

**ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО ОБРАЗОВАНИЮ**  
Государственное образовательное учреждение высшего профессионального образования  
**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ТОМСКИЙ  
ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**



**Брус И.Д.**

**Основы проектирования и эксплуатации оборудования при ра-  
боте с делящимися материалами.**

**Учебное пособие**

**Издательство НИТПУ  
Томск 2011г.**

УДК 66.023.2.(075.8)

БДК 34.7Я73

Б-892

Брус И.Д. Основы проектирования и эксплуатации оборудования при работе с делящимися материалами. Учебное пособие / И.Д. Брус - Томск, изд. ТПУ, 2011. - 101с.

В учебном пособии приводятся сведения о процессах деления ядер, основных факторах влияющих на критичность системы, а так же основных принципах обеспечения ядерной безопасности при работе с делящимися материалами и при проектировании оборудования для их переработки.

Предназначено для студентов направления 240600, Химическая технология материалов современной энергетики;

УДК 66.023.2.(075.8)

Работа выполнена на кафедре «Химическая технология редких, рассеянных и радиоактивных элементов» ФТИ, НИТПУ.

Рекомендовано к печати решением ученого совета физико-технического института Национального исследовательского Томского политехнического университета.

#### Рецензенты

Доктор технических наук, профессор НИЯУ «МИФИ» Северский технологический институт, кафедры МАХП Б.П. Белозеров; доктор химических наук профессор ТПУ Л.П. Еремин; кандидат физ.мат. наук, доцент ФТИ НИТПУ Г.Н. Колпаков

© Национальный исследовательский Томский политехнический университет 2011 г.

© Оформление. Издательство НИТПУ, 2011 г.

## Содержание

<b>Введение</b> .....	5
<b>Основные термины и определения</b> .....	6
<b>1. ПРОЦЕСС ДЕЛЕНИЯ</b> .....	11
1.1 Элементарная теория деления.....	11
1.2 Энергия деления .....	15
1.3 Деление атомных ядер нейтронами.....	15
1.4 Деление изотопов урана $^{238}\text{U}$ и $^{235}\text{U}$ нейтронами .....	17
1.5 Осколки деления.....	18
1.6 Почему осколки деления бета-радиоактивны? .....	21
1.7 Мгновенные нейтроны деления .....	22
1.8 Энергетический спектр нейтронов деления .....	23
<b>2. КОЭФФИЦИЕНТ РАЗМНОЖЕНИЯ БЕСКОНЕЧНОЙ СРЕДЫ</b> .....	24
2.1 Факторы, влияющие на $K_{\infty}$ .....	25
2.1.1 Обогащение .....	25
2.1.2 Рассеяние и замедление.....	26
2.1.3 Поглощение .....	28
2.1.4 Влияние замедлителей и отражателей нейтронов, гомогенной и гетерогенной сред на коэффициент размножения .....	29
2.1.5 Формула четырех сомножителей .....	31
<b>3. ЭФФЕКТИВНЫЙ КОЭФФИЦИЕНТ РАЗМНОЖЕНИЯ <math>K_{\text{эфф}}</math></b> .....	32
3.1 Утечка нейтронов .....	32
3.2 Зависимость $K_{\text{эфф}}$ от различных параметров системы .....	34
3.2.1 Геометрические факторы .....	34
3.2.2 Плотность делящегося вещества.....	34
3.2.3 Температура.....	35
3.2.4 Влияние рассеивающих ядер.....	35
3.2.5 Влияние отражателя .....	36
3.2.6 Нейтронное взаимодействие размножающих сред .....	37
3.2.7 Зависимость между концентрацией, замедлением и плотностью .....	38
<b>4. ОСНОВНЫЕ ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ [приложение, таб. 1-11]</b> .....	40
4.1 Способы обеспечения ядерной безопасности .....	40
4.2 Допустимые и безопасные параметры .....	41
4.3 Коэффициенты запаса.....	42
4.4 Нормативные параметры ядерной безопасности .....	42
4.5 Классификация оборудования и транспортных установок .....	43
4.6 Общие принципы обеспечения ядерной безопасности .....	44

4.7 Примеры использования нормативных, допустимых и безопасных параметров при обеспечении ядерной безопасности [1].....	49
5. ПРОЕКТИРОВАНИЕ ОБОРУДОВАНИЯ .....	56
5.1 Оборудование для транспортировки .....	56
5.2 Аппараты для выщелачивания и растворения [4].....	60
6. ЗАЩИТА ОТ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ ПЛУТОНИЯ.....	66
6.1 Общие санитарные правила работы с плутонием.....	66
6.2 Перчаточные камеры .....	69
6.3 Трехзональная система размещения помещений.....	77
6.4 Строительные особенности помещений для производства плутония .....	79
6.5 Требования к вентиляции .....	80
6.6 Система сигнализации .....	81
6.7 Радиационный контроль .....	82
7. НЕКОНТРОЛИРУЕМЫЕ ВСПЫШКИ СЦР ДЕЛЕНИЯ В СИСТЕМАХ, СОДЕРЖАЩИХ ДЕЛЯЩИЕСЯ ВЕЩЕСТВА.....	83
7.1 Причины аварий .....	83
7.2 Аварийные случаи.....	86
7.2.1 Лос-Аламос, 1945 г. ....	86
7.2.2 Лос-Аламос, 1946 г. ....	86
7.2.3 Лос-Аламос, 1949 г. ....	86
7.2.4 Ханфорд, 1951 г. ....	87
7.2.5 Лос-Аламос, 1951 г. ....	87
7.2.6 Лос-Аламос, 1952 г. ....	88
7.2.7 Чок-Ривер. Канада, 1952 г. ....	88
7.2.8 Ок-Ридж, 1954 г. ....	89
7.2.9 Айдахо, 1955 г. ....	89
7.2.10 Лос-Аламос, 1956 г. ....	90
7.2.11 Ок-Ридж, 1956 г. ....	90
7.2.12 Лос-Аламос, 1957 г. ....	91
7.2.13 Лос-Аламос, 1958 г. ....	91
7.2.14 Винка, Югославия, 1958 г. ....	92
7.2.15 Ок-Ридж, 1958 г. ....	93
7.2.16 Айдахо, 1959 г. ....	93
7.2.17 Айдахо, 1961 г. ....	93
7.2.18 Айдахо, 1961 г. ....	94
7.2.19 Ханфорд, 1962 г. ....	94
8. ПРИЛОЖЕНИЕ.....	96
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ .....	100

## **Введение**

Основная опасность при переработке, транспортировке и хранении делящихся материалов - это возникновение самоподдерживающейся цепной реакции деления (СЦР).

Возникновение СЦР приводит к облучению рабочего персонала в опасных для жизни дозах, повреждению и загрязнению оборудования и производственных помещений радиоактивными веществами.

Для предупреждения СЦР необходимо обеспечить ядерную безопасность путем использования оборудования ядерно-безопасной конструкции, строгого учета перемещения делящихся материалов, исключая неконтролируемого скопления в отдельных участках оборудования, тщательной подготовки рабочего персонала.

## Основные термины и определения

*Деление* - деление ядра на два или более ядер, называемых продуктами деления, сопровождающееся выделением энергии, испусканием двух или трех нейтронов, заряженных частиц, мгновенного  $\gamma$  - излучения.

*Делящиеся нуклиды* - нуклиды, способные претерпевать ядерное деление при взаимодействии с медленными нейтронами (тяжелые изотопы урана, плутония, америция и др.).

*Активная зона* - основная часть реактора, содержащая делящийся материал.

*Безопасное оборудование* - оборудование, конструкция которого исключает возможность возникновения самоподдерживающейся цепной реакции при любых предвидимых условиях.

*Безопасный параметр* (он же *допустимый*) - параметр рассматриваемой системы, значение которого уменьшено в  $n$  раз по отношению к минимальному критическому параметру, где  $n$  - коэффициент запаса. К таким параметрам относятся безопасное количество, безопасная концентрация, безопасный объем, безопасный диаметр, безопасная толщина слоя.

*Вероятность избежать резонансного поглощения*  $\phi$  - вероятность того, что нейтрон деления избежит резонансного поглощения во время его замедления до тепловых энергий.

*Возраст нейтронов*  $-l/v$  среднего квадрата расстояния от источника деления тех нейтронов, которые замедляются до данной энергии. Возраст нейтронов в воде от энергии деления до тепловой энергии составляет около  $31 \text{ см}^2$ .

*Геометрия* - размер и форма системы.

*Геометрический параметр*  $B_g^2$  - собственное число волнового уравнения, описывающего пространственное распределение потока нейтронов в системе без отражателя. Определяет зависимость эффективного коэффициента размножения системы от размера и формы системы,

*Группа упаковок* - совокупность упаковок, которые разрешается хранить или транспортировать без ограничения взаимного размещения или с ограничением взаимного размещения, при этом ограничение взаимного размещения должно обеспечиваться техническими средствами, входящими в состав упаковочного комплекта.

*Длина диффузии теплового нейтрона* - корень квадратный из одной шестой среднего квадрата расстояния, проходимого тепловым нейтроном от места его возникновения до поглощения:  $r^2 = 6L^2$ .

*Длина экстраполяции  $\lambda$*  - гипотетическое расстояние от поверхности размножающейся среды до точки в вакууме, где плотность потока нейтронов обращается в нуль.

*Добавка отражателя  $\sigma$*  - величина, аналогичная длине экстраполяции, но рассматриваемая применительно к системе с отражателем. Численно выражается суммой длины экстраполяции и экономии отражателя.

*Допустимый параметр* - параметр, значение которого уменьшено в  $n$  раз по отношению к критическому параметру системы, где  $n$  - коэффициент запаса; к таким параметрам относятся допустимое количество, допустимый объем, допустимый диаметр, допустимая толщина слоя.

*Допустимое количество упаковок* - максимальное количество упаковок, которое разрешается хранить в группе или штабеле.

*Замедлитель* - материал, эффективно замедляющий нейтроны.

*Защита* - материал, который окружает делящийся материал с целью предотвратить облучение персонала и оборудования.

*Защитный упаковочный комплект* - упаковочный комплект, имеющий в качестве конструктивной детали оболочку, содержащую поглотитель и замедлитель, которая значительно ослабляет нейтронное взаимодействие между упаковками.

*Концентрация делящегося изотопа* - массовое содержание делящегося изотопа в  $1 \text{ см}^3$  смеси;  $Cu$  - концентрация урана,  $\text{г/см}^3$ ;  $Cpu$  - концентрация плутония,  $\text{г/см}^3$ .

*Коэффициент деления на быстрых нейтронах  $\beta$*  - количество вторичных нейтронов, рождающихся при поглощении быстрого нейтрона.

*Коэффициент теплового использования  $f$*  - вероятность тепловому нейтрону поглотиться в ядерном топливе.

*Коэффициент размножения бесконечной среды  $K_\infty$*  - отношение числа нейтронов данного поколения к числу нейтронов предыдущего поколения.

*Критичность* - способность поддержания цепной реакции деления, так что плотность нейтронов в любой точке системы постоянна во времени.

*Критические значения параметров* - значения параметров системы, содержащей ядерноопасные делящиеся материалы, при которых эффективный коэффициент размножения равен единице. К таким параметрам,

например, относятся количество (масса), концентрация, объем сферы, диаметр цилиндра, толщина слоя.

*Материальный параметр  $B_m^2$*  - величина, зависящая от ядерно-физических свойств размножающей среды. При равенстве  $B_m^2 = B_d^2$  система является критической.

*Минимальный критический параметр* - наименьшее из значений критических параметров системы во всем диапазоне изменения концентраций ядерноопасных делящихся нуклидов.

*Нейтрон* - незаряженная частица с массой покоя 1,00898 атомных единиц массы. Нейтроны по энергии условно делят на три категории. Быстрые нейтроны - нейтроны деления, замедленные в среде до энергий не ниже 10 кэВ; надтепловые нейтроны - замедляющиеся нейтроны с энергиями выше верхней границы области тепловых нейтронов (около 1 эВ); тепловые нейтроны - нейтроны, находящиеся в тепловом равновесии с окружающей средой. .

*Нуклид* - радиоактивный элемент, обладающий массой зарядом и временем жизни достаточным для изучения его свойств.

*Норма загрузки  $M_3$*  - количество ядерноопасных делящихся нуклидов, которое разрешается загружать в аппарат, отдельную емкость, отдельный контейнер и т. п.

*Норма закладки  $H_3$*  - количество ядерноопасных делящихся нуклидов, которое накапливается в технологическом аппарате сверх нормы загрузки за счет не выдаваемых объемов, образования осадков, отложений на поверхности аппарата.

*Норма концентрации  $C_n$*  - концентрация ядерноопасных делящихся нуклидов, при которой ядерноопасный делящийся материал разрешается перерабатывать в аппарате или отдельной емкости, а также хранить и транспортировать.

*Норма накопления  $M_n$*  - количество ядерноопасных делящихся нуклидов, которое разрешается накапливать во вспомогательном оборудовании.

*Обогащение  $x_5$*  - изотопное обогащение урана по  $^{235}\text{U}$ , выражаемое, как правило, в массовых процентах или долях.

*Отражатель* - часть системы, в которой ядерноопасные делящиеся материалы отсутствуют и которая способна возвращать нейтроны в ядерноопасный делящийся материал.

*Обеспечение ядерной безопасности* - создание и поддержание условий, исключающих возникновение СЦР при переработке, хранении и транспортировке ядерноопасных делящихся материалов.

*Опасное оборудование* - оборудование, конструкция которого не исключает возможность возникновения СЦР при любых предвидимых условиях.

*Параметр замедления*  $H/U$ ,  $H/Pu$ ,  $C/Pu$  (или  $\rho_n/\rho_i$ ,  $\rho_n/\rho_{pi}$ ,  $\rho_c/\rho_{pi}$ ) - величина, характеризующая степень замедления нейтронов в системе; выражается отношением ядерных концентраций замедлителя и делящегося изотопа (или суммы изотопов).

*Плотность  $\gamma$ -массовое содержание элемента или вещества* в  $1 \text{ см}^3$ .

*Поглотитель* - неделящийся материал, который поглощает нейтроны.

*Плотность потока нейтронов* - число нейтронов, пересекающих за 1 с площадь поверхности  $1 \text{ см}^2$ .

*Реактор* - система, содержащая делящиеся материалы.

*Сечение ( $\sigma$ )* - мера вероятности того, что ядро будет испытывать различные взаимодействия под действием нейтронов. Имеет размерность площади, причем за единицу измерения принимается  $1 \text{ барн} = 10^{-28} \text{ м}^2$ .

*Самоподдерживающаяся цепная реакция деления (СЦР)* - процесс деления нуклидов, при котором число нейтронов, образовавшихся в процессе деления в единицу времени, равно или больше числа нейтронов, убывающих из системы вследствие утечки и поглощения.

*Система без отражателя* - система, в которой влияние отражателей на значение критических параметров эквивалентно по своей отражательной способности плотноприлегающему стальному или водяному отражателю толщиной не более 3 мм.

*Система с полным отражателем* - система с плотноприлегающим отражателем из воды толщиной 250 мм.

*Система тепловая* - система, большинство делений в которой вызывается тепловыми нейтронами.

*Система быстрая* - система, большинство делений в которой вызывается быстрыми нейтронами.

*Спонтанное деление* - самопроизвольный распад ядра на несколько осколков (обычно на 2), сопровождаемый вылетом нескольких свободных нейтронов. В 1 г урана происходит одно спонтанное деление за 100 с. Спонтанное деление может служить естественным источником нейтронов и давать конечную нейтронную интенсивность в размножающей среде даже без цепной реакции.

*Умножение* - отношение плотности потока нейтронов из системы, содержащей делящийся материал и источник нейтронов, к плотности

потока нейтронов из системы, содержащей тот же источник при отсутствии делящегося материала.

*Упаковочный комплект* - совокупность компонентов и устройств, необходимых для обеспечения условий ядерной безопасности при хранении и транспортировке ядерноопасных делящихся материалов.

*Упаковка* - упаковочный комплект с находящимся в нем ядерноопасным делящимся материалом.

*Условие критичности* - требование, чтобы эффективный коэффициент размножения равнялся единице и более.

*Штабель упаковок* - совокупность упаковок, которые разрешается хранить с ограничением взаимного размещения.

*Шаг решетки* - расстояние между осями соседних упаковок в решетке.

*Экономия отражателя  $\Delta$*  - длина, на которую уменьшается размер активной зоны системы (без отражателя) при наличии отражателя.

*Эксперимент критический* - определение критических параметров, при котором достоверно известно, что состояние критичности достигнуто.

*Эффективный коэффициент размножения  $K_{эфф}$*  - отношение общего числа образующихся нейтронов к общему числу нейтронов, в том числе теряемых за счет поглощения и утечки за один и тот же интервал времени.

*Ядерноопасный делящийся нуклид* - нуклид, при работе с которым может возникнуть самоподдерживающаяся цепная реакция деления.

*Ядерноопасное делящееся вещество* - вещество, содержащее ядерноопасные делящиеся нуклиды.

*Ядерноопасный делящийся материал, или делящийся материал-материал*, содержащий ядерноопасное делящееся вещество.

# 1. ПРОЦЕСС ДЕЛЕНИЯ

## 1.1 Элементарная теория деления

В 1939 г. Н. Бор и Уилер, а также Френкель еще задолго до того, как деление было всесторонне изучено экспериментально, предложили теорию этого процесса, основанную на представлении о ядре как о капле заряженной жидкости.

Энергия, освобождающаяся при делении, может быть получена непосредственно из формулы Вайцзеккера:

$$E_{\text{я}}(A, Z) = a_1 A - a_2 A^{2/3} - a_3 Z^2 / A^{1/3} - a_4 (A/2 - Z)^2 / A + a_5 A^{-3/4} \quad (1.1)$$

где  $a_1, a_2, a_3, a_4, a_5$  – коэффициенты пропорциональности:  $a_1=15,75$  МэВ;  $a_2=17,8$  МэВ;  $a_3=0,71$  МэВ;  $a_4=94,8$  МэВ;  $a_5=34$  МэВ.

Для четно-четных  $a_5=+$   $a_5$ ; для нечетных ядер  $a_5=0$ ; для нечетно-нечетных ядер  $a_5=-$   $a_5$ .

$A$  – массовое число,  $Z$  – заряд ядра.

Предположим, что ядро с массовым числом  $A_1$  и зарядом  $Z_1$  делится на два одинаковых осколка с массовыми числами  $A_2 = A_1/2$  и атомными номерами  $Z_2 = Z_1/2$ . Энергия  $E$ , освобождающаяся при делении, определяется соотношением:

$$E = 2E_2(A_2, Z_2) - E_1(A_1, Z_1) \quad (1.2)$$

Рассчитаем величину энергии, выделяющийся при делении тяжелого ядра. Подставим в (1.2) выражения для энергий связи ядер (1.1), полагая  $A_1=240$  и  $Z_1 = 90$ . Пренебрегая последним членом в (1.1) вследствие его малости и подставив значения параметров  $a_2$  и  $a_3$  получаем:

$$E \approx a_2 A_2^{2/3} (1 - (2)^{1/3}) + a_3 \frac{Z_1^2}{A_1^{1/3}} (1 - (4)^{-1/3}) \approx a_3 \frac{Z_1^2}{A_1^{1/3}} 0.37 - a_2 A_1^{2/3} 0.26 \approx 340 - 180 = 160 \text{ МэВ} \quad (1.3)$$

При делении изменяются поверхностная энергия  $E_{\text{п}} = a_2 A^{2/3}$  и кулоновская энергия  $E_{\text{к}} = a_3 Z^2 / A^{1/3}$ , причем поверхностная энергия в данном примере увеличивается на 180 МэВ, а кулоновская энергия уменьшается, на 340 МэВ. Деление возможно в том случае, когда  $E > 0$ . Используя соотношение (1.3), запишем:

$$E \approx a_3 \frac{Z_1^2}{A_1^{1/3}} 0.37 - a_2 A_1^{2/3} 0.26 \geq 0 \quad (1.4)$$

Отсюда получим, что деление энергетически выгодно, когда  $Z^2/A > 17$ . Величина  $Z^2/A$  называется параметром делимости. Энергия  $E$ , освобождающаяся при делении, растет с увеличением  $Z^2/A$ ;  $Z^2/A = 17$  для ядер в районе иттрия и циркония. Из полученных оценок видно, что де-

ление энергетически выгодно для всех ядер с  $A > 90$ . Почему же большинство ядер устойчиво по отношению к самопроизвольному делению? Чтобы ответить на этот вопрос, посмотрим, как меняется форма ядра в процессе деления.

В процессе деления ядро последовательно проходит через следующие стадии (рис. 1.1): шар, эллипсоид, гантель, два грушевидных осколка, два сферических осколка. Как меняется потенциальная энергия ядра на различных стадиях деления? После того как деление произошло, и осколки находятся друг от друга на расстоянии, много большем их радиуса, потенциальную энергию осколков, определяемую кулоновским взаимодействием между ними, можно считать равной нулю.



Рис. 1.1 Изменение формы ядра в процессе деления

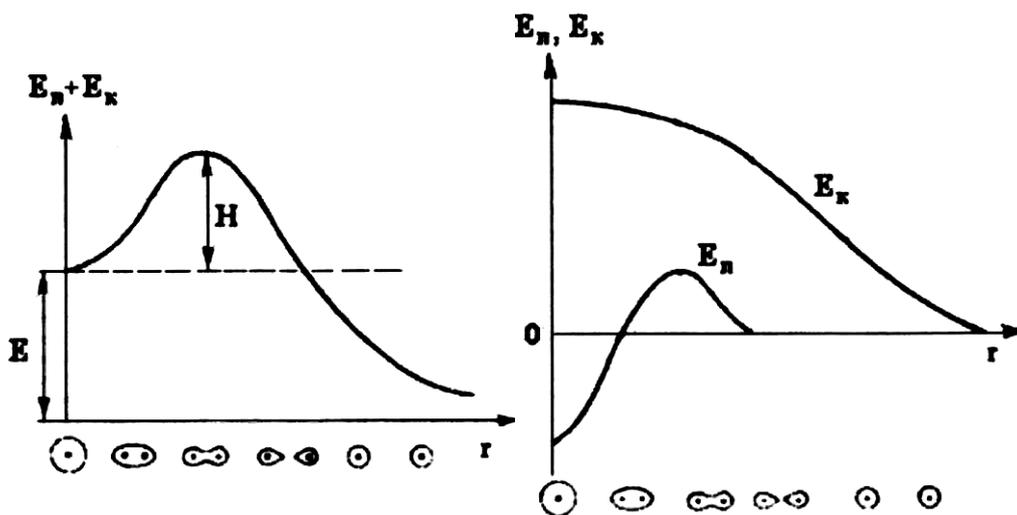


Рис. 1.2. Изменение поверхностной и Рис. 1.3. Изменение потенциальной кулоновской энергии в процессе деления энергии ядра в процессе деления

Рассмотрим начальную стадию деления, когда ядро с увеличением  $r$  принимает форму все более вытянутого эллипсоида вращения. На этой стадии деления  $r$  - мера отклонения ядра от сферической формы (рис. 1.3). Вследствие эволюции формы ядра изменение его потенциальной энергии определяется изменением суммы поверхностной и кулоновской энергий  $E'_n + E'_k$ . Предполагается, что объем ядра в процессе деформации остается неизменным. Поверхностная энергия  $E'_n$  при этом возрастает, так как увеличивается площадь поверхности ядра. Кулоновская энергия  $E'_k$  уменьшается, так как увеличивается среднее расстояние

между нуклонами. Пусть сферическое ядро в результате незначительной деформации, характеризующейся малым параметром  $r$ , приняло форму аксиально-симметричного эллипсоида. Можно показать, что поверхностная энергия  $E'_n$  и кулоновская энергия  $E'_k$  в зависимости от  $r$  меняются следующим образом:

$$E'_n \approx E_n \left(1 + \frac{2}{5} r^2\right) E'_k \approx E_k \left(1 - \frac{1}{5} r^2\right) \quad (1.5)$$

где  $E_n$  и  $E_k$  - поверхностная и кулоновская энергии сферического ядра. Сумма поверхностной и кулоновской энергий, определяющая изменение потенциальной энергии ядра, равна

$$E'_n + E'_k \approx E_n + E_k + r^2 (2E_n - E_k) / 5 \quad (1.6)$$

В случае малых эллипсоидальных деформаций рост поверхностной энергии происходит быстрее, чем уменьшение кулоновской энергии.

