

Выдержка	A , Бк/т	A_{α} , Бк/т	A_{β} , Бк/т	A_{γ} , Бк/т
0	$9,62 \cdot 10^{18}$	$1,85 \cdot 10^{15}$	$9,23 \cdot 10^{18}$	$0,39 \cdot 10^{18}$
1 ч	$4,01 \cdot 10^{18}$	$1,85 \cdot 10^{15}$	$3,71 \cdot 10^{18}$	$2,98 \cdot 10^{17}$
1 сут	$2,32 \cdot 10^{18}$	$1,85 \cdot 10^{15}$	$2,14 \cdot 10^{18}$	$1,78 \cdot 10^{17}$
10 сут	$9,11 \cdot 10^{17}$	$1,79 \cdot 10^{15}$	$8,35 \cdot 10^{17}$	$7,42 \cdot 10^{16}$
30 сут	$5,64 \cdot 10^{17}$	$1,67 \cdot 10^{15}$	$5,14 \cdot 10^{17}$	$4,83 \cdot 10^{16}$
180 сут	$1,91 \cdot 10^{17}$	$1,22 \cdot 10^{15}$	$1,82 \cdot 10^{17}$	$7,78 \cdot 10^{15}$
1 год	$1,09 \cdot 10^{17}$	$6,04 \cdot 10^{14}$	$1,04 \cdot 10^{17}$	$4,40 \cdot 10^{15}$
3 года	$4,14 \cdot 10^{16}$	$2,87 \cdot 10^{14}$	$3,69 \cdot 10^{16}$	$4,21 \cdot 10^{15}$
10 лет	$1,82 \cdot 10^{16}$	$2,85 \cdot 10^{14}$	$1,44 \cdot 10^{16}$	$3,52 \cdot 10^{15}$
30 лет	$9,81 \cdot 10^{15}$	$2,94 \cdot 10^{14}$	$7,28 \cdot 10^{15}$	$2,24 \cdot 10^{15}$

$$\frac{Q_{\beta,\gamma}}{Q_0} = 6,5 \cdot 10^{-2} \cdot [\tau_c^{-0,2} - (\tau_c + T)^{-0,2}]$$

Полное энергосодержание ОЯТ

$$Q_{all}(t) = \sum_{i=1}^I \lambda_i \cdot \rho_i(t) \cdot E_i^{all}$$

Формулы Вигнера и Вея

$$\frac{Q_{\beta,\gamma}}{Q_0} = 6,5 \cdot 10^{-2} \cdot [\tau_c^{-0,2} - (\tau_c + T)^{-0,2}]$$

Источник гамма-квантов

Количество гамма-квантов

$$N_{\gamma}(t) = \sum_{i=1}^I \lambda_i \cdot \rho_i(t) \cdot \sum_k^K n_{ik}^{\gamma}$$

Энерговыведение за счет гамма-квантов

$$Q_{\gamma}(t) = \sum_{i=1}^I \lambda_i \cdot \rho_i(t) \cdot \sum_k^K E_{ik}^{\gamma} \cdot n_{ik}^{\gamma}$$

Вклады различных изотопов в источник гамма-квантов

Изотоп	Доля, %
Kr-85	0,28
SR-90	2,04
Y-90	12,52
Rh-106	20,57
Sb-125	0,70
Cs-134	21,54
Ba-137M	14,80
Ce-144	4,18
Pr-144	11,38
Pm-147	0,50
Eu-154	1,78
Eu-155	0,20
Всего	90,49

Источник нейтронов

$$N_n(t) = \sum_{i=1}^I (\lambda_i^f \cdot \nu_s + \lambda_i^\alpha \cdot \xi_{\text{ан}}) \cdot \rho_i(t)$$

Источник нейтронов 1 т ОЯТ реактора ВВЭР-1000

Выдержка	Число частиц, 1/(с·т)
0	$8,6 \cdot 10^8$
2 года	$5,0 \cdot 10^8$
10 лет	$3,7 \cdot 10^8$

Радиотоксичность ОЯТ

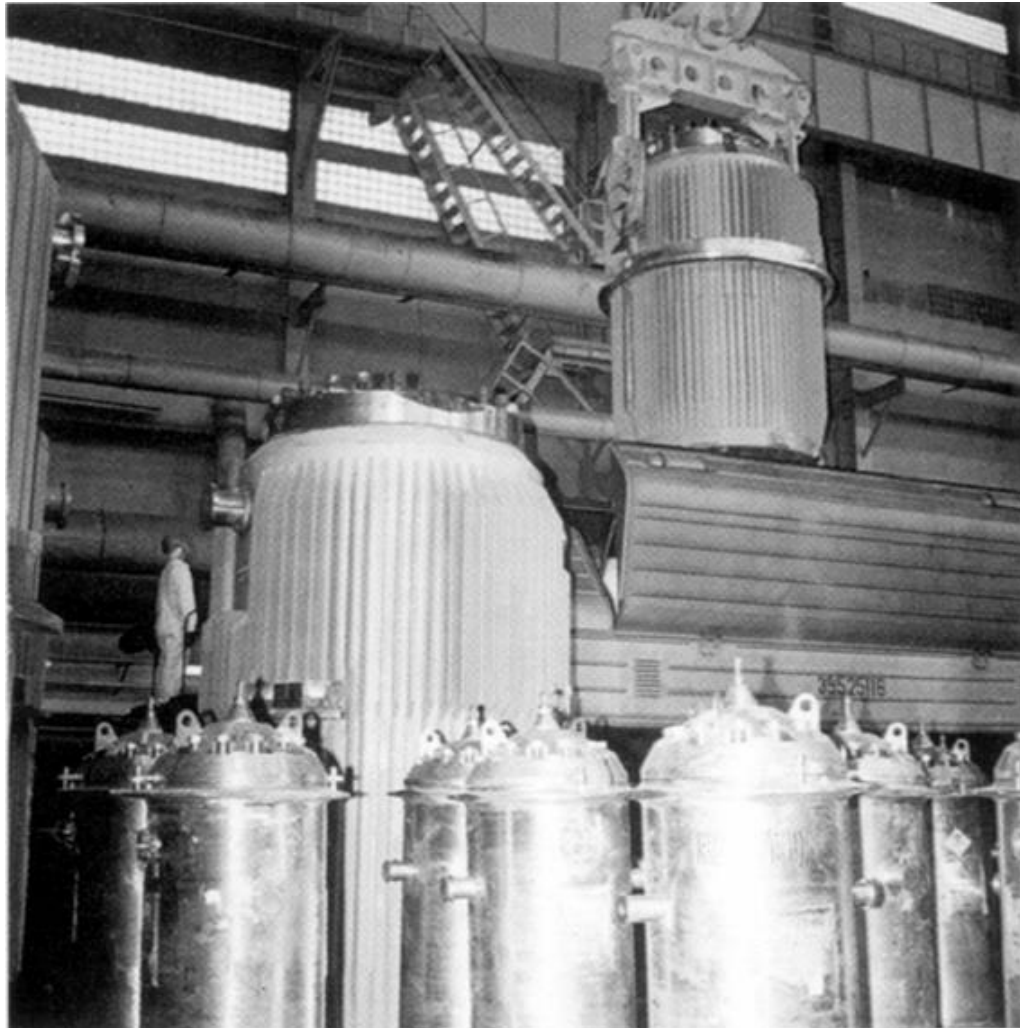
$$RT(t) = \sum_{i=1}^I \frac{\lambda_i \cdot \rho_i(t)}{G_i}$$

Радиотоксичность представляет собой количество воды, в которой нужно растворить данное количество ОЯТ так, чтобы вода осталась пригодной для питья.

Основные операции с ядерным топливом на АЭС

- прием, хранение и подготовка свежего топлива к загрузке в реактор;
- перегрузка топлива в реакторе;
- хранение отработанного топлива;
- отправка отработанного топлива с территории станции.