В области тяжелых ядер  $2E_n > E_k$  и сумма поверхностной и кулоновской энергий увеличивается с увеличением  $r$ . Из (1.5) и (1.6) следует, что при малых эллипсоидальных деформациях рост поверхностной энергии препятствует дальнейшему изменению формы ядра, а, следовательно, и делению. Выражение (1.6) справедливо для малых значений  $r$  (малых деформаций). Если деформация настолько велика, что ядро принимает форму гантели, то силы поверхностного натяжения, как и кулоновские силы, стремятся разделить ядро и придать осколкам шарообразную форму. На этой стадии деления увеличение деформации сопровождается уменьшением как кулоновской, так и поверхностной энергии. Т.е. при постепенном увеличении деформации ядра его потенциальная энергия проходит через максимум. Теперь  $r$  имеет смысл расстояния между центрами будущих осколков. При удалении осколков друг от друга, потенциальная энергия их взаимодействия будет уменьшаться, так как уменьшается энергия кулоновского отталкивания  $E_k$ . Зависимость потенциальной энергии от расстояния между осколками показана на рис. 1.4. Нулевой уровень потенциальной энергии соответствует сумме поверхностной и кулоновской энергий двух невзаимодействующих осколков.

Наличие потенциального барьера препятствует мгновенному самопроизвольному делению ядер. Для того чтобы ядро мгновенно разделилось, ему необходимо сообщить энергию  $Q$ , превышающую высоту барьера  $H$ . Максимум потенциальной энергии делящегося ядра примерно равен  $e^2 Z^2 / (R_1 + R_2)$ , где  $R_1$  и  $R_2$  - радиусы осколков. Например, при делении ядра золота на два одинаковых осколка  $e^2 Z^2 / (R_1 + R_2) = 173 \text{ МэВ}$ , а величина энергии  $E$ , освобождающейся при делении равна  $132 \text{ МэВ}$ . Та-

ким образом, при делении ядра золота необходимо преодолеть потенциальный барьер высотой около 40 Мэв.

Высота барьера  $H$  тем больше, чем меньше отношение кулоновской и поверхностной энергии  $E_k/E_n$  в начальном ядре. Это отношение, в свою очередь, увеличивается с увеличением параметра делимости  $Z^2/A$ . Чем тяжелее ядро, тем меньше высота барьера  $H$ , так как параметр делимости увеличивается с ростом массового числа:

$$\frac{E_k}{E_n} = \frac{a_3 Z^2}{a_2 A} \sim A \quad (1.7)$$

Таким образом, более тяжелым ядрам, как правило, нужно сообщить меньшую энергию, чтобы вызвать деление.

Высота барьера деления обращается в нуль при  $2E_n - E_k = 0$ . В этом случае:

$$(1.8)$$

Откуда

$$\frac{Z^2}{A} = \frac{2a_2}{a_3} \approx 49 \quad (1.9)$$

Т.е. согласно капельной модели в природе должны отсутствовать ядра с  $Z^2/A > 49$ , так как они практически мгновенно (за характерное ядерное время порядка  $10^{-22}$  с) самопроизвольно делятся. Существование атомных ядер с  $Z^2/A > 49$  («остров стабильности») объясняется оболочечной структурой.

Зависимость формы, высоты потенциального барьера  $H$  и энергии деления  $E$  от величины параметра делимости  $Z^2/A$  показана на рис. 1.4

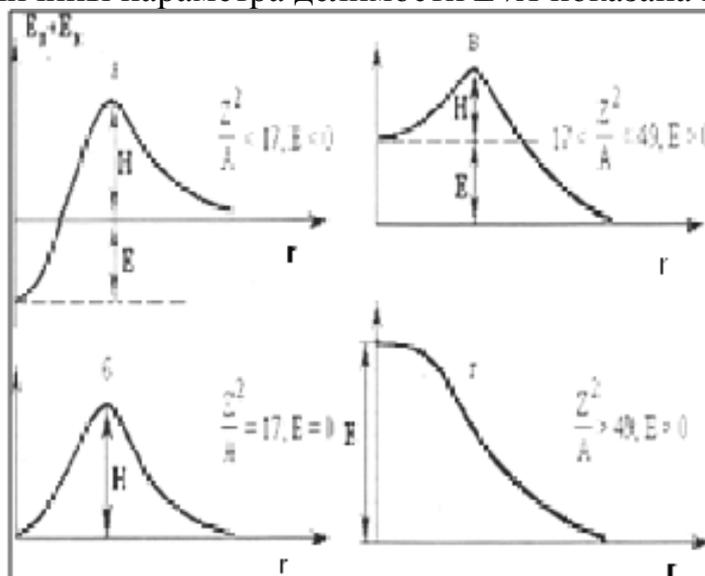


Рис.1.4. Зависимость формы, высоты потенциального барьера  $H$  и энергии деления  $E$  от величины параметра делимости  $Z^2/A$

Самопроизвольное деление ядер с  $Z^2/A < 49$ , для которых высота барьера  $H$  не равна нулю, с точки зрения классической физики невозможно. С точки зрения квантовой механики такое деление возможно в результате прохождения через потенциальный барьер и носит название спонтанного деления. Вероятность спонтанного деления растет с увеличением параметра делимости  $Z^2/A$ , т.е. с уменьшением высоты барьера. В целом период полураспада относительно спонтанного деления уменьшается при переходе от менее тяжелых ядер к более тяжелым от  $T_{1/2} > 10^{21}$  лет для  $^{232}\text{Th}$  до 0.3 с для  $^{260}\text{Ku}$ . Вынужденное деление ядер  $Z^2/A < 49$  может быть вызвано любыми частицами: фотонами, нейтронами, протонами, дейтронами,  $\alpha$ -частицами и т.д., если энергия, которую они вносят в ядро достаточна для преодоления барьера деления.

## 1.2 Энергия деления

При делении  $^{235}\text{U}$  тепловыми нейтронами освобождается энергия около 200 МэВ. Из них  $\sim 167$  МэВ приходится на кинетическую энергию осколков. Оставшаяся часть энергии распределяется между различными частицами, возникающими в процессе деления и радиоактивного распада осколков. Часть энергии деления уносится  $\gamma$ -квантами, испускающимися возбужденными осколками сразу после вылета мгновенных нейтронов (так называемые мгновенные  $\gamma$  – лучи деления), а также  $\gamma$ -квантами, возникающими в результате  $\beta^-$ -распада осколков. Около 5% энергии деления уносят антинейтрино, образующиеся при  $\beta^-$ -распаде осколков.

Энергия деления распределяется следующим образом:

Кинетическая энергия осколков	$\sim 167$ МэВ
Энергия нейтронов деления	$\sim 5$ МэВ
Энергия мгновенных $\gamma$ -квантов	$\sim 7$ МэВ
Энергия $\beta$ -частиц продуктов деления	$\sim 8$ МэВ
Энергия $\gamma$ -излучения продуктов деления	$\sim 7$ МэВ
Энергия антинейтрино продуктов деления	$\sim 10$ МэВ
Всего	$\sim 200$ МэВ

## 1.3 Деление атомных ядер нейтронами

Деление атомных ядер может быть вызвано различными частицами, однако практически наиболее выгодно использовать для этой цели

нейтроны. Отсутствие кулоновского отталкивания позволяет нейтронам со сколь угодно малой кинетической энергией приблизиться к ядру на расстояние меньше радиуса действия ядерных сил. Захват ядром нейтрона приводит к возбуждению ядра, и, если энергия возбуждения достаточна, происходит деление. Величина сечения деления  $\sigma_{\text{дел}}$  всегда меньше величины сечения захвата  $\sigma_{\text{погл}}$ , так как существуют другие каналы распада возбужденных ядер (рис. 1.5.).

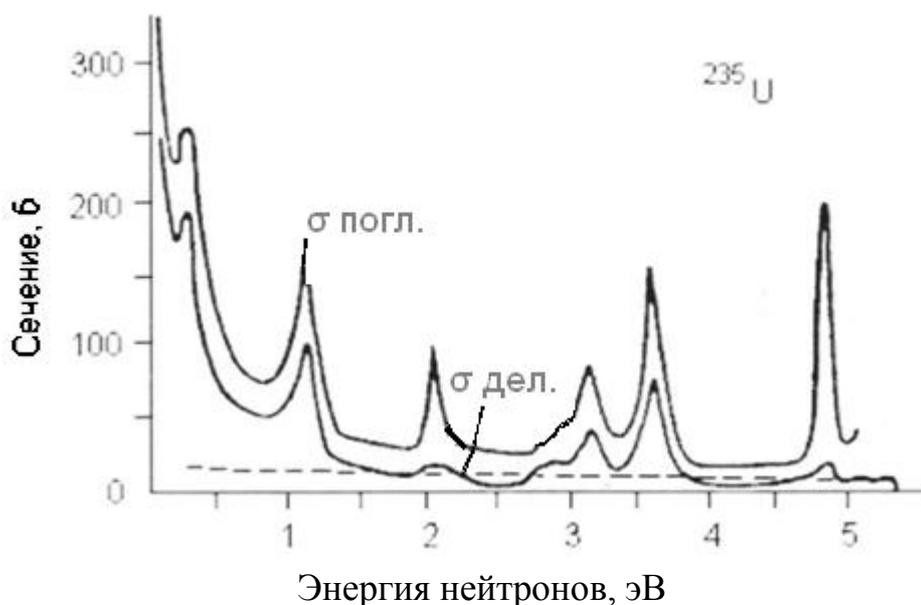


Рис.1.5. Зависимость сечения поглощения и сечения деления  $^{235}\text{U}$  нейтронами от их энергии

(верхняя линия - сечение захвата, нижняя - сечение деления). Пунктир - сечение рассеяния нейтронов

Эффективное сечение деления ядер нейтронами может быть записано в виде:

$$\sigma_{\text{дел}} = \sigma_{\text{захв}} \frac{\tilde{A}_{\text{дел}}}{\tilde{A}_{\text{общ}}}$$

где  $\Gamma_{\text{дел}}$  – вероятность деления ядра после захвата нейтрона, а  $\Gamma_{\text{общ}}$  –общая вероятность деления и распада без деления.

Наиболее существенными каналами распада помимо деления являются испускание  $\gamma$ -квантов и нейтронов. Многие тяжелые ядра делятся тепловыми нейтронами, при этом сечение деления достигает нескольких сотен барн.

Так, например, сечение деления  $^{235}\text{U}$  тепловыми нейтронами равно 580 б. При увеличении энергии нейтронов сечение захвата  $\sigma_{\text{захв}}$ , а, следовательно, и сечение деления  $\sigma_{\text{дел}}$  уменьшается, причем всегда  $\sigma_{\text{дел}} <$

$\sigma_{\text{дел}}(\text{см. рис. 1.5})$ . Сечение деления  $^{235}\text{U}$  быстрыми нейтронами равно всего около 1.5 б. Изотоп урана  $^{238}\text{U}$ , как упоминалось, делится быстрыми нейтронами с энергией  $>1$  МэВ. Сечение деления  $^{238}\text{U}$  быстрыми нейтронами примерно в два раза меньше, чем для  $^{235}\text{U}$  (см. рис 1.6).

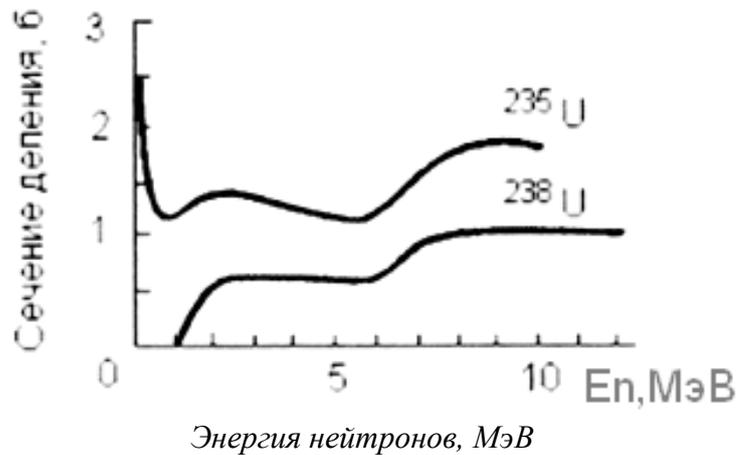


Рис. 1.6. Зависимость сечения деления  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  быстрыми нейтронами от их энергии

#### 1.4 Деление изотопов урана $^{238}\text{U}$ и $^{235}\text{U}$ нейтронами

Процесс деления изотопов урана  $^{238}\text{U}$  и  $^{235}\text{U}$  под действием нейтронов представляет особый интерес, т.к. они используются в качестве топлива в ядерных реакторах. Естественная смесь содержит 99.3% изотопа урана  $^{238}\text{U}$  и 0.7% изотопа  $^{235}\text{U}$ .

При захвате ядром с массовым числом  $A$  нейтрона с кинетической энергией  $E_n$  энергия возбуждения ядра  $A + 1$  определяется соотношением:

$$E^* = B(n) + E_n A / (A + 1) \sim B(n) + E_n,$$

где  $B(n)$  - энергия отделения нейтрона в ядре  $A + 1$ . Возможны два случая:

1. Энергия отделения нейтрона больше барьера деления, т. е.  $B(n) > H$ .
2. Энергия отделения нейтрона меньше барьера деления, т.е.  $B(n) < H$ .

В первом случае деление возможно при захвате нейтронов любой энергии. Во втором случае, для того чтобы произошло деление, нейтроны должны иметь кинетическую энергию  $E_n > H - B(n)$ , т. е. существует порог деления. Это соотношение между высотой барьера деления и энергией отделения нейтрона приводит к различию в энергии нейтронов, которые могут вызвать деление изотопов урана  $^{238}\text{U}$  и  $^{235}\text{U}$ .

$^{238}\text{U}$  делится нейтронами с энергией  $E_n > 1 \text{ МэВ}$ .  $^{235}\text{U}$  делится под действием нейтронов любой энергии. Энергия возбуждения ядра  $^{235}\text{U}$  после захвата теплового нейтрона превышает высоту потенциального барьера, в то время как для  $^{238}\text{U}$  энергия возбуждения меньше высоты барьера на 1 МэВ. Поэтому тепловые нейтроны не вызывают деления  $^{238}\text{U}$ . Минимально возможная кинетическая энергия, которой должен обладать нейтрон, чтобы вызвать деление ядра  $^{238}\text{U}$ , равна разности высоты барьера и энергии отделения нейтрона в ядре  $^{238}\text{U}$ , т.е. 1 МэВ.

Различие в делении этих изотопов урана объясняется двумя обстоятельствами.

1. Так как  $Z^2/A$  для  $^{238}\text{U}$  меньше, чем для  $^{235}\text{U}$  (нужно рассматривать деление ядра, захватившего нейтрон), то величина барьера  $H$  для первого из этих изотопов будет больше.

2. При захвате теплового нейтрона энергия возбуждения конечных ядер  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  оказывается различной. Эта энергия равна энергии отделения нейтрона в конечном ядре (очень малой кинетической энергией теплового нейтрона можно пренебречь). Так как ядро  $^{238}\text{U}$  - четно-четное, а  $^{235}\text{U}$  - нечетно-четное, то энергия отделения нейтрона в  $^{238}\text{U}$  больше, чем в  $^{235}\text{U}$  (6.5 МэВ против 4.8 МэВ).

## 1.5 Осколки деления

Характерной особенностью деления является то, что осколки, образующиеся в результате деления, как правило, имеют существенно разные массы. В случае наиболее вероятного деления  $^{235}\text{U}$  отношение масс осколков равно 1.46. Тяжелый осколок при этом имеет массовое число 139, легкий - 95. Деление на два осколка с такими массами не является единственно возможным. Распределение по массам осколков деления  $^{235}\text{U}$  тепловыми нейтронами показано на рис. 1.7. Среди продуктов деления были обнаружены осколки с  $A = 72-161$  и  $Z = 30-65$ .

Вероятность деления на два равных по массе осколка не равна нулю.

При делении тепловыми нейтронами вероятность симметричного деления примерно на три порядка меньше, чем в случае наиболее вероятного деления на осколки с  $A = 139$  и  $95$ . Капельная модель не исключает возможности асимметричного деления, однако, даже качественно не объясняет основных закономерностей такого деления. Асимметричное деление можно объяснить влиянием оболочечной структуры ядра. Ядро стремится разделиться таким образом, чтобы основная часть нуклонов осколка образовала устойчивый магический остов.

В процессе деления основная часть энергии освобождается в виде кинетической энергии осколков деления. Такой вывод можно сделать из того, что кулоновская энергия двух соприкасающихся осколков приблизительно равна энергии деления. Под действием электрических сил отталкивания кулоновская энергия осколков переходит в кинетическую энергию.

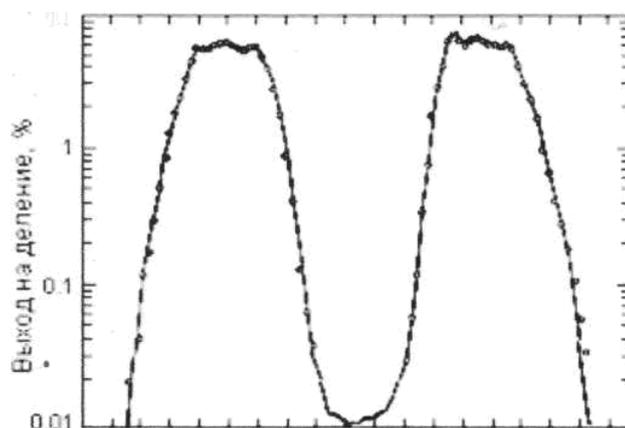


Рис. 1.7. Массовое распределение

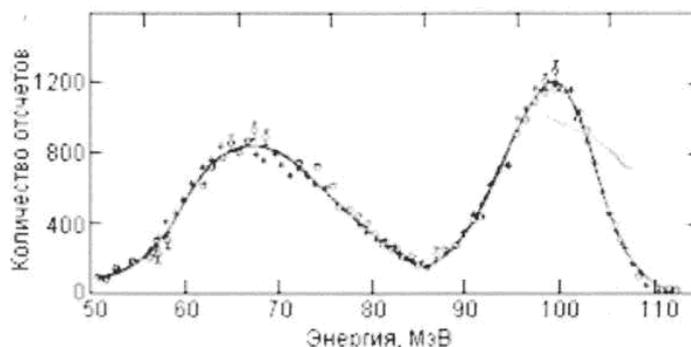


Рис. 1.8. Распределение по энергии осколков деления  $^{235}\text{U}$  тепловыми нейтронами

Между кинетическими энергиями  $E$  осколков и их массами  $M$  существует следующее соотношение, вытекающее из закона сохранения импульса:

$$E_l/E_m = M_m/M_l \quad (1.10)$$

где  $E_l$  и  $M_l$  относятся к легкому осколку, а  $E_m$  и  $M_m$  - к тяжелому. Пользуясь этим соотношением, можно из распределения осколков по энергии (рис.1.8) получить массовое распределение осколков (Рис. 1.7). Параметры энергетического распределения, а также некоторые другие характеристики осколков деления  $^{235}\text{U}$  тепловыми нейтронами приведены в табл. 1.1.

Таблица 1.1 Характеристики легкого и тяжелого осколков для наиболее вероятного деления  $^{235}\text{U}$  тепловыми нейтронами

Характеристика	Легкий осколок	Тяжелый осколок
Массовое число $A$	95	139
Электрический заряд $Z$	38	54
Кинетическая энергия $E$ , МэВ	100	67
Пробег в воздухе при нормальных условиях, мм.	27	21

Кинетическая энергия осколков деления сравнительно мало зависит от энергии возбуждения делящегося ядра, так как излишняя энергия, обычно, идет на возбуждение внутреннего состояния осколков.

На рис. 1.9 показаны массовые распределения осколков деления  $^{233}\text{U}$  и более тяжелых ядер. Видно, что массовые распределения тяжелых осколков близки, в то время как средняя масса легких осколков меняется от  $\sim 90$  у  $^{235}\text{U}$  до  $\sim 114$  у  $^{256}\text{Fm}$ .

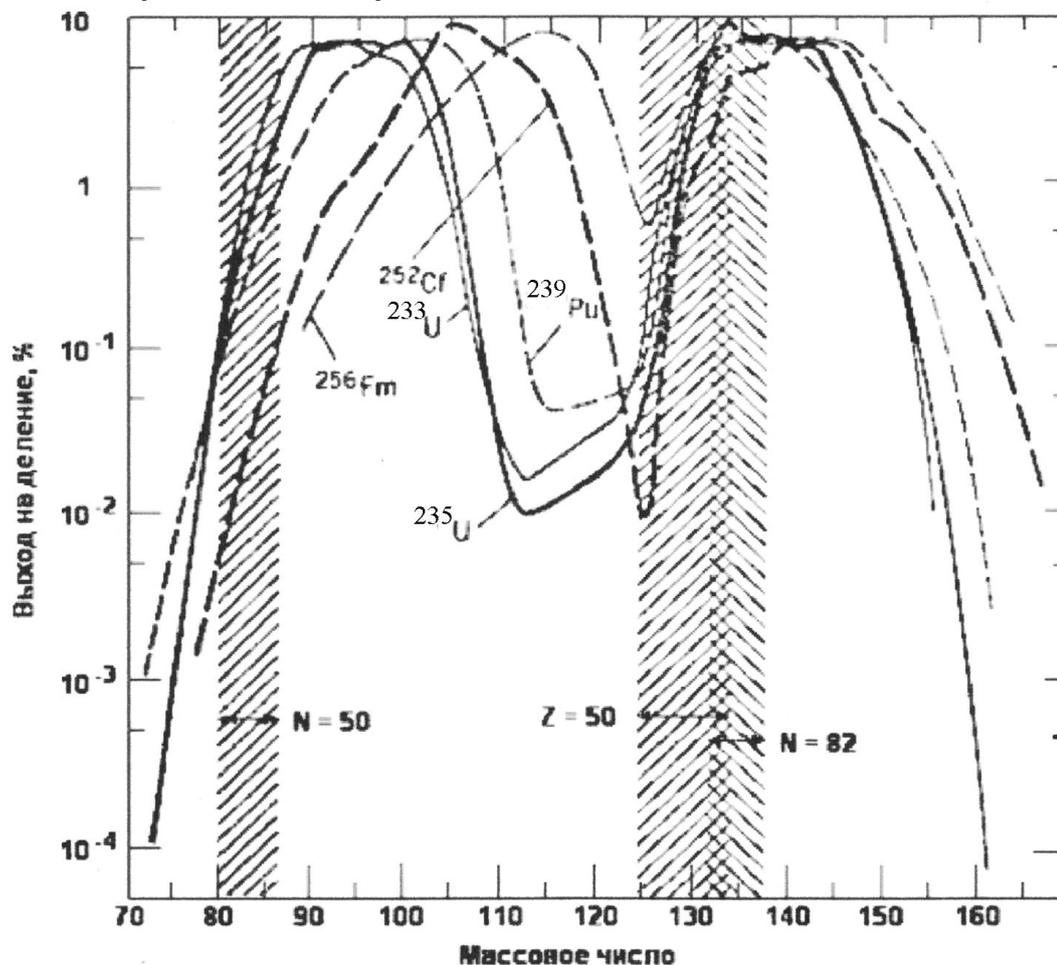


Рис. 1.9. Массовые распределения осколков деления тепловыми нейтронами  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и спонтанного деления  $^{252}\text{Cf}$ ,  $^{256}\text{Fm}$

Заштрихованные области указывают приблизительное расположение ядер с замкнутыми оболочками.