Транспортировка ОЯТ



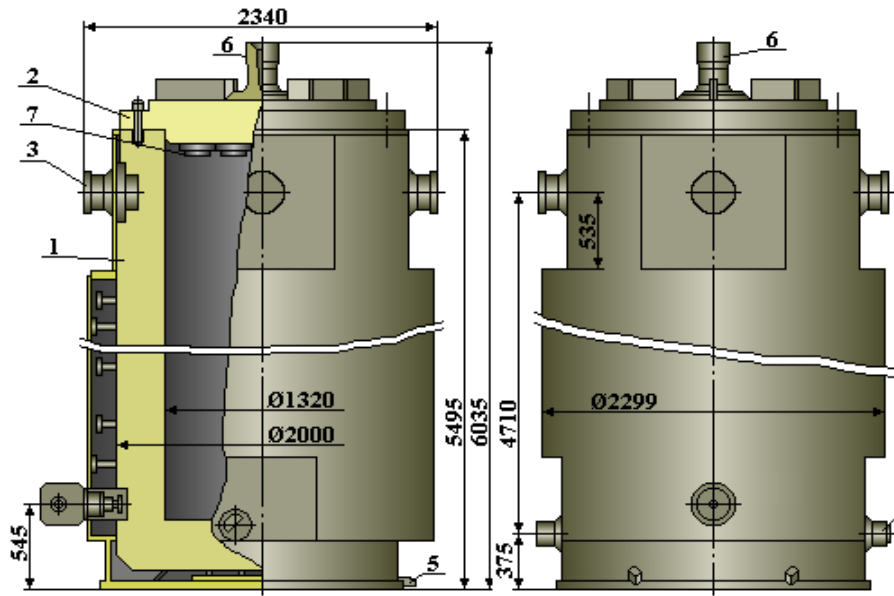
Ф6-01Н

ТЭО ядерных процессов

Транспортные упаковочные комплекты (ТУК)

Реактор	ТУК
ВВЭР-1000	ТК-10, ТК-13
ВВЭР-440	ТК-6
РБМК-1000	ТК-10
БН-600	ТК-10

Устройство ТК-13



Поз.	Наименование
1	Корпус
2	Крышка
3	Грузовые цапфы
4	Кантовочные цапфы
5	Направляющие ребра
6	Устройство под захват
7	Нажимное устройство

Контейнер ТК-13

***Московский инженерно-физический институт
(государственный университет)
Физико-технический факультет***

Лекция 15

**Классификация реакторов АЭС.
Особенности графитовых реакторов.
Особенности легководных реакторов.
Особенности тяжеловодных реакторов.
Проблемы безопасности АЭС.
Перспективные типы реакторов.**

Классификация реакторов АЭС

Классификация реакторов АЭС:

- по нейтронному спектру;
- по типу материалов используемых в качестве топлива, замедлителя и теплоносителя;
- по конструкции.

Классификация реакторов АЭС

По спектру нейтронов различают реакторы
на **быстрых** нейтронах
на **промежуточных** нейтронах
на **тепловых** нейтронах.

Основу энергетических реакторов составляют
реакторы на тепловых нейтронах.

Классификация реакторов АЭС

Физические особенности реактора на тепловых нейтронах определяет замедлитель активной зоны. Поэтому реакторы на тепловых нейтронах прежде всего классифицируют **по замедлителю**: графитовые, легководные, тяжеловодные.

Существенное значение имеют и **теплоноситель**, и конструкционный материал. В частности, выделяют газоохлаждаемые и металлоохлаждаемые реакторы. Если теплоноситель - вода и пар вырабатывается в активной зоне, для чего вода должна закипеть, то реакторы называют кипящими. В графитовых газоохлаждаемых реакторах с природным ураном важен конструкционный материал - магнокс, без которого сами реакторы были бы невозможны.

Классификация реакторов АЭС

По конструкционному оформлению реакторы разделяют на **корпусные и каналные**.

Газоохлаждаемые реакторы - корпусные, как и натриевые, на тепловых и быстрых нейтронах.

Особенности графитовых реакторов

РБМК-1000. Конструкционным материалом является цирконий, что позволяет использовать низкообогащенный уран. Топливо - диоксид урана, ТВЭЛы - стержневые, отвод тепла происходит с их наружной поверхности. Активная зона ($p = 11,8$ м, $H = 7$ м) сложена из графитовых призм с вертикальными цилиндрическими отверстиями под трубы для пропускания теплоносителя. Шаг решетки равен 25 см. Обогащение урана 2,4 %. Средняя глубина выгорания 18 500 МВт сут/т. Перегрузка топлива - непрерывная.

Тепловая мощность реактора 3200 МВт, КПД АЭС 31 %.

В России реакторы РБМК-1000 работают на [Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС](#).

Суммарная мощность графитовых каналных реакторов составляет около 5 % мощностей АЭС во всем мире.

Особенности легководных реакторов

ВВЭР-440. Активная зона имеет размеры $D = 2,88$ м, $H = 2,50$ м и состоит из 349 шестигранных циркониевых ТВС с расстоянием между параллельными гранями или с размером под ключ 14,4 см.