Средняя масса легкой группы практически линейно растет с ростом массы делящегося ядра, в то время как средняя масса тяжелой группы остается практически неизменной ( $A \sim 140$ ).

Таким образом, практически все добавочные нуклоны идут в легкие осколки. На рис.1.9 заштрихованы области ядер с магическими числами протонов и нейтронов. Для  $Z = 50$  стабильным ядрам соответствует  $Z/A \sim 0.4$  ( $A = 125$ ). Нейтроноизбыточные осколки деления имеют  $Z/A$  до  $\sim 0.38$  ( $A = 132$ ), т.е. около 7 «лишних» нейтрона. Как раз на краю тяжелой группы осколков находится дважды магическое ядро  $^{132}\text{Sn}$  ( $Z = 50, N = 82$ ). Это исключительно стабильная конфигурация определяет нижний край массового распределения тяжелых осколков. Для легких осколков этого эффекта нет. Массовое распределение легких осколков практически не попадает в область даже одного магического числа  $N = 50$  и существенно меньше определяется оболочечными эффектами. Оно формируется из нуклонов «оставшихся» после формирования тяжелого осколка.

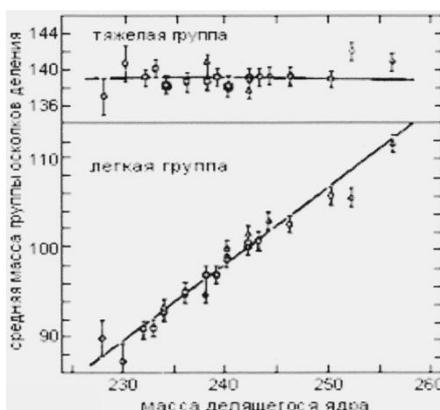


Рис. 1.10. Зависимость средних масс легкой и тяжелой групп осколков от массы делящегося ядра

### 1.6 Почему осколки деления бета-радиоактивны?

Рассмотрим этот вопрос на примере деления ядра  $^{235}\text{U}$ . Отношение числа нейтронов к числу протонов в ядре  $^{235}\text{U}$  равно 1.55, в то время как у стабильных элементов, имеющих массу, близкую к массе осколков деления, это отношение 1.25-1.45 (см. рис.1.11). Следовательно, осколки деления сильно перегружены нейтронами и должны быть неустойчивы к  $\beta$ -распаду. Действительно, осколки деления протонов испытывают по-

следовательный  $\beta^-$  распад, причем заряд первичного осколка может меняться на 4-6 единиц.

Ниже приведены примеры цепочек радиоактивных превращений осколков деления - изотопов  $^{135}\text{Te}$ ,  $^{140}\text{Xe}$  и  $^{97}\text{Kr}$  с образованием в конце цепочки стабильных ядер  $^{135}\text{Ba}$ ,  $^{140}\text{Ce}$  и  $^{97}\text{Mo}$ .

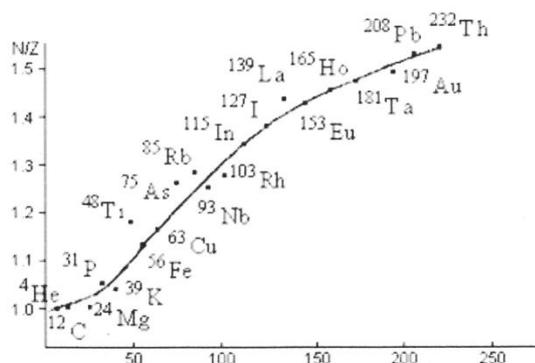
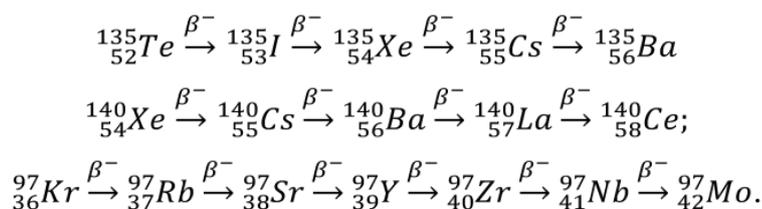


Рис. 1.11. Отношение числа нейтронов  $N$  к числу протонов  $Z$  в зависимости от массового числа  $A$  для ядер долины стабильности



## 1.7 Мгновенные нейтроны деления

Нарушение характерного для стабильных ядер соотношения числа протонов и нейтронов, приводит к вылету мгновенных нейтронов деления. Эти нейтроны испускаются возбужденными движущимися осколками за время, меньшее, чем  $4 \cdot 10^{-14}$  с. При увеличении энергии возбуждения среднее количество мгновенных нейтронов растет (см. рис. 1.12).

Из этого факта, а также из того, что кинетическая энергия осколков деления сравнительно мало зависит от энергии возбуждения делящегося ядра, можно сделать вывод, что она в основном переходит в энергию возбуждения осколков. Испускание более чем одного нейтрона в каждом акте деления дает возможность получить энергию за счет цепной ядерной реакции деления.

Из-за мгновенных нейтронов определенные экспериментально в каждом отдельном акте деления кинетические энергии осколков, строго говоря, не связаны с их массами соотношением (1.10), поскольку оно не учитывает импульсов нейтронов. Однако легко убедиться, что это нарушение весьма незначительно. Более того, при многократных измере-

ниях обсуждаемый эффект нарушения соотношения (1.10) полностью исчезает из-за усреднения по возможным вариантам вылета мгновенных нейтронов из движущихся осколков. Очевидно, сумма масс осколков, входящих в соотношение (1.10), должна быть взята за вычетом массы мгновенных нейтронов.

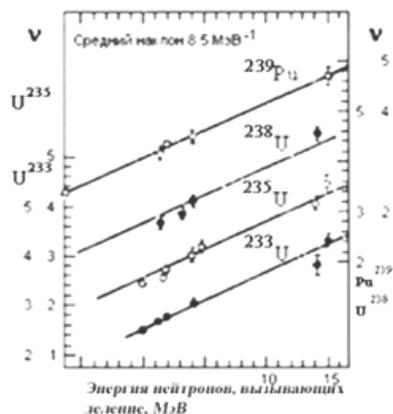


Рис. 1.12. Зависимость среднего количества мгновенных нейтронов от энергии нейтронов вызывающих деление

### 1.8 Энергетический спектр нейтронов деления

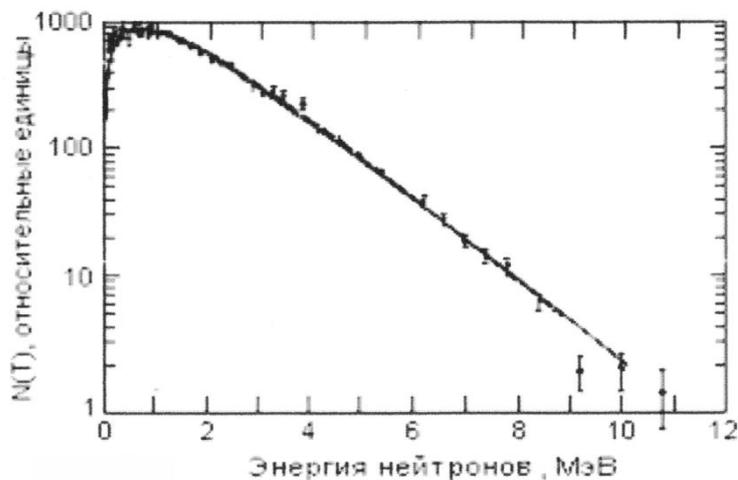


Рис. 1.13. Энергетический спектр нейтронов, испущенных при делении тепловыми нейтронами ядра  $^{235}\text{U}$ .

( $T$  – энергия нейтронов,  $N$  – число нейтронов)

Энергетический спектр мгновенных нейтронов непрерывный с максимумом около 1 МэВ. Средняя энергия мгновенного нейтрона близка к 2 МэВ. Энергетический спектр нейтронов, аппроксимируется соотношением:

$$N(T) \sim (\epsilon)^{1/2} \exp(-\epsilon/k),$$

, где  $\epsilon$  – кинетическая энергия нейтронов в МэВ (рис. 1.13). Это соотношение получено в предположении, что нейтроны испускаются движущимися осколками.

Хорошее описание экспериментальных данных, показывает, что нейтроны испускаются после того, как ядро разделилось. Значения параметра  $k$  для некоторых ядер приведены в таблице 3.

Таблица 3. Значения параметра  $K$

Ядро	$^{233}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$
$k$	131	129	133

## 2. КОЭФФИЦИЕНТ РАЗМНОЖЕНИЯ БЕСКОНЕЧНОЙ СРЕДЫ

Рассмотрим  $n_1$  нейтронов, испускаемых в процессе деления в бесконечной размножающей среде. Вопрос заключается в том, сколько новых нейтронов  $n_2$  будет испущено при последующих делениях, вызванных этими  $n_1$  нейтронами. Величина  $K_{\infty} = n_2/n_1$ , отношение числа образующихся при делении нейтронов к числу поглощенных нейтронов – коэффициент размножения бесконечной среды. Если бы каждый нейтрон, образующийся в процессе деления, вызывал новое деление, то  $K_{\infty}$  просто было бы равно среднему числу нейтронов, образующихся при одном делении, т. е.  $\nu$ . На одно деление тепловым нейтроном в  $^{235}\text{U}$  приходится в среднем 2,416 в  $^{239}\text{Pu}$  – 2,862 нейтронов деления. В действительности же нейтрон может быть поглощен другими ядрами среды до того, как сможет вызвать деление. Таким образом, коэффициент размножения бесконечной среды не может превышать  $\nu$ .

Если  $K_{\infty} > 1$ , то цепная реакция будет развиваться по экспоненциальному закону и может быть прервана только с помощью других физических процессов. Такая среда называется надкритической.

При  $K_{\infty} = 1$  имеет место самоподдерживающаяся цепная реакция, т. е. возникает ровно столько нейтронов, сколько исчезает в результате поглощения. Это состояние среды называется критическим. Если критичность среды достигается за счет мгновенных нейтронов, то ее называют критической на мгновенных нейтронах; если же для достижения критического состояния необходимы как мгновенные, так и запаздывающие нейтроны, то среду называют критической на запаздывающих нейтронах.

Если  $K_{\infty} < 1$ , то цепная реакция не возникает, среда находится в подкритическом состоянии.

Присутствие в среде постоянного внешнего источника нейтронов сказывается по-разному в зависимости от значения  $K_{\infty}$ . Следует, однако, отметить, что внешний источник не влияет на коэффициент размножения нейтронов, представляющий собой собственную характеристику рассматриваемой бесконечной среды. Если среда является надкритической, то закон экспоненциального развития цепной реакции преобладает, и роль постоянного источника будет незначительной. Если среда критическая, то наблюдается закон линейного нарастания числа нейтронов во времени вследствие постоянного вклада источника нейтронов. В случае подкритической среды устанавливается равновесие между внешним источником и средой, которая поглощает больше нейтронов, чем производит. В результате плотность нейтронов поддерживается постоянной во времени.

$K_{\infty}$  зависит от вида нуклида, соотношения между количеством делящегося вещества и замедлителя, доли примесей, их поглощающих и замедляющих свойств, а также от пространственного распределения делящегося материала.

## 2.1 Факторы, влияющие на $K_{\infty}$

### 2.1.1 Обогащение

Природный уран содержит 0,72%  $^{235}\text{U}$ , делящегося на тепловых нейтронах, может достичь критического состояния только в присутствии слабопоглощающих замедлителей типа графита или тяжелой воды  $\text{D}_2\text{O}$ . Для получения критических систем с помощью других замедлителей, обладающих большим собственным поглощением нейтронов, следует искусственно увеличить в уране долю  $^{235}\text{U}$ . Этот процесс называют обогащением. Долю  $^{235}\text{U}$  в уране обычно называют степенью обогащения или просто обогащением. Если доля  $^{235}\text{U}$  меньше 0,72%, то говорят об обедненном уране. Поскольку молекулярные массы тяжелых урановых и плутониевых изотопов мало различаются, то степень обогащения, выражаемая в массовых процентах, близка к атомному отношению изотопов (числа атомов  $^{235}\text{U}$  к общему числу атомов U).

Увеличение степени обогащения при одном и том же замедлении в среде приводит к увеличению  $K_{\infty}$ . Объясняется это уменьшением количества захватов нейтронов, не вызывающих деления ядер, в изотопах, не делящихся тепловыми нейтронами ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ). С уменьшением доли  $^{238}\text{U}$  уменьшается и количество делений быстрыми нейтронами, однако этот эффект невелик по сравнению с уменьшением резонансного поглощения в  $^{238}\text{U}$ .

### 2.1.2 Рассеяние и замедление

Нейтрон, возникающий при делении, обладает большой кинетической энергией, значительно превосходящей энергию теплового возбуждения. При столкновении с ядрами среды он испытывает рассеяние, упругое или неупругое. При упругом рассеянии доля переданной энергии тем больше, чем ближе масса ядра к массе нейтрона, и поэтому она является максимальной в случае водорода и минимальной для ядер урана и плутония. При неупругом рассеянии общая кинетическая энергия нейтрона и ядра не сохраняется, одновременно с нейтроном испускаются другие частицы. Среднее расстояние, пробегаемое нейтроном между двумя последовательными столкновениями, называется средним свободным пробегом. Если в размножающей среде находятся ядра атомов легких элементов, то нейтроны деления со средней энергией около 2 МэВ вследствие столкновений с этими ядрами постепенно теряют свою энергию до надтепловых (100 кэВ-0,5 эВ) и тепловых энергии (0,025 эВ). Это уменьшение кинетической энергии нейтронов, вызванное упругим и неупругим рассеянием, называется замедлением. При столкновении с легкими ядрами нейтроны замедляются наиболее эффективно. Так, например, при столкновении с ядром атома водорода нейтрон деления за одно столкновение может замедлиться до теплового. Так как собственно делящиеся материалы делятся тепловыми нейтронами, то легкие элементы и особенно водород играют решающую роль при достижении критического состояния. Такой замедляющий нейтроны материал с низкой атомной массой называется замедлителем. Система, в которой большая часть рождающихся при делении нейтронов замедляется до тепловых, называется тепловой системой. В такой среде критичность поддерживается за счет делений ядер тепловыми нейтронами, а возникающие нейтроны деления замедляются в результате столкновений с легкими ядрами замедлителя. Количество замедлившихся нейтронов зависит от отношения концентрации ядер замедлителя  $p_i$  и делящегося вещества  $p_j$ . Приняты следующие обозначения:  $p_H/^{235}\text{U}$ ,  $C/^{235}\text{U}$   $p_H/^{239}\text{Pu}$ , или  $p_H/p_5$ ,  $p_C/p_5$ ,  $p_H/p_9$ , что эквивалентно.

Параметр замедления определяют как отношение количеств ядер замедлителя и делящегося вещества в единице объема. Например, для смеси графита с  $^{235}\text{U}$ :

$$\frac{P_C}{P_5} = \frac{C_C}{C_5} \cdot \frac{A_{U235}}{A_C}$$

где  $C_C$  и  $C_5$  - количество графита и  $^{235}\text{U}$  в единице объема;  $A_C$  и  $A_{U235}$  - атомные массы графита и  $^{235}\text{U}$ .

Параметр замедления оказывает существенное влияние на критические параметры систем с делящимися веществами. Если параметр замедления среды невелик (например,  $p_n/p_s < 20$ ), то говорят о быстрой системе, так как для замедления нейтронов до надтепловых и тепловых энергий требуется большое число столкновений. Критическое состояние в быстрых системах достигается делением на быстрых нейтронах. Примерами быстрых систем могут служить системы из металлических  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , а также из  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ , причем последние делятся только быстрыми нейтронами. Среда, содержащая только  $^{238}\text{U}$ , не может быть сделана критической.

По мере введения в быструю систему небольших количеств замедлителя концентрация делящегося вещества и средняя энергия нейтронов уменьшаются. Это приводит к уменьшению  $K_{\infty}$ , так как при меньшей энергии нейтронов и меньшей концентрации делящегося вещества уменьшаются среднее число испускаемых при одном делении нейтронов и вероятность для нейтрона вызвать деление. При увеличении количества замедлителя  $K_{\infty}$  снова возрастет вследствие увеличения доли делений на тепловых нейтронах. В надтепловом диапазоне энергий нейтронов может образоваться минимум  $K_{\infty}$  (рис. 2.1).

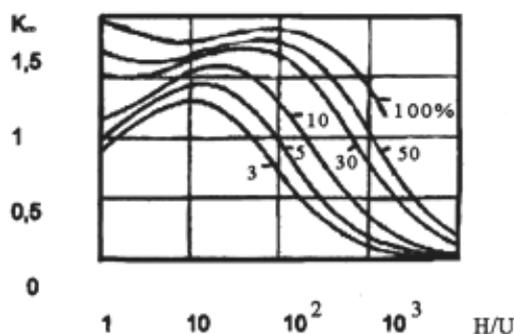


Рис. 2.1. Зависимость  $K_{\infty}$  уран-водных систем от отношения концентрации ядер водорода и урана  $H/U$  при различном обогащении по  $^{235}\text{U}$

При уменьшении обогащения быстрых систем без замедлителя  $K_{\infty}$  уменьшается, так как  $^{238}\text{U}$  имеет большое сечение неупругого рассеяния быстрых нейтронов и значительное резонансное сечение поглощения в надтепловой области энергий. Системы без замедлителя имеют  $K_{\infty} < 1$  при обогащении  $< 5,56\%$  по  $^{235}\text{U}$ . При добавлении замедлителя  $K_{\infty}$  системы, достигает максимума при определенном значении параметра замедления (рис. 2.1). На этом рисунке по оси абсцисс отложено отношение ядерных концентраций замедлителя и всего урана  $H/U$ . Соотношение между ядерными концентрациями водорода и урана (или плутония)  $H/U$  ( $H/\text{Pu}$ ) слабо зависит от степени обогащения.

При гетерогенном распределении делящегося материала и замедлителя (решетки топливных стержней, пластинчатые или шаровидные элементы) замедляющие свойства определяются отношением объемов

замедлителя и делящегося вещества  $\frac{V_{H_2O}}{V_U}$ .

Эффективными замедлителями являются вещества, отвечающие определенным требованиям. Во-первых, замедлитель должен иметь большое сечение рассеяния  $\Sigma_s$ . Во-вторых, нейтрон при столкновении с ядрами замедлителя должен терять большое количество энергии, поэтому замедлитель должен содержать много ядер атомов с низкой атомной массой. В-третьих, сечение поглощения замедлителя  $\Sigma_a$  должно быть намного меньше сечения рассеяния  $\Sigma_s$ . Основными замедлителями являются вода  $H_2O$  и  $D_2O$ , бериллий, окись бериллия и графит. Эффективными замедлителями являются также полимеры, содержащие водород, например полиэтилен, парафин и оргстекло.

### 2.1.3 Поглощение

В размножающей среде наряду с рассеянием существует и другой тип взаимодействия нейтронов с ядрами, а именно поглощение, т. е. реакция захвата нейтрона ядром. Если поглотившее нейтрон ядро способно к делению, то произойдет деление ядра, что будет способствовать поддержанию цепной реакции. В противном случае произойдет захват с испусканием частиц. Мерой вероятности деления ядра при поглощении нейтрона является сечение деления  $\sigma$ . Каждое делящееся вещество имеет свою характерную зависимость сечения деления  $\sigma_f$  от энергии поглощаемых нейтронов. Например, сечение деления  $\sigma_f$  нуклидов, делящихся тепловыми нейтронами ( $^{235}U$ ,  $^{239}Pu$ ), значительно увеличивается при низких энергиях нейтронов. Некоторые ядра ( $^{238}U$ ,  $^{240}Pu$ ) могут делиться только на быстрых нейтронах (рис. 2.2).

Поглощение может привести также к испусканию  $\alpha$ -,  $\beta$ - или  $\gamma$ -излучения, даже если ядро является делящимся. В этом случае нейтрон оказывается потерянным для цепной реакции. Это явление называют захватом, в противоположность делению, а вероятность этого процесса описывается сечением захвата  $\sigma_c$ . Зависимость сечения захвата от энергии нейтронов различна для разных изотопов, часто довольно сложна. У некоторых основных нуклидов в надтепловой области при определенной энергии имеют место резкие максимумы сечений захвата. Это явление, названное резонансным поглощением, существенно влияет на критичность. Вероятность избежать резонансного поглощения при замедлении нейтронов зависит от типа, количества и пространственного рас-

пределения делящегося вещества с резонансным поглотителем и замедлителя. Основные резонансные поглотители -  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ . Каждый из них имеет сложную резонансную структуру сечения поглощения. Целый ряд неделящихся элементов являются поглотителями нейтронов. Они имеют сечение поглощения  $\sigma_a$ , близкое по величине к сечению рассеяния или даже превышающее его.

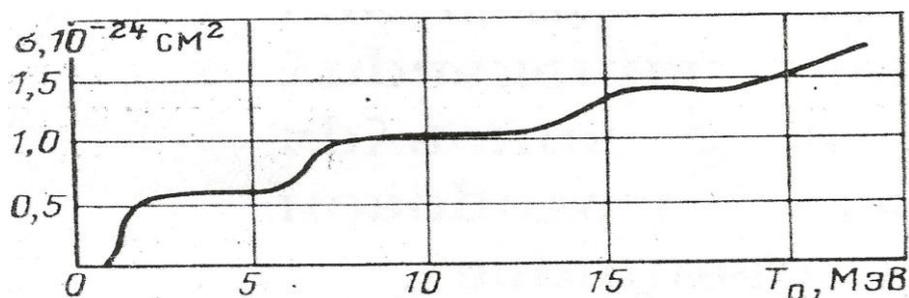


Рис. 2.2. Зависимость сечения деления  $^{238}\text{U}$  от энергии нейтронов

Введение таких веществ в размножающую среду приводит к уменьшению  $K_{\infty}$ . Поглощающие свойства этих веществ проявляются в тепловых и надтепловых системах, так как их сечение поглощения зависит от энергии по закону  $-1/\sqrt{E}$

Слабые поглотители тепловых нейтронов - хлор, азот, водород, железо, никель, магний, кобальт. Сильными поглотителями (нейтронными ядрами) являются бор, который входит в состав борированной стали, борированного стекла или карбида бора, а также кадмий, самарий, гадолиний. Эти элементы используются в качестве дополнительных средств обеспечения ядерной безопасности на химических установках в виде поглощающих стержней, пластин и гомогенных поглотителей.

#### 2.1.4 Влияние замедлителей и отражателей нейтронов, гомогенной и гетерогенной сред на коэффициент размножения

Несколько сред, имеющих одинаковый общий состав, т. е. одинаковые параметр замедления и обогащение, могут иметь совершенно разные  $K_{\infty}$  в зависимости от того, являются ли они гомогенными или гетерогенными, а в последнем случае - и в зависимости от степени гетерогенности. Под гетерогенным размещением делящегося материала обычно понимают размещение делящегося материала и замедлителя в разных зонах.

Гетерогенное размещение низкообогащенного топлива приводит, как правило, к большим значениям  $K_{\infty}$  по сравнению с гомогенным размещением. Так, например,  $K_{\infty}$  в системе на природном уране можно су-

щественно увеличить, если использовать не однородную смесь топлива и замедлителя, а размещать уран в виде блоков. Действительно, наибольший коэффициент размножения бесконечной среды, который можно получить в однородной смеси графита и естественного урана, составляет приблизительно 0,85, в то время как в гетерогенной системе довольно легко получить значение 1,08.

Гетерогенной называют среду, в которой плотность атомных ядер замедлителя и делящегося вещества существенно меняется на расстоянии, гораздо меньшем средней длины свободного пробега нейтронов. Наоборот, гомогенной называют среду, в которой плотности атомных ядер замедлителя и делящегося вещества не изменяются на том же расстоянии. Примеры гетерогенных и гомогенных систем:

Гомогенная - Раствор урана постоянной концентрация;

Неоднородная - Раствор урана переменной концентрации;

Гетерогенная - Стержни или пластины из металлического урана в воде;

Гетерогенная - Стержни из металлического урана в растворе урана;

Дважды гетерогенная - Стержни из металлического урана в растворе урана с переменной концентрацией (растворение стержней);

Дважды гетерогенная - Сборки, состоящие из топливных стержней реакторов, расположенные в замедлителе с некоторым шагом.

Гетерогенное размещение делящегося вещества и замедлителя встречается при химической переработке делящихся веществ. Примером может служить гетерогенная система при переработке ядерного топлива. Влияние гетерогенности на  $K_{\infty}$  системы начинает проявляться при размере частиц топлива около 100 мкм.

В гетерогенной системе нейтроны теряют свою энергию в замедлителе и, следовательно, имеют большую вероятность пройти через область резонансных энергий  $^{238}\text{U}$ , не столкнувшись с атомами урана, чем в системе, в которой уран и замедлитель размещены гомогенно. Наиболее существенный эффект, возникающий при размещении урана в виде блоков, обусловлен высокими пиками резонансного поглощения, наличие которых обеспечивает сильную самоэкранировку урана внутри блока, что препятствует поглощению нейтронов резонансной энергии внутренними частями блока. Но в гетерогенной системе имеет место эффект, ухудшающий размножающие свойства среды. Действительно, по причине, упомянутой выше, нейтроны становятся тепловыми вдали от атомов урана и поэтому имеют меньшую вероятность поглотиться в уране, чем в случае гомогенной смеси урана и замедлителя. В заключение

можно сказать, что гетерогенность влияет на  $K_{\infty}$ , весьма сложным образом в зависимости от соотношения вкладов поглощений резонансных и тепловых нейтронов. При высокой степени обогащения можно ожидать, что поскольку доля  $^{238}\text{U}$  мала, то и влияние резонансного поглощения в  $^{238}\text{U}$  также будет незначительным, и уменьшение  $K_{\infty}$  гетерогенной среды будет обусловлено уменьшением числа делений  $^{235}\text{U}$  тепловыми нейтронами. Наоборот, при низком обогащении влияние резонансного поглощения в  $^{238}\text{U}$  становится значительным, и гетерогенная среда может иметь большее значение  $K_{\infty}$ .

Практически при степени обогащения менее 7% гетерогенная среда обладает большим  $K_{\infty}$  по сравнению с гомогенной средой; при более высокой степени обогащения - наоборот, гомогенная среда имеет большее значение  $K_{\infty}$ . Так, например, минимальной критической степенью обогащения для гомогенного водного раствора урана является 1,034%  $^{235}\text{U}$ , в то время как гетерогенные системы даже из природного урана могут стать критическими при использовании определенных замедлителей. Это зависит от макроскопических сечений упругого и неупругого рассеяния и от сечения деления  $^{238}\text{U}$  в тепловой и надтепловой областях энергий.

Гетерогенное распределение нейтронных поглотителей приводит к снижению эффекта поглощения по сравнению с их гомогенным распределением. Это объясняется пространственной блокировкой ядер поглотителя в блоке.

### 2.1.5 Формула четырех сомножителей

Формула четырех сомножителей в приближенной форме представляет влияние различных процессов на  $K_{\infty}$ :

$$K_{\infty} = \eta \epsilon \rho f,$$

где  $\eta$  - число быстрых нейтронов, возникающих при поглощении ураном одного теплового нейтрона;  $\epsilon$  - коэффициент размножения на быстрых нейтронах, т.е. увеличение числа нейтронов за счет деления быстрыми нейтронами;  $\rho$  - вероятность избежать резонансный захват в процессе замедления;  $f$  - коэффициент теплового использования, т.е. вероятность того, что замедлившиеся нейтроны будут поглощены ядрами урана, а не другими веществами (примеси, конструкционные материалы).

Каждый из сомножителей можно рассчитывать отдельно. Так, для реальной системы из естественного урана и графита, они имеют значения:  $\eta \sim 1,35$ ,  $\epsilon \sim 1,03$ ,  $\epsilon \rho f \sim 0,8$  (при оптимальной решетке).

Приведенные значения коэффициентов дают  $K_{\infty} = 1,08$ , т.е. для коэффициента размножения  $K = K_{\infty} \cdot p \geq 1$ , необходимо, чтобы вероятность того, что нейтрон не выходит за пределы реактора реальных размеров  $p$  был бы  $\geq 0,93$ . Это условие обеспечивается при размерах реактора примерно 5-10 м.

### 3. ЭФФЕКТИВНЫЙ КОЭФФИЦИЕНТ РАЗМНОЖЕНИЯ $K_{эфф}$

При переходе от ранее рассмотренных бесконечных систем к конечным при составлении баланса нейтронов необходимо учитывать ту часть нейтронов, которая покидает систему и не дает вклад в цепную реакцию деления. Эффективный коэффициент размножения  $K_{эфф}$  определяется как произведение  $K_{\infty}$  на вероятность нейтронам избежать утечки в процессе замедления и тепловой диффузии  $P$ :

$$K_{эфф} = K_{\infty} P$$

( $P$  зависит от состава среды, формы и размеров системы)

Конечная система считается критической, если  $K_{эфф} = 1$ . При  $K_{эфф} < 1$  система подкритична, при  $K_{эфф} > 1$  надкритична. Говорят, что система более реактивна, если она имеет большее значение  $K_{эфф}$ .

#### 3.1 Утечка нейтронов

Вероятность избежать утечки  $P$  за пределы конечной системы определяется геометрией, размерами, отражающей способностью стенок сосуда. Вероятность избежать утечки нейтрону деления зависит от длины пути между местом рождения нейтрона и стенками сосуда и от вероятности пройти этот путь без столкновений. Первый фактор можно назвать геометрическим. Второй фактор определяется нейтронно-физическими свойствами размножающей системы. Нейтроны, средняя длина свободного пробега которых меньше, чем расстояние, которое им необходимо преодолеть до границы системы, остаются в системе. Параметром, который определяет свойства среды в отношении утечки нейтронов, является площадь миграции  $M^2$ . Утечка нейтронов пропорциональна  $M^2$ .

В качестве геометрического фактора выступает геометрический параметр, или лапласиан,  $B_g^2$ . Он представляет собой собственное число волнового уравнения, описывающего пространственное распределение потока нейтронов в выпуклой системе без отражателя. Чем больше  $B_g^2$ , тем больше кривизна

потока нейтронов в системе и тем больше утечка из нее. Приведем соотношения для расчета  $B_g^2$  различных геометрических форм (табл. 3.1, все размеры даны в см.,  $B_s^2$  - в см<sup>-2</sup>).

Таблица 3.1 Геометрический параметр  $B_g^2$

Геометрия	$B_g^2$
Бесконечный плоский слой	$\pi^2/(a-2\lambda)$ , где $a$ - толщина слоя; $\lambda$ - длина экстраполяции
Параллелепипед	$\Delta^2/(a+2\lambda)^2 + \pi^2/(b+2\lambda)^2 + \pi^2/(c+2\lambda)^2$ , где $a, b, c$ стороны
Бесконечный цилиндр	$2,4048 (R + \lambda)^2$ , где $R$ - радиус
Бесконечный полуцилиндр	$3,832 (R + \lambda)^2$ , где $R$ - радиус полуцилиндра
Конечный цилиндр	$[2,4048/(R + \lambda)^2] + [\pi/(H + 2\lambda)]^2$ , где $R, H$ -радиус и высота цилиндра
Шар	$[\pi/(R + \lambda)]^2$ , где $R$ -радиус шара
Полусфера	$[4,49/(R + \lambda)]^2$ , где $R$ - радиус полусферы

Важным практическим приложением  $B_g^2$  при оценке критичности является возможность пересчета критической массы систем различных геометрических форм, основанная на приравнении лапласиана. С помощью выражений для  $B_g^2$  при одном и том же  $K_{эфф}$  можно определить соответствующие размеры систем в форме шара, цилиндра, пластины и др. Для этого необходимо знание длины экстраполяции  $\lambda$ , которая означает для реактора без отражателя расстояние от границы размножающей зоны до поверхности, где обращается в нуль экстраполированная плотность потока нейтронов. Для реактора с отражателем эквивалентом длины экстраполяции является эффективная добавка  $\delta$ , которая складывается из длины экстраполяции  $\lambda$  и экономии отражателя  $\Delta$ :

$$\Sigma = \lambda + \Delta.$$

Для систем, содержащих растворы урана или плутония:

$$\lambda = 2,5-2,8 \text{ см};$$

$$\Delta = 3,1-3,5 \text{ см для бесконечного водяного отражателя};$$

$$\Delta = 4-4,3 \text{ см для бесконечного бетонного отражателя}.$$

Для систем, содержащих двуокись урана с обогащением 90% (плотность 10,96 г/см<sup>3</sup>),  $\lambda = 3,9-5,1 \text{ см}; \Delta = 2,8-3,1 \text{ см}.$

Произведение параметров  $M^2 B_g^2$  равно вероятности нейтронам покинуть систему в расчете на один нейтрон, поглощенный в размножающей среде. Таким образом, доля нейтронов, теряющихся вследствие утечки, равна:  $1-P=M^2 B_g^2/(1+M^2 B_g^2)$ .

Доля нейтронов, остающихся в системе, равна  $1/(1+M^2 B_g^2)$ .  $K_{эф}$  теперь можно записать следующим образом:  $K_{эф} = K_{\infty}/(1+M^2 B_g^2)$

Для критической системы  $K_{эф} = 1$  и, следовательно,  $B_g^2 = (K_{\infty} - 1)/M^2 = B_m^2$ ,

где  $B_m^2$  - материальный параметр среды. Равенство геометрического и материального параметров означает, таким образом, другую запись условия критичности системы.  $K_{эф}$  можно записать и так:

$$K_{эф} = (1 + M^2 B_m^2) / (1 + M^2 B_g^2).$$

Это соотношение позволяет определить  $K_{эф}$  системы, если имеется информация о геометрических размерах, длине экстраполяции и свойствах размножающей системы ( $B_m^2$ ). Материальный параметр определяется либо экспериментальным, либо расчетным путем. Для уран-водных тепловых систем при степени замедления  $H/X$  более 20 площадь миграции составляет 27-30 см<sup>2</sup>.

## 3.2 Зависимость $K_{эф}$ от различных параметров системы

### 3.2.1 Геометрические факторы

Вероятность утечки нейтронов из размножающей (активной) зоны зависит от отношения поверхности и объема зоны, причем чем больше это отношение, тем больше утечка. Следовательно, тела со сферической формой активной зоны при прочих равных условиях имеют наименьшую утечку, т. е. обладают наибольшей реактивностью. Равновеликий цилиндр, диаметр которого равен высоте, обладает большей реактивностью, чем все другие цилиндры равного ему объема. Куб обладает реактивностью большей, чем все равные ему по объему параллелепипеды. Таким образом, для уменьшения реактивности системы следует оказывать предпочтение телам плоской или вытянутой формы, которые обладают большими геометрическими параметрами.

### 3.2.2 Плотность делящегося вещества

С увеличением плотности среды уменьшается средняя длина свободного пробега нейтронов, т. е. уменьшается утечка из системы. Если фиксированы объем и состав среды, то  $K_{эф}$  уменьшается с уменьшением плотности системы. Уменьшение плотности всей системы (активной зоны, отражателя) в  $K$  раз вызывает увеличение линейных критических

размеров системы (например, радиуса шара) в  $K$  раз, критического объема в  $K^3$  раз, критической массы в  $K^2$  раз. При таком изменении плотности системы сохраняются соотношения замедлителя и делящегося вещества, а также плотностей активной зоны и отражателя. Если же изменяется только плотность активной зоны  $\rho$ , то критическая масса  $M$  при уменьшении исходной плотности  $\rho_0$  растет по степенному закону с показателем степени  $m$ , зависящем от состава среды и степени ее замедляющей способности:

$$M(\rho) = M(\rho_0) (\rho_0 / \rho)^m$$

Показатель  $m$  можно получить, если известна критическая масса для нескольких различных плотностей. При изменении плотности активной зоны  $\rho_{аз}$  и плотности отражателя  $\rho_{отр}$  критическая масса изменяется по закону:

$$M(\rho) = M(\rho_0) (\rho_{0аз} / \rho_{аз})^m (\rho_{0отр} / \rho_{отр})^n$$

, причем  $m+n=2$ . Максимально достижимая плотность химического соединения называется его теоретической плотностью.

### 3.2.3 Температура

Общее влияние изменения температуры на  $K_{эфф}$  складывается из нескольких факторов. С одной стороны, при увеличении температуры уменьшается плотность системы, что увеличивает утечку нейтронов. С другой стороны, с изменением температуры изменяются парциальные сечения ядер среды, т. е. ее диффузионные и поглощающие свойства. Например, резонансное поглощение в  $^{235}\text{U}$  увеличивается с ростом температуры. Знак температурного эффекта в  $K_{эфф}$  зависит от особенностей конкретного случая, но, как правило,  $K_{эфф}$  уменьшается с увеличением температуры.

### 3.2.4 Влияние рассеивающих ядер

Предположим, что к размножающей среде определенного состава, формы и объема добавлены рассеиватели, т. е. вещества, которые нельзя отнести ни к замедлителям, ни к поглотителям нейтронов. Рассмотрим их влияние на  $K_{эфф}$  при условии, что концентрация делящегося вещества остается неизменной. Добавление рассеивателей в большинстве случаев уменьшает утечку нейтронов из среды и увеличивает вероятность нейтрону вызвать деление в активной зоне, что приводит к увеличению  $K_{эфф}$  и уменьшению критической массы. Исключение составляет активная зона в форме чрезвычайно тонкой пластины, в которой наблюдается обратный эффект рассеивателей. В этом случае рассеиватели образуют дополнительные центры рассеяния, которые будут путем однократных

столкновений выводить нейтроны за пределы размножающей области, что приведет к понижению  $K_{эфф}$ .

### 3.2.5 Влияние отражателя

Отражателем называется неразмножающая среда, окружающая активную зону и отражающая нейтроны. Эффективность отражателя тем выше, чем больше отношение сечений рассеяния и поглощения и чем меньше сечение поглощения. Эффективность отражателя зависит от энергии падающих нейтронов. Наличие отражателя существенно увеличивает  $K_{эфф}$  системы, причем тем больше, чем больше толщина отражателя. Эффективность отражателя растет почти линейно при малой толщине отражателя, а по мере дальнейшего увеличения толщины достигает насыщения (полное отражение). Для обычной воды область насыщения начинается при толщине слоя 10 см, а начиная с 30 см реактивность системы не увеличивается. В этом случае говорят о полном отражении нейтронов водой.

Для других материалов отражателей также получены экспериментальные данные по полному отражению нейтронов. При увеличении слоя графитового отражателя до 50 см  $K_{эфф}$  быстро растет, а при дальнейшем росте толщины слоя наблюдается насыщение. При толщине 100 см графит полностью отражает нейтроны. Бетон является эффективным отражателем нейтронов. Независимо от типа бетона слой 30-40 см обеспечивает полное отражение. Самыми эффективными отражателями для металлического урана и плутония являются бериллий, окись бериллия и природный уран. Так, например, критическая масса обогащенного металлического урана с обогащением 93,5% без отражателя равна 51 кг, при наличии отражателя из окиси бериллия 8,9 кг, при наличии полного водяного отражателя 21,8 кг. Для быстрых систем наилучшие отражатели - это отражатели из тяжелых металлов благодаря большому сечению рассеяния быстрых нейтронов. Для тепловых систем самыми эффективными отражателями являются, бериллий, окись бериллия, вода, тяжелая вода, графит. При малой толщине слоя отражатели из графита и тяжелой воды уступают водяному отражателю, но при большой толщине слоя они эффективнее. Полные отражатели из свинца и воды эффективнее чисто водяных. Отражатели из стали и воды при небольшой толщине стали (менее 1-3 см) обладают меньшей эффективностью, при большей толщине стали - большей эффективностью, чем чисто водяные отражатели. Воздушная полость между активной зоной и отражателем уменьшает эффективность отражателя.

Для характеристики эффективности отражателей вводится понятие экономии отражателя. Экономия отражателя есть разность между критическими размерами системы без отражателя и с отражателем. Как уже упоминалось выше, для тепловых систем, представляющих собой растворы делящихся веществ в воде, экономия водяного отражателя составляет около 3-4 см. Для систем из веществ с малой плотностью и слабым замедлителем экономия может достигать гораздо больших значений. Примером является система из сухого порошка двуокиси урана малой (2-5 г/см<sup>3</sup>) плотности с водяным отражателем, для которой экономия 10-20 см. В таких системах отражатель замедляет быстрые и надтепловые нейтроны до тепловых энергий. Тепловые нейтроны затем диффундируют на значительное расстояние в активную зону, где интенсивно поглощаются делящимся веществом.

### **3.2.6 Нейтронное взаимодействие размножающих сред**

Делящееся вещество может находиться в нескольких пространственно разделенных емкостях, причем нейтроны, вылетевшие из одной емкости, могут с некоторой вероятностью достичь другой и вызвать там деление ядер. Между отдельными размножающими емкостями (компонентами) происходит обмен нейтронами, т. е. нейтронное взаимодействие. Взаимодействие приводит к тому, что  $K_{эфф}$  системы из таких компонент выше, чем  $K_{эфф}$  каждой изолированной компоненты. Система из подкритических компонент может стать критической, что зависит от реактивности каждой компоненты, от их формы, числа, расстояния между отдельными компонентами. Большое влияние на взаимодействие оказывают также материалы, находящиеся между компонентами, наличие отражателей у всей системы или у ее части. Величина  $K_{эфф}$  совокупности взаимодействующих в воздухе компонент увеличивается при уменьшении расстояний между компонентами и увеличении числа компонент в системе. Свойства промежуточных материалов, разделяющих компоненты, в зависимости от спектра нейтронов по-разному воздействуют на  $K_{эфф}$ . Большое влияние могут оказывать не только поглощающие, но и замедляющие свойства промежуточных материалов. В последнем случае говорят о промежуточном замедлении (промежуточном замедлителе). Эффективность промежуточного замедлителя зависит от его толщины, шага решетки и типа компонент. Наличие отражателя у совокупности взаимодействующих компонент увеличивает  $K_{эфф}$  системы, причем реактивность системы зависит от толщины и типа отражателя. В качестве отражателей в реальных условиях выступают стены помещений, в которых находятся делящиеся вещества.

У неодносвязных систем наблюдается обмен нейтронами между их составными частями. Примером таких систем могут служить емкости, имеющие кольцевую форму активной зоны; оборудование, состоящее из пересекающихся труб под разными углами и др.

Для уменьшения нейтронного взаимодействия применяют поглощающие материалы, которые оказывают экранирующее действие. Изолирующее действие экранов в сильной степени увеличивается, если в качестве материалов экранов используются комбинации замедлителей и поглотителей нейтронов.

### **3.2.7 Зависимость между концентрацией, замедлением и плотностью**

Для водных растворов солей существует зависимость между концентрацией урана или плутония  $C_x$  и отношением ядерной концентрации водорода  $\rho_H$  к ядерной концентрации урана  $\rho_U$  или плутония  $\rho_{Pu}$ . Это отношение, обозначаемое обычно  $H/X$ , называется параметром замедления. Из двух солей урана или плутония, имеющих различные кривые разбавления  $C_x=f(H/X)$ , более реактивной будет та, у которой при одном и том же замедлении  $H/X$  концентрация и, следовательно, ядерная плотность делящегося вещества больше. Если соли имеют одинаковые кривые разбавления, то соль, содержащая ядра - поглотители нейтронов (например, азот), будет менее реактивной, чем соль, не содержащая таких ядер.

В случае смеси металлического урана или плутония с водой или с равноценным ей органическим замедлителем кривая зависимости  $C_x$  от  $H/X$  (кривая разбавления) располагается для смесей выше кривых разбавления для водных растворов солей. Это значит, что при одном и том же значении параметра замедления концентрация  $C_x$  будет значительно выше для металловодной смеси, чем для соли, особенно в диапазоне  $H/X < 20$ . Вследствие этого критические параметры, полученные для первой системы, будут существенно ниже, чем для второй.

Следует различать три типа кривых разбавления. Первый тип кривой разбавления характерен для смесей металлов, небольших металлических блоков с водой или другим водородсодержащим соединением. В этом случае следует пользоваться критическими параметрами для металлических систем. Второй тип кривой разбавления характерен для большинства достаточно однородных смесей окислов ( $UO_2$ ,  $U_3O_8$ ,  $PuO_2$  и др.) и водородсодержащих соединений, таких как вода, полиэтилен, масло, кислоты, органические соединения, эквивалентные по замедляющим свойствам воде, и др. В этом случае следует пользоваться критическими параметрами для окислов. Третий тип кривой разбавления

соответствует большинству водных и органических растворов солей урана и плутония. В этом случае следует пользоваться данными для растворов.

В большинстве случаев пользуются зависимостью критических параметров от концентрации делящихся веществ и строят соответствующие кривые (рис. 3.1). При этом приводят характерные кривые разбавления. Использование этих значений критических параметров при оценке безопасности соединений с делящимися веществами, для которых кривые разбавления не соответствуют характерным кривым, требует мер предосторожности.

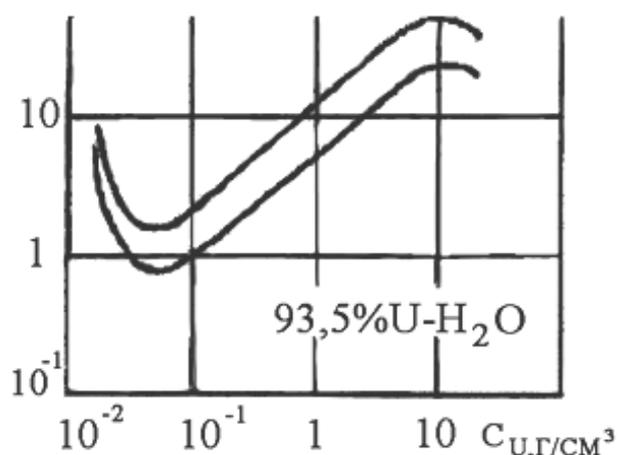


Рис. 3.1. Зависимость критической массы  $M_{кр}$  урана от концентрации урана для сборок в форме сферы без отражателя (1) и с полным водяным отражателем (2)

Действительно, предположим, что для некоторой соли урана кривая разбавления расположена над характерной кривой для солей. При фиксированном параметре замедления  $H/X$  можно перейти от характерной кривой разбавления к реальной кривой, увеличивая концентрацию. Так как увеличение плотности повышает реактивность, то реальная кривая для критического параметра (например, массы  $M$ ) всегда будет расположена ниже кривой  $M=f(H/X)$ , которая соответствует характерной кривой разбавления. Следовательно, в критические данные, соответствующие характерной кривой разбавления, необходимо вносить поправки одного знака во всем диапазоне изменения  $H/X$ .