В каждой сборке закреплено 126 твэлов с шагом 1,22 см в гексагональной решетке.

Диаметр твэла 9,1 мм, длина 2,5 м, оболочка из циркониевого сплава с 1 % ниобия, диаметр сердечника из диоксида урана 7,55 мм, среднее обогащение 3,5 %. Загрузка урана 42т, среднее выгорание 28 000, максимальное 42 000 МВт сут/кг.

Особенности легководных реакторов

ВВЭР-440. Давление в корпусе 12,5 МПа. Во втором контуре давление 4,7 МПа, вода превращается в пар, который с температурой около 260⁰С подается на турбину. кпд (брутто) станции 32 %.

Перегрузка топлива возможна только при снятой крышке корпуса и поэтому требует остановки реактора, которая длится 3-4 недели.

Работа реактора между перегрузками составляет около 300 сут.

Особенности легководных реакторов

ВВЭР-1000. Активная зона реактора ($D = 3,12$ м $H = 3,5$ м) размещается в корпусе примерно того же диаметра. Большая мощность получена благодаря увеличению высоты активной зоны и выравниванию распределения энерговыделения при увеличении обогащения до 4,4 %. Средняя линейная нагрузка на твэл увеличена с 131 до 176 Вт/см.

Твэл такой же, как и в реакторе ВВЭР-440, но большей длины.

Загрузка урана 66 т, средняя глубина выгорания 40 000 МВт сут/кг.

Особенности легководных реакторов

ВВЭР-1000. Тепловыделяющих сборок 163 с размером под ключ 23,8 см, в сборке 317 твэлов и еще предусмотрено 18 семимиллиметровых в диаметре направляющих трубок для поглотителей. Полный запас реактивности $\rho_p = -0,255$.

Повышена температура теплоносителя: на входе 289°C, на выходе 321°C и соответственно увеличены давление (до 16 МПа), толщина стенки цилиндрической части корпуса (до 21 см), у патрубков (25,5 см). Во втором контуре вырабатывается пар при давлении 6 МПа с температурой 278°C.

КПД (брутто) установки равен 33 %.

Особенности тяжеловодных реакторов

Высокая стоимость тяжелой вода увеличивает капитальные затраты при сооружении АЭС. Напротив, большой запас реактивности тяжеловодного реактора позволяет достигать глубокого выгорания самого дешевого природного урана, что снижает топливную составляющую стоимости электроэнергии. В тяжеловодных реакторах можно использовать диоксид урана вместо металла, кластер вместо одного твэла в канале и при этом получать глубину выгорания 7500-8000 МВт сут/кг.

Особенности тяжеловодных реакторов

В реакторах **CANDU** тепло отводится тяжелой водой, схема отвода - двухконтурная, параметры пара на турбине 250°C , 4 МПа, электрическая мощность - от 200 до 730 МВт, КИД АЭС 29-30 %. При использовании в первом контуре тяжелой воды требуется особенно большое ее количество (в реакторе на 200 МВт - 144 т). Есть реакторы и с отводом тепла обыкновенной кипящей водой, но в этом случае запас реактивности существенно ниже из-за поглощения нейтронов водой.

Особенности тяжеловодных реакторов

Активная зона размещается в тонкостенном стальном цилиндре ($D = 5 - 7$ м, $H = 5 - 6$ м в зависимости от мощности реактора) с закрытыми днищами и горизонтальной осью - каландре, являющемся емкостью тяжелой воды, температура которой поддерживается на уровне 45°C . Несущие давление $9-9,4$ МПа трубы для пропуска теплоносителя (на входе 250°C , на выходе 300°C) изготовлены из сплава циркония, циркалоя, и отделены от холодного замедлителя прослойкой газа во второй трубе. В каналах разных реакторов размещается от 19 до 37 полутора сантиметровых в диаметре твэлов из диоксида урана в циркалоевых оболочках.

Особенности тяжеловодных реакторов

Полная загрузка урана в 300-500 каналах составляет 50-120 т. Теплоноситель через половину каналов пропускается в одном направлении, а через другую – в противоположном, отдавая тепло воде второго контура в одном из двух теплообменников. Непрерывную перегрузку топлива выполняют две перегрузочные машины, расположенные по обоим торцам каландра. Каждый канал заменяется раз в год.

Проблемы безопасности АЭС

Проблемы ядерной безопасности АЭС можно разделить на

проблемы реакторной установки
проблемы связанные с человеческим фактором.