При фиксированной концентрации делящегося вещества можно перейти от характерной кривой разбавления к реальной кривой (расположенной выше) с помощью увеличения отношения  $H/X$ . Этот переход приводит к тому, что при высокой концентрации делящегося вещества увеличение  $H/X$  приводит к росту реактивности, в то время как при низ-

кой концентрации увеличение  $H/X$  снижает реактивность системы. Таким образом, с точки зрения ядерной безопасности желательно фиксировать параметр замедления  $H/X$ , а не концентрацию делящегося вещества при переходе от характерной к реальной кривой разбавления.

## **4. ОСНОВНЫЕ ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ [приложение, таб. 8,1-8,11]**

### **4.1 Способы обеспечения ядерной безопасности**

Из рассмотрения условия критичности систем, содержащих ядерноопасные делящиеся материалы, очевидно, что в основе обеспечения ядерной безопасности при переработке, хранении и транспортировке ядерноопасных делящихся материалов лежат два способа:

Ограничение размера и формы оборудования, в котором находится ядерноопасный делящийся материал;

Ограничение количества или концентрации ядерноопасных делящихся материалов: на форму и размеры аппарата или упаковки ограничения не накладываются. При этом необходимо, чтобы характеристики, влияющие на критические параметры (химический и изотопный составы ядерноопасного делящегося вещества, его агрегатное состояние, плотность и размещение, количество и размещение, параметры отражателей и др.), находились в строго определённых пределах.

Ядерная безопасность может быть обеспечена одним из приведённых выше способов или их комбинацией.

С точки зрения ядерной безопасности первый способ представляется наиболее предпочтительным: не требует контроля количества ядерноопасных делящихся материалов, вероятность возникновения СЦР практически отсутствует, но с точки зрения экономики, технологии применение этого способа зачастую не оправданно. При использовании второго способа или в сочетании его с первым вероятность возникновения СЦР возрастает, поэтому необходим контроль установленных норм по количеству или концентрации ядерноопасных делящихся материалов. Несмотря на это, второй способ широко применяют. Очевидно, что способ обеспечения ядерной безопасности следует выбирать в каждом конкретном случае, исходя из соображений минимально допустимого риска. При современном уровне развития атомной промышленности обеспечить ядерную безопасность только техническими средствами не представляется возможным; наряду с ними широко применяют меры административного контроля за установленными нормами.

## 4.2 Допустимые и безопасные параметры

Очевидно, что для безопасной работы с ядерноопасными делящимися веществами параметры оборудования должны быть меньше критических. На практике в качестве нормативных параметров ядерной безопасности используют: количество, концентрацию и объем ядерноопасного делящегося материала; диаметр оборудования, имеющего цилиндрическую форму; толщину плоского слоя для оборудования, имеющего форму пластины.

Нормативный параметр (норму) устанавливают исходя из допустимого параметра, который меньше критического и не должен быть превышен при эксплуатации оборудования. При этом необходимо, чтобы характеристики, влияющие на критические параметры находились в строго определенных пределах. Используются следующие допустимые параметры: количество  $M_0$ , объем  $V_0$ , диаметр  $D_0$ , толщина слоя  $\tau_0$ .

Используя зависимость критических параметров от концентрации ядерноопасного делящегося нуклида, можно определить такое значение критического параметра, ниже которого при любой концентрации СЦР невозможна. Так, для растворов солей плутония и обогащенного урана критические масса, объем, диаметр бесконечного цилиндра, толщина бесконечного плоского слоя имеют ярко выраженный минимум в области оптимального замедления. Для смесей металлического обогащенного урана с водой критическая масса, как и для растворов, имеет ярко выраженный минимум в области оптимального замедления, а критические объем, диаметр бесконечного цилиндра, толщина бесконечного плоского слоя при высоком обогащении ( $\geq 35\%$ ) имеют минимальные значения при отсутствии замедлителя ( $p_n/p_5=0$ ); для обогащения ниже 35% критические параметры смеси имеют минимум при оптимальном замедлении.

Очевидно, что параметры, установленные исходя из минимальных критических параметров, обеспечивают безопасность во всем интервале изменения концентрации. Эти параметры называются безопасными, они меньше минимальных критических параметров. Используются следующие безопасные параметры: количество  $M_b$ , концентрация  $C_b$ , объем  $V_b$ , диаметр  $D_b$ , толщина слоя  $\tau_b$ . Таким образом, при обеспечении ядерной безопасности системы по допустимому параметру обязательно ограничивается концентрация делящегося нуклида (иногда количество замедлителя), в то же время при использовании безопасного параметра никаких ограничений на концентрацию (или по количеству замедлителя) не накладывается.

### 4.3 Коэффициенты запаса

В предыдущем параграфе указывалось, что допустимые и безопасные параметры должны быть меньше соответствующих критических и минимальных критических параметров. Отношение критического или минимального критического параметра к соответствующему допустимому или безопасному параметру называется коэффициентом запаса.

Величиной, характеризующей степень подкритичности системы с ядерноопасными делящимися материалами, является  $K_{эф}$ . В настоящее время требуется, чтобы  $K_{эф} \leq 0,95$ , а коэффициенты запаса по массе, объему, размеру были не ниже следующих значений:

Допустимое количество .....	2,1
Безопасное количество .....	2,1
Безопасная концентрация .....	1,3
Допустимый объем .....	1,1
Безопасный объем .....	1,1
Допустимый диаметр .....	1,1
Безопасный диаметр .....	1,1
Допустимая толщина слоя .....	1,1
Безопасная толщина слоя .....	1,1

С помощью коэффициентов запаса и данных по критическим параметрам легко определить допустимые и безопасные параметры.

Необходимо, однако, отметить, что пользоваться этими коэффициентами надо осторожно:  $K_{эф}$  больших систем, например систем, содержащих низкообогащенный уран, в результате уменьшения критических параметров в соответствии с приведенными коэффициентами снижается незначительно и может превысить 0,95 в результате незначительного изменения условий (взаимодействия с другими аппаратами, наличия отражателей, ошибочных анализов и др.).

Поэтому одновременно должны выполняться два требования: коэффициенты запаса в оборудовании должны соответствовать приведенным значениям и  $K_{эф}$  оборудования не превышать 0,95.

### 4.4 Нормативные параметры ядерной безопасности

В тех случаях, когда ядерная безопасность оборудования обеспечивается ограничением по размеру, можно пользоваться безопасными или допустимыми параметрами  $V_d, V_b, D_d, D_b, \tau_d, \tau_b$ . Введения дополнительных нормативных параметров для размеров и объема не требуется, так как размер можно измерить с незначительной погрешностью, которой можно пренебречь.

При установлении нормативных параметров для количества ядерноопасного делящегося материала или его концентрации необходимо учитывать погрешность определения количества или концентрации (которая в зависимости от технологии может быть весьма значительной), а также наличие ядерноопасного делящегося материала в оборудовании за счет остатков, образования осадков, отложений на поверхности аппаратов. Это количество называется закладкой, а его нормативное значение - нормой закладки  $H_3$ . С учетом приведенных выше факторов для оборудования, в котором ядерная безопасность обеспечивается ограничением количества ядерноопасного делящегося материала или его концентрации, вводят нормативные параметры:

норму загрузки (комплектации)  $M_3$ :

$$M_3(1+\Delta M/100)+H_3(1+\Delta H/100)\leq M_0(M_6), \quad (4.1)$$

,где  $\Delta M$  и  $-\Delta H$  суммарные погрешности, %, определения нормы загрузки, определенные с доверительной вероятностью 0,95;

норму накопления  $M_n$ :

$$M_n\leq M_0(M_6)/(1+\Delta/100), \quad (4.2)$$

,где  $\Delta$  - суммарная погрешность, %, определения нормы накопления, определенная с доверительной вероятностью не менее 0,95;

норму концентрации  $C_n$ :

$$C_n\leq C_0/(1+\Delta_c/100), \quad (4.3)$$

,где  $\Delta_c$  - суммарная погрешность определения концентрации ядерноопасного делящегося нуклида, определенная с доверительной вероятностью не менее 0,95, %.

Если ядерная безопасность в аппарате обеспечивается поддержанием нормы концентрации, норма закладки не должна превышать 5% минимальной критической массы для данного аппарата. В выражениях (4.1-4.3) значения погрешностей могут быть приняты равными нулю, если погрешность измерения параметра не превышает 2%.

#### 4.5 Классификация оборудования и транспортных установок

Оборудование, в котором перерабатывается ядерно-опасный делящийся материал, разделяется на три категории.

Безопасное оборудование (Б), конструкция которого исключает возможность возникновения СЦР при любых предвидимых условиях.

Опасное оборудование (О), конструкция которого не исключает возможности возникновения СЦР при нарушении установленных нормативных параметров ядерной безопасности, в основе которых лежит количество или концентрация ядерноопасного делящегося материала.

Оборудование с повышенным коэффициентом запаса (ПКЗ), особенности конструкции и эксплуатации которого при работе с заданными ядерноопасными делящимися материалами обеспечивает значение минимальной критической массы, превышающее не менее чем в 5 раз минимальную критическую массу ядерно-опасных делящихся нуклидов для того же материала, но в системе, имеющей форму сферы, окруженной плотноприлегающим отражателем из воды толщиной не менее 25 см. Для аппаратов с повышенным коэффициентом запаса при расчете безопасного количества устанавливается коэффициент запаса 3,3, а при расчете безопасной концентрации - 2. Оборудование с повышенным коэффициентом запаса также относится к опасному оборудованию.

При хранении и транспортировке делящихся материалов используются понятия: упаковочный комплект, упаковка, группа упаковок.

Упаковки с ядерноопасными делящимися материалами, предназначенные для транспортировки между предприятиями, с точки зрения ядерной безопасности классифицируются на классы следующим образом:

I - ядернобезопасные в любом количестве, при любом размещении и в любых предвидимых условиях транспортировки;

II - ядернобезопасные при ограниченном числе упаковок, произвольном размещении и любых предвидимых условиях транспортировки;

III - ядернобезопасные при всех предвидимых условиях транспортировки в результате особых мер предосторожности или в результате специальных административных средств контроля, установленных при транспортировке.

#### **4.6 Общие принципы обеспечения ядерной безопасности**

1. Ядерная безопасность в аппаратах, содержащих ядерноопасные делящиеся материалы, обеспечивается:

- геометрической формой аппарата и его размерами;
- ограничением количества ядерноопасных делящихся нуклидов в аппарате;
- ограничением концентрации ядерноопасных делящихся нуклидов в аппарате;
- использованием гомогенных или гетерогенных поглотителей нейтронов;
- ограничением изотопного или нуклидного состава ядерноопасного делящегося материала;
- ограничением количества замедлителя;

- ограничением, налагаемым на отражатель;
- комбинацией приведенных выше способов и ограничений;
- использованием технических мер контроля параметров, влияющих на ядерную безопасность.

2. В опасных и с повышенным коэффициентом запаса аппаратах ядерная безопасность обеспечивается (О и ПКЗ):

- в опасных аппаратах (О) установлением норм загрузки (накопления) с одновременным ограничением концентрации ядерноопасного делящегося нуклида, если норма загрузки (накопления) установлена исходя из допустимого количества. Если норма загрузки (накопления) установлена исходя из безопасного количества, то концентрация ядерноопасного делящегося нуклида не регламентируется;

- в аппаратах с повышенным коэффициентом запаса (ПКЗ) установлением нормы загрузки (накопления) ядерноопасного делящегося материала исходя из безопасного количества;

- в опасных и с повышенным коэффициентом запаса аппаратах установлением нормы концентрации ядерно-опасных делящихся нуклидов; норма загрузки (накопления) при этом не устанавливается.

3. Ядерная безопасность может обеспечиваться техническими и административными мерами. Под техническими мерами следует понимать меры, действие которых происходит независимо от воли человека (например, автоматическое закрытие клапана на линии подачи раствора ядерноопасного делящегося материала при достижении заданного уровня раствора в емкости). Под административными мерами следует понимать меры, принимаемые обслуживающим персоналом. Например, аппаратчик, производя загрузку в реактор, должен следить за тем, чтобы не была превышена заданная норма загрузки. При обеспечении ядерной безопасности приоритет должен отдаваться техническим мерам.

4. При работе с ядерноопасными делящимися материалами следует выполнять требования:

- использовать опасное оборудование (О и ПКЗ) только в сочетании с установкой средств контроля параметров ядерной безопасности, дополнительных блокировок и ограничений норм загрузок; использовать технические средства не только для контроля загрузки, накопления и концентрации ядерно-опасных делящихся нуклидов в оборудовании, но также для контроля других ограничений, накладываемых условиями безопасности;

- исключать конструктивно или с помощью блокировок попадание в опасном количестве водородсодержащих веществ в технологические

аппараты и места хранения, где согласно требованиям безопасности их не должно быть;

- предусматривать технические меры, исключаяющие попадание ядерноопасных делящихся материалов в опасном количестве во вспомогательное оборудование и коммуникации;

- размещение оборудования необходимо рассчитывать с учетом нейтронного взаимодействия, наличия отражателей, коммуникаций с ядерноопасными делящимися материалами, при этом  $K_{эфф}$  всей системы не должно превышать 0,95;

- в случаях, когда ядерная безопасность обеспечивается ограничением размера системы, допуск на изготовление аппаратов не должен приводить к превышению допустимых (безопасных) или установленных размеров;

- если условия производства гарантируют соблюдение установленных параметров при нормальных и аварийных условиях эксплуатации, то можно определять нормы, исходя из допустимых параметров, в противном случае следует исходить из безопасных параметров; если в технологической цепочке осуществляется непрерывный процесс, все аппараты, входящие в цепочку, в которых может находиться ядерноопасный делящийся материал (с учетом возможных аварий), должны относиться к безопасному типу либо для них должны быть установлены нормы концентрации;

- если из безопасного аппарата ядерноопасный делящийся материал может попасть в опасный аппарат, то для безопасного аппарата должна быть установлена норма такая же, как и для опасного; если технология такова, что в аппаратах (например, в сборнике растворов после мойки оборудования) могут находиться растворы, концентрация ядерноопасного делящегося нуклида в которых не превышает безопасной концентрации для данного аппарата, то для него устанавливается норма концентрации, в противном случае в аппарате (например, в реакторе-растворителе, реакторе-осадителе и др.) безопасность обеспечивается либо установлением только нормы загрузки в случае, если концентрация меняется в широком интервале, либо установлением нормы загрузки с дополнительным ограничением концентрации, которая по условию технологии не может быть превышена, например в сборник десорбатов;

- обеспечение ядерной безопасности должно быть предусмотрено как при нормальном ведении технологического процесса, так и при всех единичных предвидимых отклонениях и нарушениях;

- ядерная безопасность отдельной упаковки достигается ограничением по одному из параметров:  $M_d, M_b, C_b, V_d, V_b, D_d, D_b, \tau_d, \tau_b$ . Значение

$K_{эфф}$  при этом должно быть не более 0,95. Расчет допустимых и безопасных параметров проводился с учетом полного отражателя, а также предвидимых аварийных ситуаций при хранении и транспортировке;

- анализ ядерной безопасности упаковки при транспортировке между предприятиями должен проводиться в соответствии с результатами моделирования повреждений в аварийных ситуациях, полученными при испытаниях или на основании расчетов.

5. Рассмотрение ядерной безопасности технологических аппаратов, упаковок, установок, технологических линий хранилищ следует начинать с изучения технологии и пределов изменения технологических параметров. Должны быть определены условия, для которых необходимо обеспечивать ядерную безопасность. Первоочередное внимание должно быть уделено:

- изотопному составу ядерноопасного делящегося вещества (обогащение урана, состав плутония);

- типу соединения ядерноопасного делящегося вещества (соль, окисел, нитрид, карбид, металл);

- агрегатному состоянию ядерноопасного делящегося материала (раствор, порошок). Особо следует обратить внимание на аппараты, в которых агрегатное состояние в технологическом процессе в рабочих или аварийных режимах изменяется (растворители, осадители, печи и др.);

- физическим характеристикам системы: плотности материалов, размещению ядерноопасных делящихся материалов, количеству и размещению поглотителей, характеристикам отражателей, наличию нейтронного взаимодействия;

- возможности перемещения материалов во время работы и связанным с этим изменениям.

Выбранная для рассмотрения система должна иметь такие приведенные характеристики, чтобы ее критические параметры были заведомо ниже, чем у реальной системы.

6. При рассмотрении вопросов ядерной безопасности должны быть тщательно проанализированы аварийные ситуации и возможные изменения параметров, которые влияют на критичность системы:

- изменение формы и размеров за счет деформации, коррозии, повреждения аппарата или контейнера;

- увеличение массы ядерноопасного делящегося материала в результате ошибок персонала;

- изменение параметров замедления в результате неточности приборов или химических анализов, затопления или орошения, ошибочной

постановки в группу контейнеров с ядерноопасным делящимся материалом, контейнеров с водородсодержащими материалами, попадания в группу снега, масла, дерева и др., выпаривания или вытеснения замедлителя, осаждения ядерно-опасных делящихся материалов из растворов; изменение количества или размещения поглотителя вследствие потери твердого поглотителя из-за коррозии или растворения, потери замедлителя, входящего в конструкцию поглощающей ловушки, перераспределения поглотителя и делящегося материала вследствие осаждения одного из них в растворе;

- изменение характеристик отражателя в результате увеличения его толщины вследствие появления дополнительных отражателей (вода, люди), потери поглотителя в составе отражателя;

- изменение нейтронного взаимодействия между аппаратами и отражателями в результате введения дополнительных емкостей или отражателей, потери замедлителя или поглотителя между аппаратами, разрушения каркаса, предназначенного для фиксации положения емкостей;

- увеличение плотности ядерноопасного делящегося материала;

- установка в группу емкостей, содержащих ядерноопасные делящиеся материалы, в количестве большем, чем разрешено, вследствие ошибки персонала; эффекты, которые могут привести к увеличению размеров емкостей, утечке раствора на пол или в емкость, где делящегося материала не должно быть, растворению поглотителей нейтронов, разрушению полок, перегородок, приводящему к увеличению нейтронного взаимодействия, экстракции ядерных материалов или перевод их в труднообнаруживаемые соединения, к увеличению параметра замедления за счет поглощения воды из атмосферы;

- пожар, который может привести к изменению размеров, геометрии, параметров замедления, физических характеристик системы;

- ошибки персонала: повторная загрузка или несоблюдение интервалов между загрузками, неверное опознание материала; неправильное переключение вентилей в технологической цепочке, следствием чего, может быть перекачка ядерноопасного делящегося материала в опасную емкость; закачка в емкость с ядерноопасным делящимся материалом воды или масла и др.; внесение замедлителя в систему за счет ошибочного использования деревянных или пластиковых контейнеров и других упаковочных материалов, содержащих водород; отбор непредставительных проб; неправильная запись в технологических журналах; изменение в оборудовании ремонтниками, о котором не поставлен в известность сменный персонал;

- тепловые эффекты, которые могут привести к упариванию до опасной концентрации; замораживанию, которое изменяет концентрацию ядерноопасных делящихся материалов; конденсации, вызывающей изменение параметра замедления в холодильном оборудовании; тепловому удару, вызывающему повреждение оборудования; механические эффекты: превышение нагрузки на полки стеллажей, приводящее к уменьшению заданного расстояния между упаковками или их разрушению вследствие падения;

- наличие сифонов, перепускных клапанов, вентилях, вакуумных трубопроводов и трубопроводов для химических реагентов, связывающих безопасные и опасные емкости;

- разрушения, вызванные бурей, землетрясением, транспортными авариями;

- воздействие движущегося оборудования (ленточные транспортеры, гидравлические подъемники или автопогрузчики) на размещение, геометрию, взаимодействие делящихся материалов и отражение нейтронов в складских помещениях в цепочках боксов.

7. Особое внимание следует уделять транспортировке между предприятиями. Хотя многие принципы обеспечения безопасности при всех видах работ с ядерноопасными делящимися материалами одни и те же, следует иметь в виду, что при транспортировке между предприятиями отсутствуют технические средства контроля количества продуктов, не исключена возможность дорожной аварии с труднопредсказуемыми последствиями, продукт попадает в руки неквалифицированного в вопросах ядерной безопасности персонала.

#### **4.7 Примеры использования нормативных, допустимых и безопасных параметров при обеспечении ядерной безопасности [1]**

Пример 1. Необходимо сконструировать безопасный сборник для сбора растворов от травления твэла азотной кислотой, обогащение урана 20%. В результате аварии возможно затопление емкости водой, растворение ТВЭЛа, при этом концентрация урана в растворе может достигать максимального значения. По условиям технологии достаточно иметь объем сборника 50 л. Желательно иметь емкость цилиндрической геометрии.

*Решение.* В связи с тем, что концентрация урана в сборнике может изменяться в широком диапазоне и сборник может быть залит водой, надо исходить из минимальных значений критического диаметра бесконечного цилиндра с бесконечным водяным отражателем и материального параметра. Находим необходимые данные см. рис. 4.1 и 4.2 [1]:

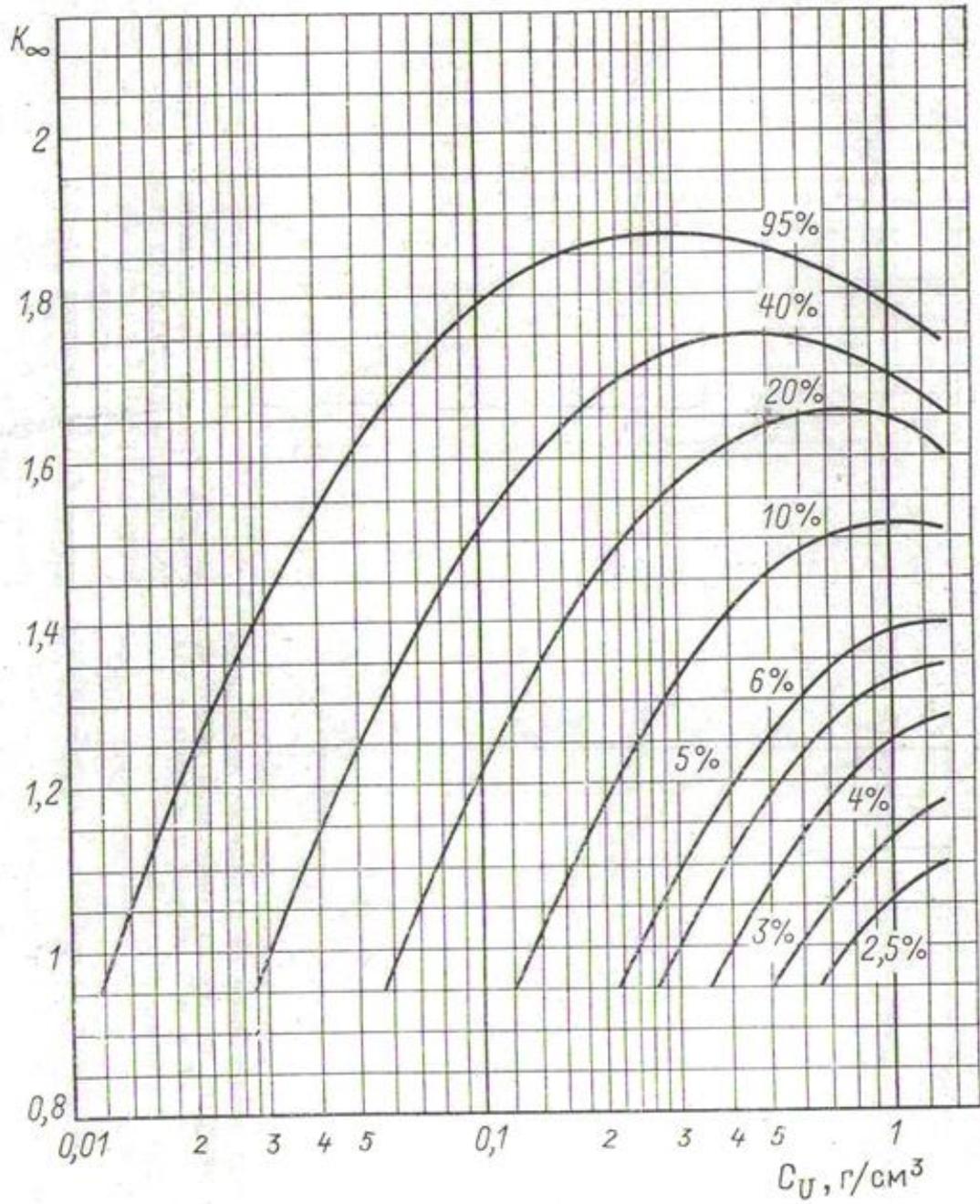


Рис. 4.1. Коэффициент размножения бесконечной среды  $K_\infty$  для водного раствора уранилнитрата различного обогащения по  $^{235}\text{U}$

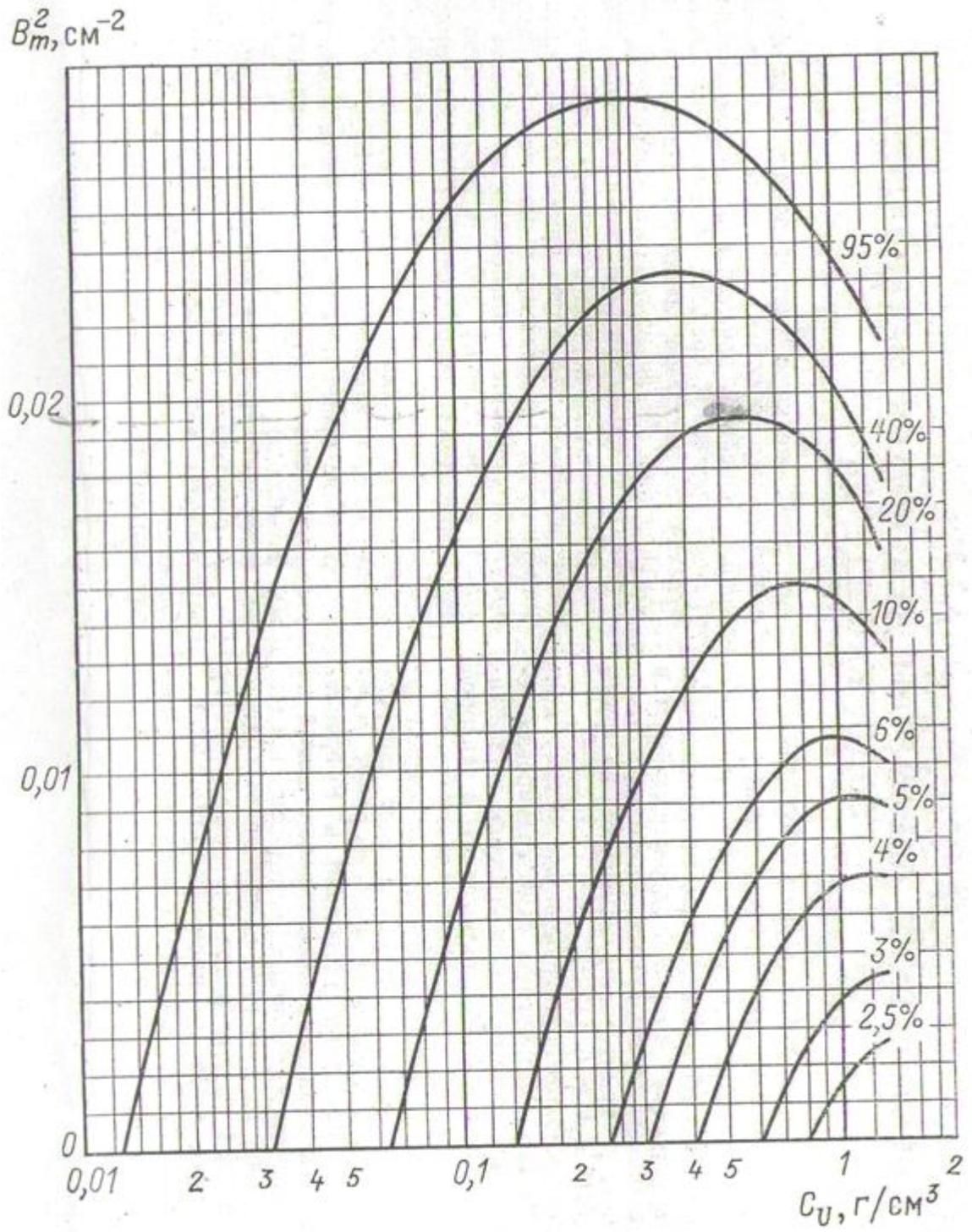


Рис. 4.2. Материальный параметр для водного раствора уранилнитрата различного обогащения по  $^{235}\text{U}$

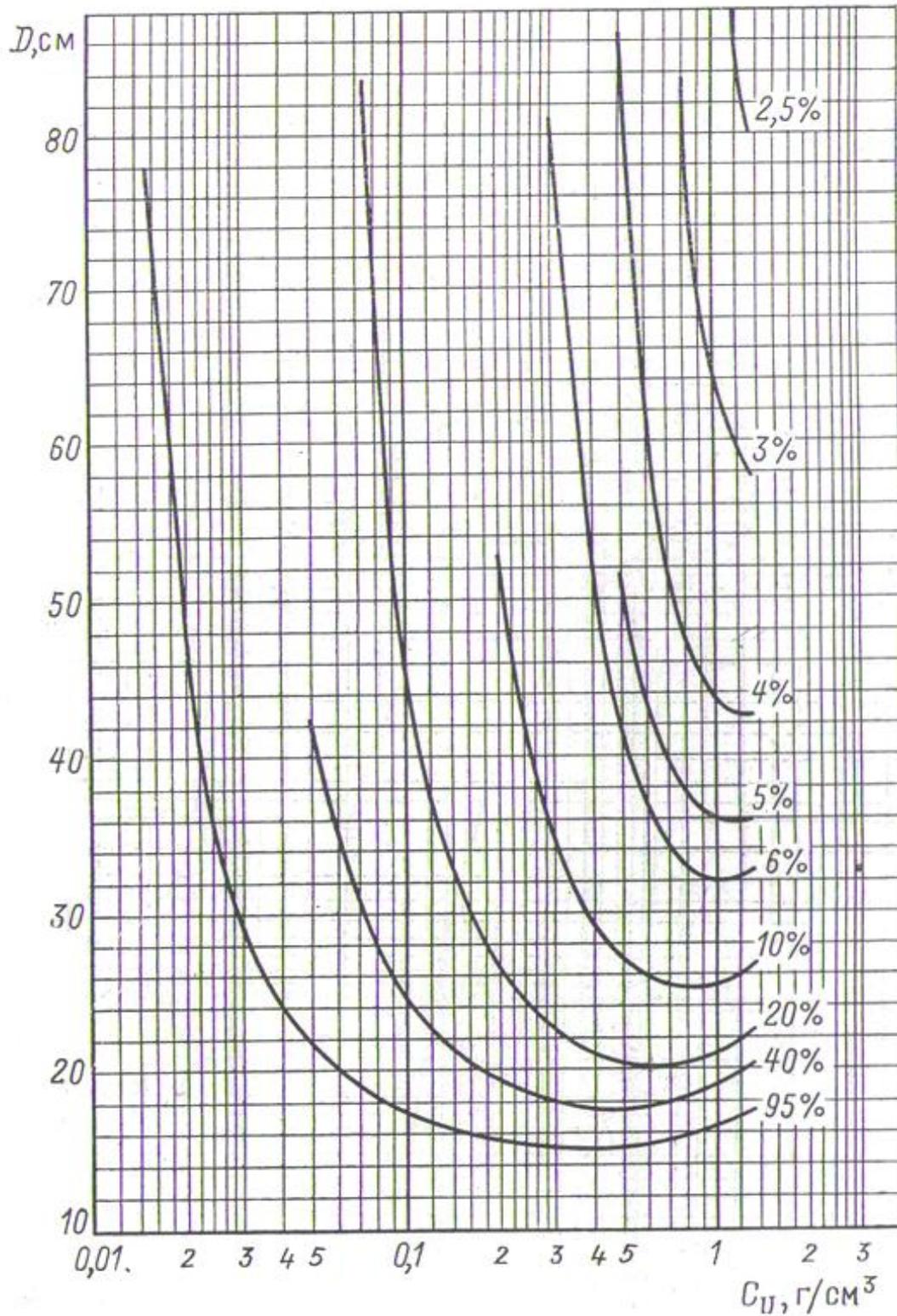


Рис. 4.3. Критический диаметр цилиндра с полным водяным отражателем для водного раствора уранилнитрата различного обогащения по  $^{235}\text{U}$

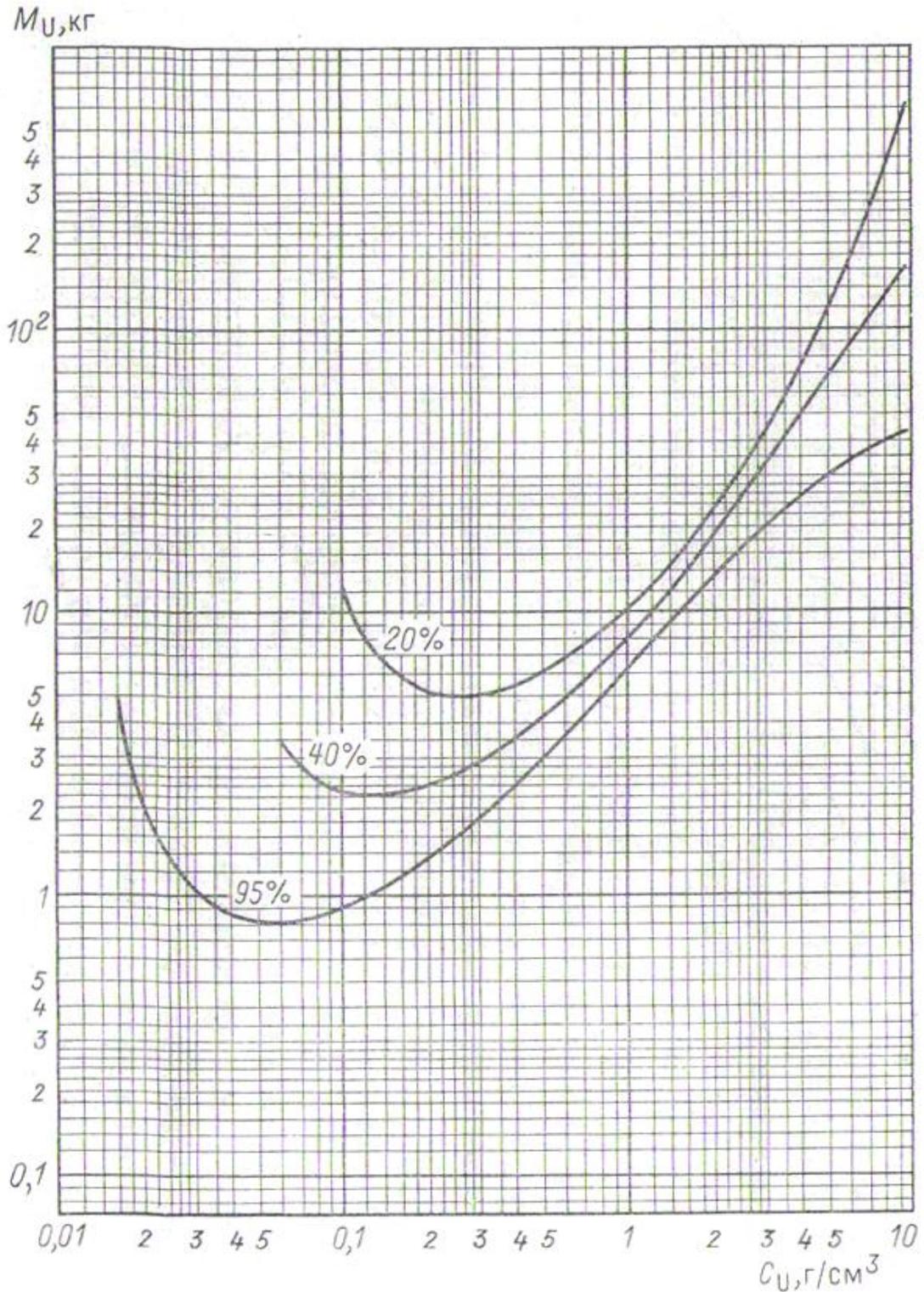


Рис. 4.4. Критическая масса для сферы из гомогенной смеси с водой двуокиси урана высокого обогащения по  $^{235}\text{U}$  с полным водяным отражателем (плотность двуокиси  $10,96 \text{ г/см}^3$ )  $(B^2_m)_{\text{max}} = 0,019 \text{ см}^{-2}$ ;  $K_{\infty} = 1,645$ ;  $M^2 = 33,4 \text{ см}^2$

Минимальный критический диаметр бесконечного цилиндра с бесконечным водяным отражателем согласно данным, приведенным на рис. 4.2, равен 20 см.

Безопасный диаметр равен соответственно  $20/1,1=18,2$  см. Определим высоту сборника из условия, что объем его равен 50 л:  $H=192,6$  см. Эффективная добавка к радиусу цилиндра равна  $2,405/\sqrt{(B^2m)_{max}} - 10 = 7,31$  см.

Проверим выполнение условия  $K_{эфф} < 0,95$ :

$$B_g^2 = \left( \frac{2,405}{9,1 + 7,31} \right)^2 + \left( \frac{\pi}{192,6 + 14,62} \right)^2 = 0,0217 \text{ см}^{-2} ;$$

$$K_{эфф} = \frac{K_{\infty}}{1 + B_g^2 M^2} = 0,954$$

т. е. второе требование не выполняется.

Уменьшим диаметр емкости до 17,5 см, тогда высота будет равна 208 см, а  $K_{эфф}=0,937$ , т. е. меньше 0,95.

Сборник диаметром 17,5 см и высотой 208 см в рассматриваемом случае относится к безопасному оборудованию, так как его размеры определены исходя из безопасного диаметра.

Пример 2. В реакторе, представляющем собой цилиндр диаметром 20 и высотой 80 см, происходит растворение в азотной кислоте соли урана с обогащением 95%. Норма закладки в реакторе установлена равной 100 г  $^{235}\text{U}$  с погрешностью 15% (доверительная вероятность 0,95). Норма загрузки урана на растворение определяется с помощью взвешивания с погрешностью не более 10% (доверительная вероятность 0,95). Рабочее положение реактора - вертикальное. Реактор оборудован рубашкой для пароводяного подогрева. Определить норму загрузки в реактор.

*Решение.* Очевидно, что диаметр и объем реактора превышают безопасные значения. Так как в реакторе происходит растворение, разумно предположить, что концентрация урана в растворе может меняться в широких пределах, поэтому норму загрузки надо определять исходя из безопасного количества Мб. Результаты расчета минимальной критической массы в реакторе сведены в табл. 4.1.

$$B_g^2 = \left( \frac{2,405}{10 + 7,31} \right)^2 + \left( \frac{\pi}{h + 9,96} \right)^2 ;$$

Таблица 4.1 Зависимость  $M_{кр}^{235}U$  и других параметров в реакторе от высоты залива  $h$

h, см	$B_{г}^2$ , см <sup>2</sup>	$C_{кр}^{235}U$ , г/л	V, л	$M_{кр}^{235}U$ , г
20	0,03029	-	6,28	-
30	0,02548	98,8	9,42	930,6
40	0,02325	71,25	12,56	894,9
50	0,02204	60,8	15,7	954,56
60	0,02131	57	18,84	1073,8
70	0,02084	55,1	21,98	1211,1
80	0,02051	53,2	25,12	1336,9

$C_{кр}^5$  находится из зависимости  $B_{г}^2$  от  $CU$  (рис. 6.2);  $V=\pi r^2 h$ ;  $r=10$  см;  $M_{кр}=VC_{кр}$  при  $h \leq 20$  см;  $B_{г}^2 > (B_{г}^2)_{max}=0,0279$ , т. е. критические условия недостижимы. Таким образом, минимальное значение критической массы  $(M_{кр})_{min}=894,9г^{235}U$ , а  $M_6=894,9/2,1=426,1 г^{235}U$ ; по формуле (4.1) находим, что норма загрузки  $^{235}U$  должна быть не более 283 г.

Реактор относится к опасным аппаратам, так как в случае превышения нормы загрузки в нем возможно возникновение СЦР.  $K_{эфф}$  при приведенной выше норме загрузки не превышает 0,95.

Пример 3. Условия задачи те же, что для примера 2, с тем изменением, что емкость используется как сборник раствора и ядерная безопасность обеспечивается в ней поддержанием нормы концентрации, которая определяется с погрешностью 5% (доверительная вероятность 0,95).

*Решение.* Из табл. 4.1 находим  $C_{min}=53,2 г/л^{235}U$ , с учетом коэффициента запаса  $C_6=53,2/1,3=40,9 г/л^{235}U$ ; по формуле (6.3) находим, что норма концентрации  $^{235}U$  должна быть не более 38,97 г/л. Норма закладки в аппарате не должна превышать 5 % от минимальной критической массы, т. е. 44,74 г  $^{235}U$ .  $K_{эфф}$  при вышеприведенной норме концентрации меньше 0,95.

Пример 4. В фильтре типа «Циклон» происходит очистка воздуха от твердых примесей. Фильтр установлен на тракте газоочистки из печи сжигания отходов, содержащих уран с обогащением не более 35%. При нормальном ведении процесса количество урана в циклоне не превышает 2-3 г. Однако при нарушении процесса и при длительной эксплуатации без зачистки в «Циклоне» может скопиться значительное количество урана, что в случае попадания воды в «Циклон» может привести к возникновению СЦР. Фильтр представляет собой цилиндр диаметром 500 мм с коническим днищем и высотой более 1000 мм. Суммарная погрешность определения количества урана в фильтре 200% с довери-

тельной вероятностью 0,95. Определим меры обеспечения ядерной безопасности в фильтре.

*Решение.* Поскольку количество воды нельзя ограничить, следует исходить из значения  $M_6$ . Очевидно, что не имеет смысла производить точный расчет минимальной критической массы в «Циклоне», так как состав смеси точно не известен, возможны локальные скопления и т. д. Будем исходить из минимальной критической массы для смеси воды и двуокиси урана с обогащением 35% в сфере, окруженной бесконечным водяным отражателем, плотность двуокиси  $10,96 \text{ г/см}^3$ .

Пользуясь данными, приведенными на рис. 4.4, находим  $(M_{\text{кр}})_{\text{min}}=1 \text{ кг } ^{235}\text{U}$ ;  $M_6=0,476 \text{ кг } ^{235}\text{U}$ ; по формуле (4.2) находим, что норма накопления  $^{235}\text{U}$  должна быть не более 158 г.

«Циклон» относится к опасному оборудованию, так как в случае превышения нормы накопления в нем возможно возникновение СЦР;  $K_{\text{эф}}$  при указанной норме накопления меньше 0,95. Должна быть организована периодическая зачистка фильтра, исключая возможность превышения установленной нормы накопления.

## 5. ПРОЕКТИРОВАНИЕ ОБОРУДОВАНИЯ

### 5.1 Оборудование для транспортировки

Ниже следует обсуждение требований, предъявляемых к транспортировке жидкостей и твердых веществ.

*Транспортировка жидкостей.*

В производстве высокообогащенного материала скорости потоков обычно довольно низки, что усложняет конструирование насосов и регулировочных вентилях.

Успешно применялись следующие типы насосов, в которых отсутствует утечка: поршневой насос с диафрагменной головкой, центробежный насос с герметизированным ротором, и барботаж воздухом. Области применения насосов указаны в табл. 5.1. Схема воздушного насоса показана на рис. 5.1.

Таблица 5.1 Применение насосного оборудования

Область применения	Насос	
	Сильный напор	Слабый напор
Регулируемый поток	Поршневой с диафрагменной головкой	Поршневой с диафрагменной головкой ;барботажа с воздухом
Быстрая перекачка Пульпы	Центробежный с герметизированным ротором	Центробежный с герметизированным ротором; барботажа воздухом

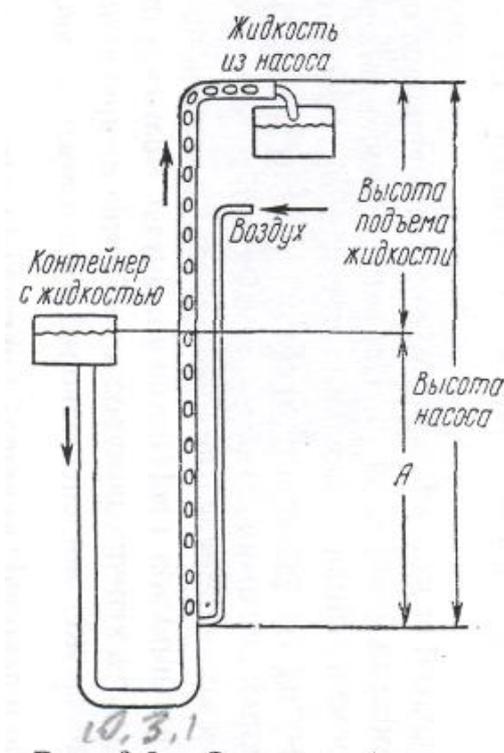


Рис.5.1. Схема работы воздушного насоса

$$(\text{степень подъема} = \frac{A-100}{\text{высота насоса}} \%)$$

С помощью поршневых насосов с диафрагменной головкой достигается точный контроль потока. Однако эти насосы дороги, имеют тенденцию к образованию воздушных пробок при нехватке всасываемой жидкости и недостаточно приспособлены для перекачки жидкостей, содержащих твердые частицы. Центробежные насосы с герметизированным ротором относительно недороги; для них не существует проблемы уплотнения поршня. Однако насосы такой конструкции могут быть серьезно повреждены в результате недостатка всасываемой жидкости

или при перекачке жидкостей, содержащих твердые абразивные вещества.

Воздушные насосы (барботаж воздухом) недорогие, имеют простое устройство (рис.5.1.) и практически не требуют обслуживания. Они с успехом применялись для создания контролируемого потока путем регулирования скорости подачи воздуха для перекачки пульпы, содержащей до 20% твердых веществ, и для перекачки кипящих растворов. Они могут быть в любой момент приведены в действие и остановлены, но требуют достаточной степени подъема уровня откачиваемой жидкости над уровнем подачи воздуха, что иногда затрудняет работу вследствие увеличения вертикальных размеров оборудования. Типичные рабочие параметры воздушного насоса приведены на рис. 5.2 и 5.3.

При работе с растворами обогащенного урана рекомендуется доводить до минимума число фланцевых и сварных соединений в трубопроводах, В большинстве случаев подходящим материалом трубопроводов служит нержавеющая сталь. Стыки свариваются дуговым методом в атмосфере гелия. Шариковые вентили из нержавеющей стали с тефлоновым уплотнением относительно недороги, просты в обращении, надежны и не задерживают твердых частиц, в связи, с чем они удовлетворяют условиям работы.

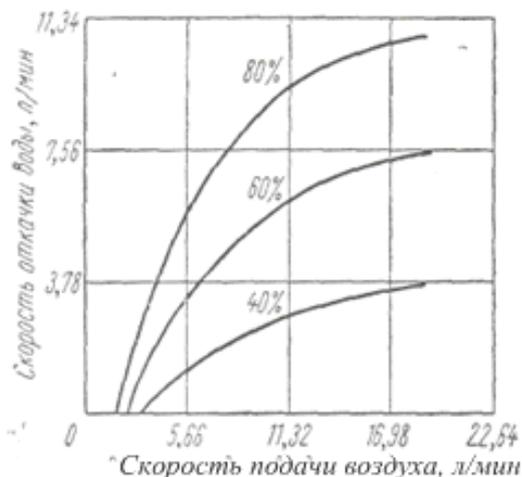


Рис. 5.2. Типичные характеристики воздушного насоса с трубкой диаметром 1,27 см (на кривых указана степень подъема)

Резьбовые соединения трубопроводов из нержавеющей стали оказались ненадежными, так как в них часто образуются течи. Трубопроводы, из нержавеющей стали удовлетворяют технологическим условиям, если они хорошо закреплены. Детали трубопроводов из неразмягченного поливинилхлорида коррозионностойки и имеют низкую закупочную цену. Однако требуется большой опыт при проектировании и монтаже

таких трубопроводов в связи с трудностями их изготовления и необходимостью надежных креплений и защиты от вибраций. К тому же они не выдерживают высоких температур.

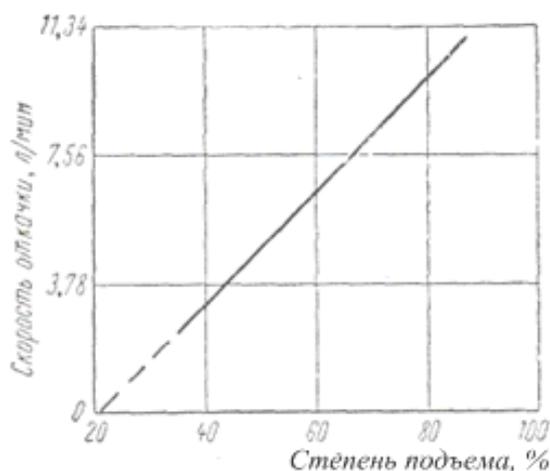


Рис. 5.3. Зависимость скорости откачки воды от степени подъема при постоянной скорости подачи воздуха 14,2 л/мин.

Схема контейнера для транспортировки растворов обогащенного урана показана на рис. 5.4.

*Транспортировка твердых веществ.* При небольших масштабах производства, когда, как правило, используют периодические процессы, уран транспортируют в закрытых контейнерах, размеры которых определяются как концентрацией урана, так и его изотопным составом. На рис.5.5 показана схема тележки с контейнером для перевозки соединений урана.

При осуществлении непрерывного процесса или в том случае, когда объем перевозок достаточно велик, транспортировки порошков успешно проводили в атмосфере инертного газа под давлением или в вакууме.

Типичные рабочие параметры для подобной системы сведены в таблице 5.2.

Таблица 5.2 Типичные рабочие параметры системы вакуумной транспортировки

Вещество	Температура, °С	Расстояние, м	Скорость переноса, кг/мин
UO <sub>3</sub>	21	4,6	6,8
UF <sub>4</sub>	93	4,6	6,4
UF <sub>4</sub>	260	4,6	7,7
UO <sub>2</sub>	21	61	2,0
UF <sub>4</sub>	538	61	1,9

Примечание. Диаметр трубопровода 25,5 мм, размер частиц от - 0.840 до + 0.420 мм, вакуум 711 – 762 мм рт.ст.

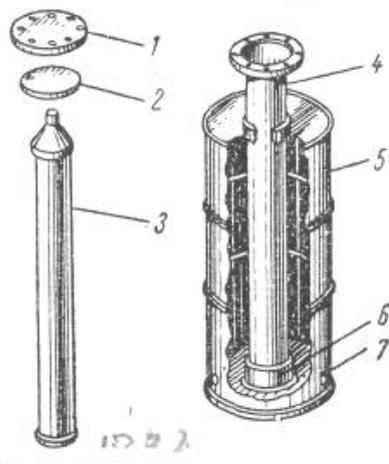


Рис. 5.4. Схема контейнера для транспортировки растворов высокообогащенного урана

1 - глухой фланец из нержавеющей стали (внутренний диаметр трубы № 40 - 15,2 см); 2 - прокладка из тефлона; 3 - внутренний контейнер из технического полиэтилена (максимальный внутренний диаметр для концентрации урана менее 200 г/л - 13,3 см, для концентрации более 200 г/л - 12,7 см; максимальный объем контейнера - 15 л); 4 - труба № 40 из нержавеющей стали (длина - 127 см); 5 - стальная бочка емкостью 206 л; 6 - стенка трубы толщиной 6,4 мм; 7 - четыре отверстия диаметром 2,54 см (отверстия размещены в шахматном порядке менее чем в 5 см от дна и верха бочки).

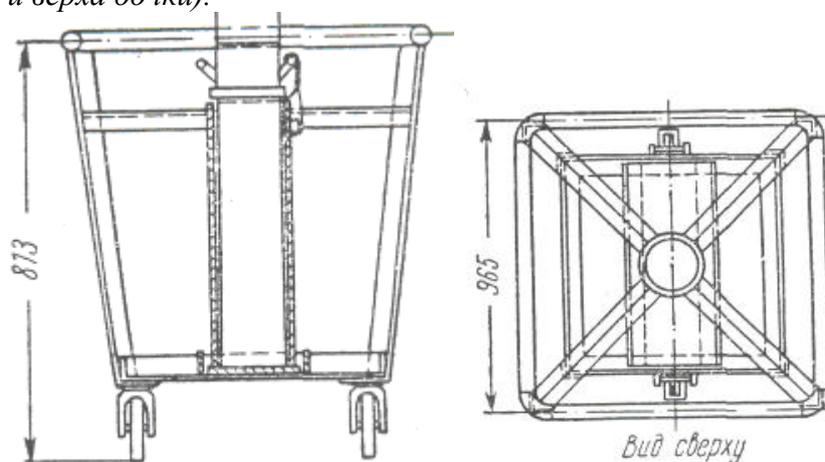


Рис. 5.5. Схема тележки с контейнером для транспортировки соединений урана

## 5.2 Аппараты для выщелачивания и растворения [4]

На рис.5.6 показаны конструкционные особенности аппарата для непрерывного растворения. Аппарат является ядернобезопасным при

переработке большинства типов отходов, содержащих уран со степенью обогащения  $U^{235}$  до 95%. На рис. 7.6 показана действующая установка, созданная по этому проекту. Колонны для растворения в этой установке изготовлены из труб из нержавеющей стали с номинальным диаметром 15,2 см. Другие элементы установки изготовлены из труб диаметром 10,16 см. Для переработки отходов, содержащих уран с низкой степенью обогащения, могут быть применены трубы больших диаметров. Если растворы обладают повышенными корродирующими свойствами, можно применять трубы, покрытые изнутри тефлоном.

Теплоизоляция установки отсутствует, так как на ней обычно осаждается уран и возникают дополнительные трудности при очистке, что приводит к загрязнению воздуха. Любые заметные утечки в аппаратах вызвали бы разрушение теплоизоляции, и она могла бы попасть в перерабатываемые отходы урана. К тому же изоляция может рассматриваться как полный отражатель. Учитывая необходимость безопасной геометрии для высоких степеней обогащения, не следует применять полностью отраженные длинные трубы диаметром 15,2 см.

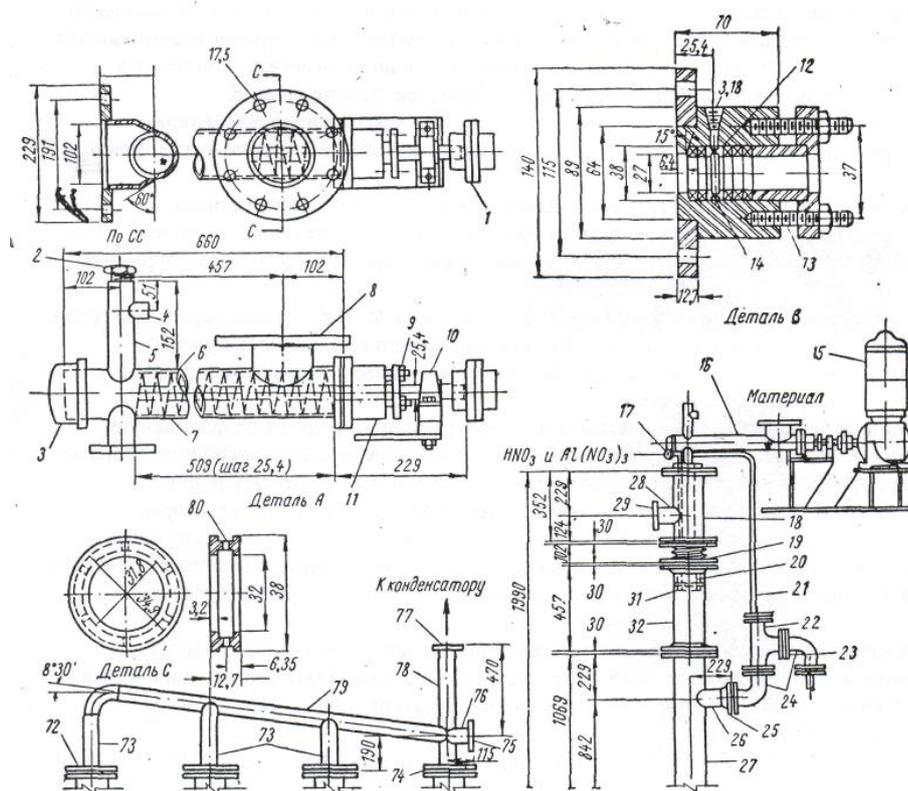


Рис. 5.6. Детали конструкции ядернобезопасного аппарата непрерывного действия, применяемого для выщелачивания и растворения большинства материалов, содержащих уран со степенью обогащения до 95%  $U^{235}$ :

/ - эластичная муфта; 2 - набивка сальника; 3-крышка с резьбой (диаметр 76 мм); 4 - патрубок (диаметр 25,4 мм); 5 - 32 мм труба из нержавеющей стали; 6-76 мм труба из нержавеющей стали; 7 - червячный питатель (6,35x70 мм); 8 - фланец для соединения с бункерным питателем; 9 - 9,5-16 NC (резьба крупная нормальная, шестигранная гайка); 10 - опора подшипника; // - деталь В; 12 - уплотнение толщиной 6,4 мм из графитизированного асбеста; /5 - 9,5 - 16 NC-5 (резьба крупная нормальная); сверление - диаметр 8,6 мм, глубина 19 мм; 14 - деталь С; 15 - мотор (0,37 кет, передача под прямым углом (5-20 об/мин); 16 - деталь А; 17 - деталь Е; 18 - труба (диаметр 152 мм); 19 - упругое сочленение (диаметр 152 мм) с фланцами на концах; 20 - труба № 40 (диаметр 50,8 мм) из нержавеющей стали; 21-труба № 40 (диаметр 25,4 мм) из нержавеющей стали; 22 - тройник (пирекс) 76X76X X76 мм; 23 - фланец из литого алюминия; 24 - колено (90°) диаметром 76 мм; 25 - фланец (диаметр 80 мм); 26 - труба (диаметр 76 мм); 27 - труба (диаметр 152 мм); 28 - труба (диаметр 76 мм); 29 - фланец (диаметр 80 мм); 30-прокладка (3,2мм); 31 - вставка из тефлона; 32 - труба (пирекс) диаметром 152 мм; 33 - глухой фланец (диаметр 16,5 мм) из нержавеющей стали; 34 - труба (диаметр 6,35 мм); 35 - отверстие диаметром 1,59 мм (сверление под 45° к нижней плоскости); 36-вставка (диаметр 38 мм); 37-труба (диаметр 38 мм); 38-труба (диаметр 12,7 мм); 39 - труба (диаметр 152 мм); 40 - тройник (38 мм); 41 - тройник (12,7 мм); 42 - крышка с резьбой (диаметр 12,7 мм); 43 - фланец (диаметр 16,5 мм); 44 - отверстие диаметром 12,7 мм в крышке диаметром 38 мм; 45 - фланец (диаметр 42 мм); 46 - фланец (диаметр 54,6 мм); 47 - штифт; 48 - деталь D; 49 - переходная муфта 102X76 мм; 50 - штифт; 51 - труба (диаметр 102 мм) из нержавеющей стали; 52 - фланец (диаметр 88 мм); 53 - труба № 40 (диаметр 12,7 мм) из нержавеющей стали; 54 - труба № 40 (диаметр 38 мм) из нержавеющей стали; 55 - подвижные фланцы (диаметр 156 мм); 56 - труба Кг 40 (диаметром 152 мм) из нержавеющей стали; 57 - муфта (диаметр 6,35 мм); 58 - крышка SO<sub>x</sub> (толщина 15,9 мм, g наружный диаметр 168 мм); 59 - труба № 40 (диаметр 50,8 мм) из нержавеющей стали; 60 - патрубок (диаметр 25,4 мм); 61 - барботажная труба (диаметр 6,35 мм) из нержавеющей стали; 62 - отверстия (диаметр 3,2 мм); расстояние между центрами 25,4 мм; 63 - фланец WN (диаметр 80мм); 64 - фланец SO (диаметр 80 мм); 65 - патрубок (диаметр 25,4 мм) из нержавеющей стали; 66 - труба (диаметр 76 мм) из нержавеющей стали; 67 - труба (диаметр 152 мм) из нержавеющей стали; 68 - труба (пирекс) диаметром 152 мм, высотой 457 мм; 69 - тефлоновая прокладка толщиной 3,2 мм с асбестовым наполнителем; 70 - фланец FF, SO, (диаметр 156 мм); 71 - фланец из литого алюминия; 72 - глухой фланец (диаметр 156 мм), сверление для трубы диаметром 76 мм; 73 - труба (диаметр 76 мм) из нержавеющей стали; 74 -глухой фланец (диаметр 156 мм), сверление для трубы диаметром 102 мм; 75 - фланец диаметром 80 мм; 76 - труба диаметром 50,8 мм; 77 - фланец (диаметр 106 мм), FF. SO<sub>i</sub>; 78 - труба (диаметр 102мм) из нержавеющей стали; 79 - труба (диаметр 76,2 мм) из нержавеющей стали; 80 - 6 отверстий диаметром 3,18 мм.

Продолжение рисунка 5.6.

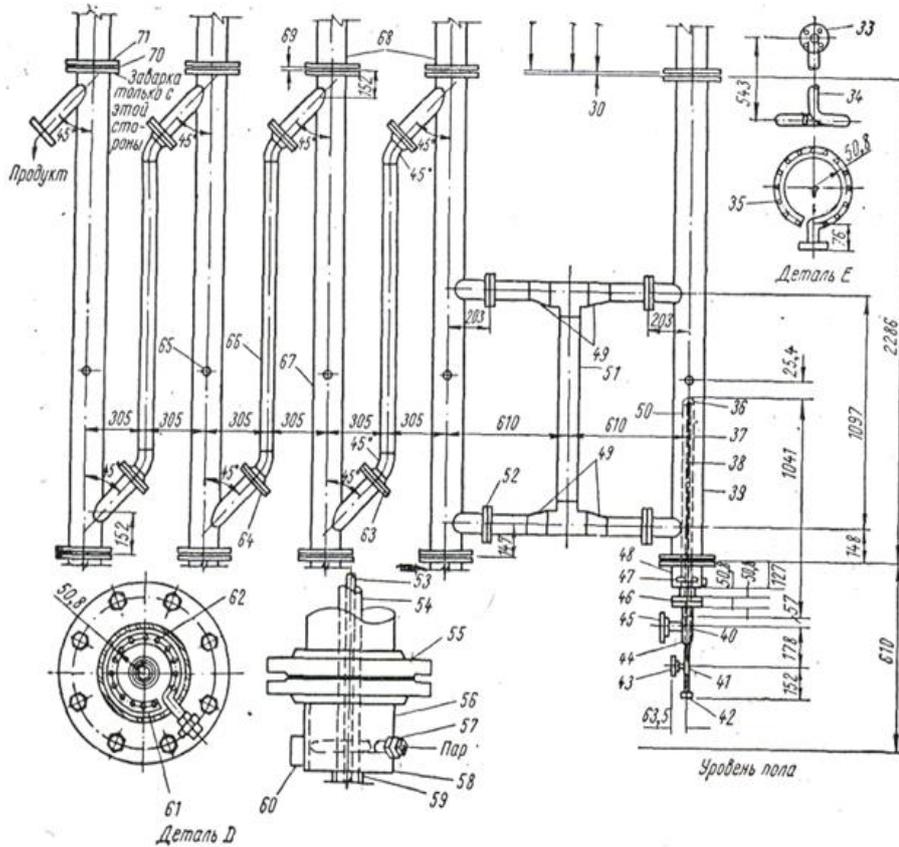
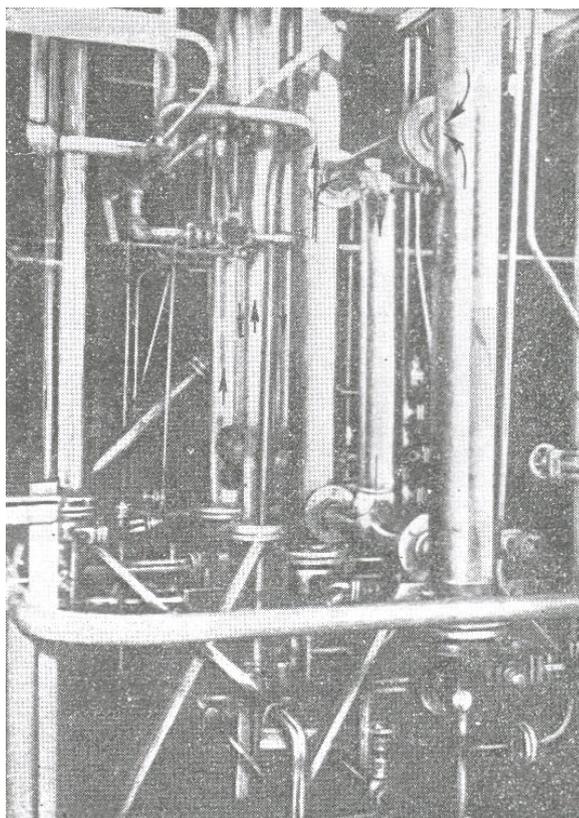


Рис. 5.6. Детали конструкции ядернобезопасного аппарата непрерывного действия, применяемого для выщелачивания и растворения большинства материалов, содержащих уран со степенью обогащения до 95%  $U^{235}$

Конструкции двух первых колонн способствуют тепловой конвекции жидкости, что улучшает перемешивание. В остальных колоннах для выщелачивания или растворения вполне достаточно простого контакта кислотного растворителя с твердыми веществами при их прохождении через систему. При изменении продолжительности контакта может быть выбрана другая высота и иное количество колонн с учетом габаритов и конструкции установки. Выделяющиеся газы из каждой колонны направляются к коллектору и далее, через конденсатор пара и сепаратор, в вентиляционную систему. Конденсат и вещества из сепаратора возвращаются в первую колонну. Во избежание утечки паров в рабочее помещение и повышения давления паров в аппарате для питания системы целесообразно применять установки водяного затвора высотой 15 см на верху питательной колонны.



*Рис. 5.7. Установка, выполненная по проекту, показанному на рис.5.6.*

Нагрев осуществляется при помощи локальных нагревателей, установленных в нижней части каждой колонны. Нагрев паром производится при помощи парового барботирующего кольца на дне колонн. Может возникнуть необходимость в дополнительном барботировании воздухом при переработке материалов, имеющих тенденцию к быстрому осаждению.

Дисперсность частиц является важным параметром, определяющим работу установки. Несмотря на то, что и относительно грубый материал (20меш) хорошо растворялся, превосходные результаты были достигнуты путем измельчения материала (100% порошка проходило через сито  $d_{отв}=0.300$  мм, и часть - через сито  $d_{отв}=147$  мм). Отходы от металлотермического восстановления  $UF_4$ , содержащие йод, перед растворением должны быть подвергнуты обжигу для предотвращения коррозии оборудования из нержавеющей стали. Обжиг также позволяет окислить избыток металла-восстановителя.

В состав перерабатываемых материалов входят отходы от восстановительных плавок (шлак и примеси огнеупоров), зола, смешанные твердые осадки, твердый каустик (остающийся при сплавлении осадков с каустиком), сернокислый кальций и активированная окись алюминия

(из ловушек для  $UF_6$ ). Для большинства этих веществ растворителем служит азотная кислота с достаточной добавкой азотнокислого алюминия для образования растворимых комплексов фторидов. Для растворения твердых веществ, содержащих каустик, применялось выщелачивание водой (для удаления силикатов и алюминатов) с последующим кислотным выщелачиванием в соответствующем процессе. Номинальная скорость процесса для колонны высотой 152 см составляла 20-30 кг/ч при переработке шлаков восстановительной плавки и 10 кг/ч при переработке золы (100% измельченного материала проходило через сито  $d_{отв}=0.300$  мм). Аппарат типа "звезда" для растворения металлического плутония и отходов, его содержащих, рис. 5.8

Аппарат растворения выполняется в виде пяти сообщающихся вертикальных труб диаметром 100 мм.

Выбор диаметра труб обусловлен мерами ядерной безопасности.

Общая длина труб определяется из условий объема получаемого раствора, а он в свою очередь определяется количеством растворяемого плутония и его концентрации в растворе по формуле:

$$V_{\delta-\delta a} = \frac{m_{Pu}}{C_{Pu}};$$

где  $m_{Pu}$  – масса растворяемого плутония;  $C_{Pu}$  – концентрация плутония в растворе.

Высота аппарата находится по формуле:

$$H = \frac{V_{\delta-\delta a} \cdot 1,3}{n \cdot \pi \cdot R^2};$$

где 1,3 – коэффициент запаса объема аппарата;  $n$  – число труб, равное 5;  $R$  – внутренний радиус трубы аппарата.

Для сообщения вертикальных труб предусматриваются три уровня патрубков диаметром 50 мм. Первый находится в нижней части аппарата у самых днищ трубчатых емкостей и служат для обеспечения полного слива раствора из аппарата. Второй находится на рабочем уровне (1,3 м). Третий расположен в верхней части аппарата и служит как аварийным переливом, так и для сообщения атмосфер трубчатых емкостей.

Внутри центральной трубы монтируется ТЭН для нагрева реакционной массы, а так же сетка, препятствующая осаждению твердых частиц на дно аппарата. Перемешивание реакционной массы осуществляется сжатым воздухом.

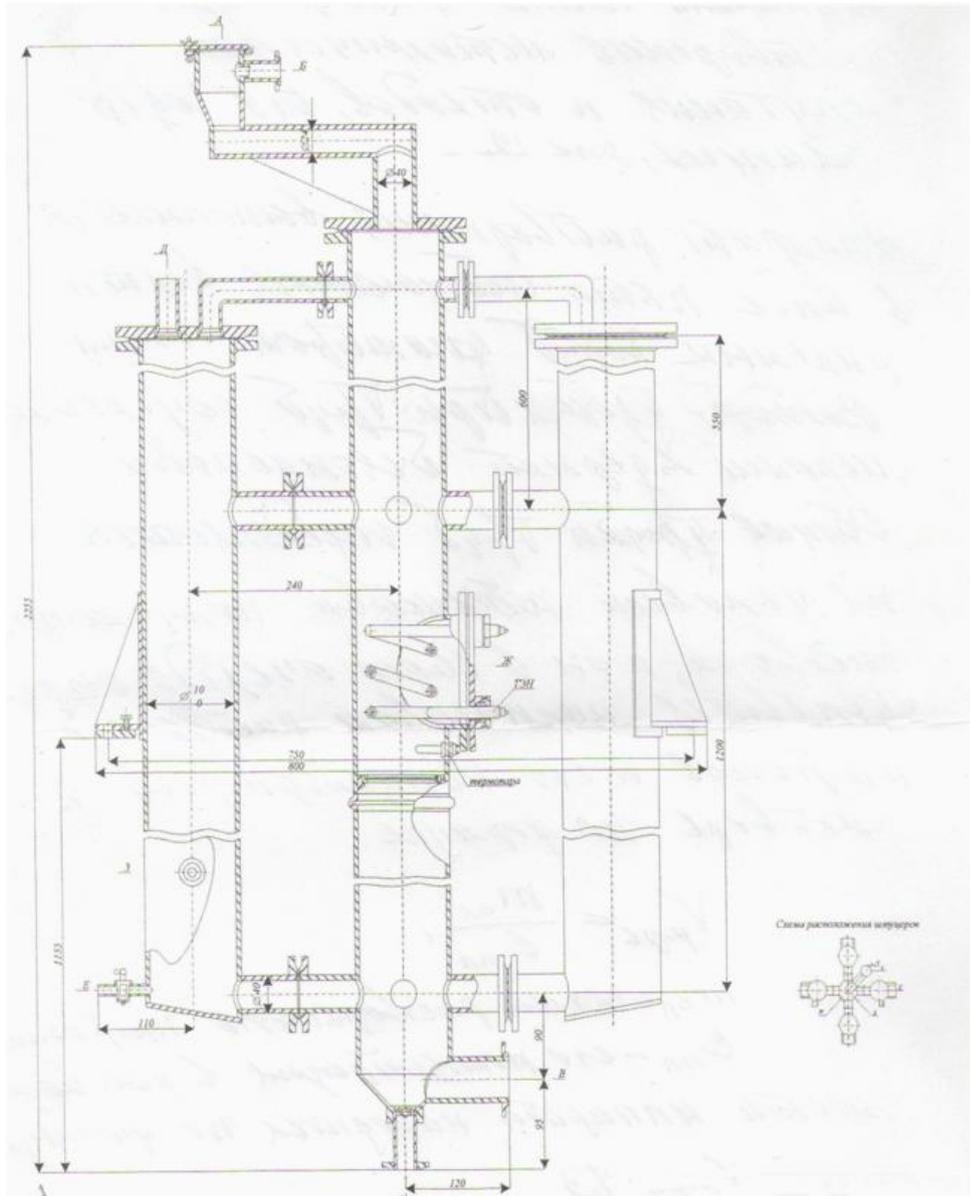


Рис.5.8. Аппарат типа «звезда» для растворения металлического Рu и отходов, его содержащих

## 6.ЗАЩИТА ОТ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ ПЛУТОНИЯ

### 6.1 Общие санитарные правила работы с плутонием

Плутоний-239 вместе с полонием-240, радием-226 и стронцием-90 относится к группе элементов с наиболее высокой радиотоксичностью. По степени возможной радиационной опасности работы с открытыми радиоактивными веществами эта группа делится на три класса в зави-

симости от количества радиоактивного вещества (активности) на рабочем месте, а именно: I класс - более  $10^4$  мккюри ( $3.7 \cdot 10^8$  Вк); II класс - от  $10$  до  $10^4$  мккюри ( $3.7 \cdot 10^5$  Вк); III класс - от  $0,1$  до  $10$  мккюри ( $0.37 \cdot 10^4$  до  $3.7 \cdot 10^5$  Вк). С этой группой изотопов можно допустить работу как со стабильными изотопами, если удельная активности материала не превышает  $0,002$  мккюри/г ( $0.74 \cdot 10^2$  Вк/г), а суммарная активность не превышает  $0,1$  мккюри ( $0.37 \cdot 10^4$  Вк). При работе с жидкими веществами можно допустить активность в  $10$  раз большую, тогда как с пылящими порошкообразными - в  $100$  раз меньшую, чем указано выше.

Работы с радиоактивными веществами, относящимися к III классу, могут выполняться в общих химических лабораториях; с относящимися к II классу - должны проводиться в отдельных специально оборудованных помещениях с входом через санитарный пропускник с дозиметрическим контролем. Работы с веществами, относящимися к I классу радиоактивности, должны выполняться в отдельном здании или в изолированной части здания. Однако работу с открытыми препаратами и растворами плутония, относящимися и к III классу, все же следует вести в герметичных перчаточных камерах, ввиду легкости образования аэрозолей и из растворов и из твердых веществ.

Общие правила работы с плутонием можно сформулировать следующим образом.

1. Работу, как правило, следует проводить в защитных перчаточных камерах. Некоторые химические операции с растворами плутония малой концентрации могут вестись в вытяжных шкафах, если минимальный поток воздуха через открытое рабочее окно шкафа не менее  $1,5$  м/сек [2].

2. Максимальная разрешаемая концентрация плутония в воздухе рабочего помещения не должна превышать  $2 \cdot 10^{-9}$  мккюри/л ( $7.4 \cdot 10^{-5}$  Вк/л). Эта концентрация вычислена из расчета 168-часового пребывания в загрязненной атмосфере в месяц и скорости вдыхания  $1,25 \cdot 10^3$  л воздуха в час в рабочее время и  $0,63 \cdot 10^3$  л в час во время перерывов на отдых.

3. При работе с плутонием I класса персоналу следует применять «полную защитную одежду». Под «полной защитной одеждой» понимается полная смена белья с комбинезоном или костюмом в качестве верхней одежды, носками, тапочками или ботинками, полотенцем, носовым платком разового пользования, резиновыми перчатками при необходимости средствами защиты органов дыхания респиратором типа «лепесток».

Радиоактивное загрязнение поверхности производственной мебели и оборудования следует удерживать на минимуме, не допуская, превышения 1000 распадов в минуту на площади 75 см<sup>2</sup>.

При работе с веществами II и III классов работающие должны обеспечиваться халатами, тапочками, резиновыми перчатками и средствами защиты органов дыхания.

4. Воздух, удаляемый из вытяжных шкафов и камер, следует предварительно перед выбросом в вентиляционную систему фильтровать. Соответствующие фильтры должны быть высокоэффективны для частиц диаметром меньше 10 мк. Для этой цели рекомендуются фильтровальные ткани И. В. Петрянова, задерживающие при отсутствии конденсации влаги более 99,9% аэрозолей.

5. Оборудование, загрязненное плутонием, а также бедные отходы, обтирочный материал следует возможно скорее помещать в герметичные контейнеры, чтобы не загрязнять плутонием воздух, а также атмосферу камер и шкафов.

6. Жидкие отходы, загрязненные плутонием, нельзя сбрасывать в общую канализационную систему. Такие сточные воды должны предварительно обрабатываться для уменьшения содержания в них плутония до допустимого уровня.

7. Работу по ремонту оборудования, загрязненного плутонием, необходимо производить под надзором и контролем специального персонала.

8. Максимально дозволeнный уровень загрязнения кожи на каждой руке не должен превышать 3·10<sup>-3</sup> мккюри (1.1·10<sup>2</sup> Вк), а для остальной кожи (кроме рук) 10<sup>-5</sup> мккюри (0.37 Вк) в среднем на площади в 100 см<sup>2</sup> кожи.

Ногти должны быть всегда коротко острижены.- Персонал с открытыми ранами или ссадинами на кистях и запястьях рук не допускается к работе с плутонием или его соединениями. При повреждении кожи предметами, загрязненными плутонием, должна немедленно оказываться медицинская помощь. В аварийных случаях при ранениях кожи и попадании в рану плутония раны необходимо промыть проточной водой, очистить в течение 5 минут щеткой, мылом с большим количеством воды, вызвать обильное кровотечение умеренным давлением выше места ранения. При недостаточном уменьшении активности следует привести иссечение раны во избежание поглощения радиоактивного вещества тканями.

9. Работающие с плутонием должны быть предельно аккуратны и чистоплотны. Категорически запрещается прием пищи и ее хранение в

рабочих помещениях. Сосуды для питья не разрешается брать невымытыми руками или руками в перчатках. Перед питьем рекомендуется полоскать рот. В рабочих помещениях не разрешается курить.

10. Рабочие помещения, в которых проводятся работы с веществами I класса радиоактивности, оборудуются санпропускником с отделением для домашней одежды (перед душевой), душевым отделением, отделением для спецодежды после душевой и контрольным дозиметрическим пунктом. После работы обязательна полная смена спецодежды, мытье под душем и контроль радиоактивной чистоты всего тела и домашней одежды.

Помещения для работ с веществами II класса должны снабжаться душевыми, специальными шкафчиками, стоящими вне рабочих помещений для хранения отдельно личных вещей и отдельно спецодежды, контрольным дозиметрическим пунктом для проверки радиоактивной чистоты рук, одежды и тела.

Для работы с веществами III класса необходимо иметь шкафы для хранения спецодежды, контрольной дозиметрический пункт для проверки чистоты рук и одежды и желательно душевые.

11. Критическая масса плутония мала - порядка нескольких килограмм- и меняется в зависимости от формы и размеров сосуда, содержащего плутоний, и наличия вблизи замедлителя. Поэтому необходимо соблюдать особую осторожность при работе с большими количествами плутония, обеспечивая скопления в каждом месте в любое время такого количества плутония, его соединений и растворов, которое было бы значительно меньше критической массы.

## **6.2 Перчаточные камеры**

Наиболее удобными и дешевыми устройствами, обеспечивающими безопасность работы с плутонием, оказались специальные камеры.

В стенках камеры сделаны люки, в которых герметично закреплены резиновые перчатки с длинными рукавами. Конструкция перчаточной камеры, расположение и количество перчаток зависят от операций и технологического процесса, которые в ней осуществляются.

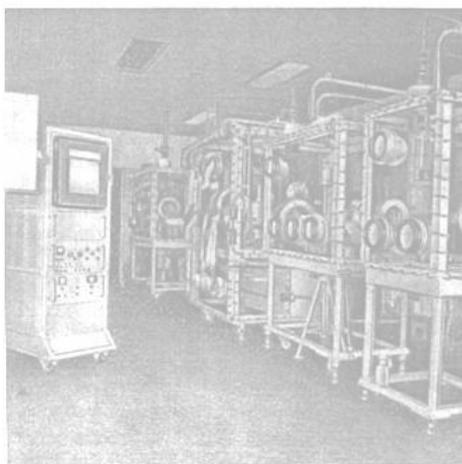
В случае необходимости при высокой  $\gamma$ -активности плутониевых продуктов и растворов или при наличии больших нейтронных излучений (при работе с фторосодержащими плутониевыми соединениями) стенки камеры должны быть снабжены достаточно мощными защитными слоями от этих излучений; в этих случаях работа в камерах должна производиться дистанционно с применением простых (рычажных, шпа-

говых) или более сложных дистанционных манипуляторов с телевизионным наблюдением в зависимости от мощности излучения.

На рис. 8.1 показана передвижная перчаточная камера для проведения восстановительной плавки смеси тетрафторида плутония с кальцием.

На рис. 8.2 представлены проекции перчаточных камер для работы с радиоактивным веществом. В промышленном производстве плутония устанавливается неподвижная линия камер, связанных между собой общим транспортным туннелем с тележкой, а для исследовательских работ применяются передвижные камеры.

*Передвижные камеры.* Каркас камеры состоит из сварной стальной рамы с панелями из органического стекла, которые герметизируются на неопреновых прокладках. В камеры через трубопроводы, снабженные фильтрами, пропускается аргон или другой нейтральный газ. Давление в камере поддерживается несколько ниже атмосферного (на 5-1 мм. вод. ст.), чтобы облегчить операции в перчатках и предотвратить проникновение аэрозолей в помещение.



*Рис. 6.1. Подвижная перчаточная камера для восстановительной плавки*

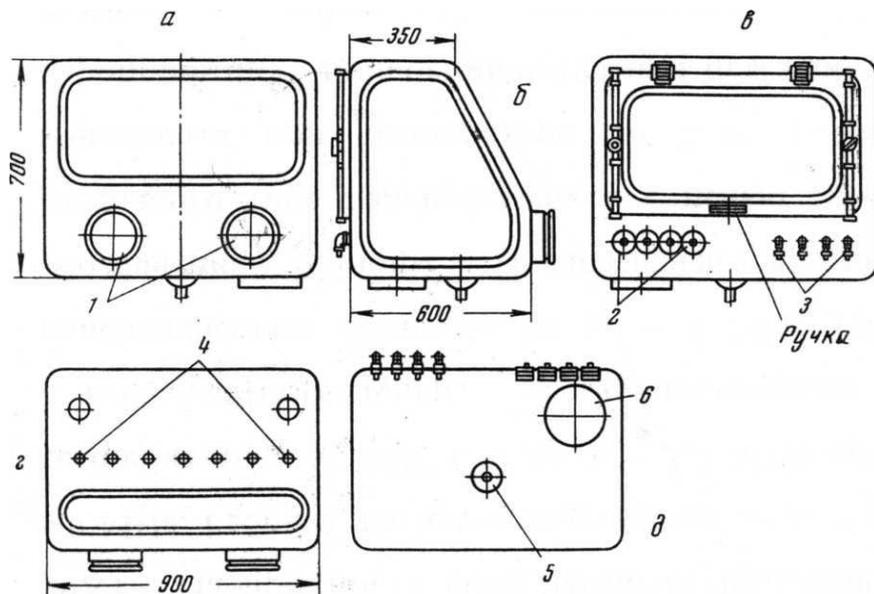


Рис.6.2. Вид перчаточной камеры спереди (а), сбоку (б), сзади (в), сверху (г) и поддон бокса (д)

1 - отверстия для перчаток; 2 - штепсельные розетки; 3- ввод трубопроводов различных назначений; 4 - отверстия для вводов бюреток; 5 - слив в канализацию; б - люк к транспортной тележке

Отверстия для ввода внутрь камеры электрических проводов и других коммуникаций должны быть снабжены сальниковыми устройствами, создающими герметичность. Для улучшения обзора и удобства работы верхняя часть передней стенки камеры иногда делается наклонной.



Рис. 6.3. Пневмокостюмы ЛГ-1 (слева) и ЛГ-2 [2]

Камера снабжается входным шлюзом с герметически закрывающимися люками. Все предметы, выносящиеся из камеры, помещаются в

чистые контейнер, не бывший в камере, и находящийся постоянно в шлюзах.

Для вскрытия камеры, ее ремонта и замены оборудования необходимо располагать специальным небольшим помещением для работы в нем в скафандрах.

Скафандр - герметичный защитный костюм из пластмассовых материалов с поддувом по гибким шлангам воздуха или снабженный кислородным аппаратом. Костюмы подобного типа, разработанные в СССР (рис. 6.3) [2], состоят из легкого прозрачного скафандра, пленочного комбинезона специальной конструкции и воздухоподводящей части - шлангов и вентилятора. Для поддержания нормальных условий потоотделения и нагревания тела требуется подача 150-200 л воздуха в 1 минуту с давлением в точке подсоединения шланга к костюму 500 мм вод. ст. Скафандры незаменимы в аварийных случаях, когда приходится соприкасаться с открытыми плутониевыми препаратами и растворами. В исследовательских лабораториях возможно эксплуатировать подвижные камеры без специального помещения активной зоны. В Аргоннской национальной лаборатории в США линии подвижных камер работали около двух лет без завоза их в активную зону. Однако, когда линии подвижных камер не располагают активной зоной, необходимо очень тщательно дезактивировать внутренность камеры до того, как она должна быть открыта в общее помещение для замены оборудования или ремонта. Эти дополнительные работы, видимо, могут конкурировать по стоимости с затратой на создание активной зоны.

Камеры этого типа успешно используются для различных металлургических работ, таких как плавка, механическая обработка, сварка и др. Особенно этот тип камер удобен для исследовательских работ, когда доступ к камере со всех сторон является очень важным обстоятельством.

Неподвижные камеры. В промышленном производстве плутония установленные неподвижно камеры связаны между собой одной системой служебных коммуникаций. Обычно порядок расположения камер соответствует очередности технологических операций для создания потока. Существуют различные способы расположения камер (рис. 6.4 и 6.7) [4] в такой системе.

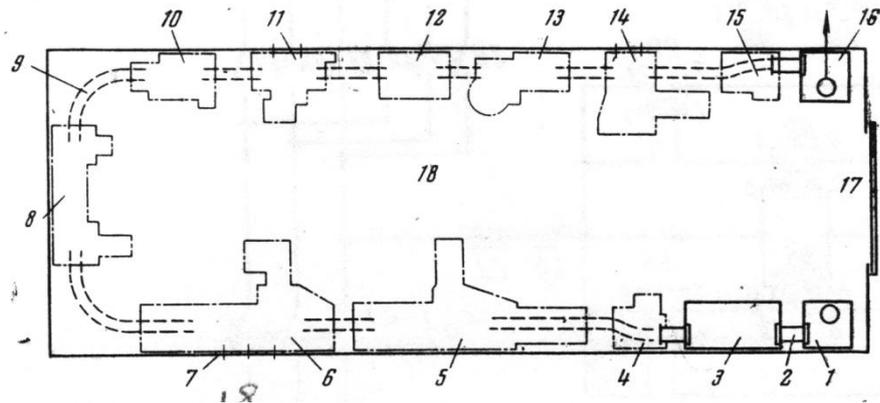


Рис. 6.4. Прямоточная производственная линия камер

1 - приемная камера; 2 - транспортный туннель; 3 - операция I, камерная машина для заполнения чистым инертным газом; 4 - операция 2; 5 - операция 3; 6 - операция 4; 7 - крепление резиновых перчаток; 8 - операция 5; 9 - конвейер; 10 - операция 6; 11 - операция 7; 12 - операция 8; 13 - операция 9; 14 - операция 10; 15 - операция 11; 16 - камера выгрузки материалов; 17 - вход в ремонтный коридор для обслуживания камер; 18 - коридор (заполнен воздухом, который проходит через систему фильтров; площадь радиоактивна)

Чтобы камеры могли нормально эксплуатироваться и заменяться при высокой активности без попадания существенных количеств радиоактивных загрязнений в операторское помещение, камеры, например в Англии, устанавливались вокруг активной зоны. Эта зона специально устроена и оборудована внутри здания и в ней допускается повышенная активность. Персонал в активную зону входит в защитных костюмах исключительно для ремонта или установки нового оборудования в камеры.

Входом служит узкий туннель, через который в активную зону подается поток воздуха со скоростью  $60 \text{ м/мин}$ ; этим удерживается внутри нее загрязненный воздух, который выбрасывается в дымовую трубу в конце активной зоны, очищаясь перед выбросом фильтрами. Главная часть активной зоны разделена на отсеки, в которых установлена аппаратура. Отсеки имеют одну или несколько стенок из органического стекла, отделяющих отсек от чистого операторского помещения. В линии защитных камер только одна сторона оборудована для обслуживания, что ограничивает глубину камер длиной рук человека. Этот недостаток частично устраняется особым расположением камер, при котором камера своей торцевой стороной примыкает к транспортному туннелю и позволяет проводить операций с обеих противоположных длинных сторон камеры или несколько камер, связанных друг с другом последовательно.

Перемещение предметов внутри отсеков и особенно из одного отсека в другой является потенциальным источником радиоактивного загрязнения, поэтому для перемещения предметов применяют пластиковые сумки.

Главное требование к материалам камер заключается в том, чтобы их поверхность как можно меньше загрязнялась активным материалом, который бы легко удалялся с поверхности; одновременно материал камер должен быть стойким по отношению к кислотам и солям, устойчивым против действия радиации и исключая возможность газовой диффузии. Практикой установлено, что к таким материалам относятся нержавеющая сталь и синтетическая резина различных марок (например, вулкан, тиокол, неопрен и др.), а на некоторых операциях и органическое стекло.

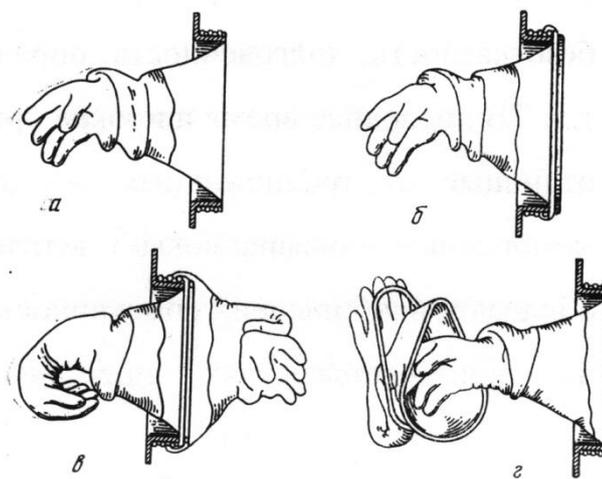


Рис. 6.5. Порядок смены камерных перчаток

*а-перчатка, установленная для использования; б - смена перчатки, 1-й этап; в - то же, 2-й этап (слева - старая перчатка, по которой скользит новая перчатка); г - 3-й этап, старая перчатка и прокладка удаляются (как активные отходы)*

**Перчатки.** Обычно в США применяются перчатки длиной 65 см с толщиной стенки 0,12 мм и толщиной на ладони 0,16 мм. Однако нужно считать, что для более грубых работ металлургического передела толщину резины целесообразно увеличивать до 0,25 и даже 0,5 мм.

Перчатки из чистой резины ввиду абсорбции и пропускания газов, а также плохого сопротивления химикалиям значительно хуже ведут себя при эксплуатации, чем из синтетической резины специального состава в частности неопрена; хотя по механической прочности и удлинению разрыва чистая природная резина значительно превосходит синтетические резины.

Перчатки герметически укрепляются на специальной оправке, смонтированной на стенке камеры. Эта оправка имеет два или три желобка для зажимных колец для натягивания и укрепления перчатки.

Есть много различных приемов смены перчаток без нарушения герметичности камеры и без загрязнения рабочего помещения плутонием. Один из таких приемов, принятый в США, показан по стадиям на рис.6.5

Требования к атмосфере камеры. Все операции, непосредственно связанные с получением металлического плутония и его обработкой, требуют сухой инертной атмосферы, так как плутоний очень реакционноспособный металл, особенно при нагревании. Для этих целей используется аргон, а в США гелий, которые предварительно подвергаются очистке от примесей кислорода, паров воды, а для некоторых операций и от примеси азота. Для снабжения камер аргоном применяется циркуляционная система: аргон подается в камеры из газгольдера, а из камер перекачивается снова в газгольдер, пройдя систему фильтров и аппаратов для очистки.

При лабораторных работах каждая перчаточная камера оборудована устройством для циркуляции и очистки аргона, а также для регулирования давления. В Англии аргон для очистки проходит через печь со стружкой титана и циркония, нагретых до  $800^{\circ}$ .

Существует несколько методов очистки аргона при промышленном получении плутония. В США наиболее распространена очистка аргона кальцием, который применяется в виде стружки длиной примерно 10-13 мм толщиной 1 мм.

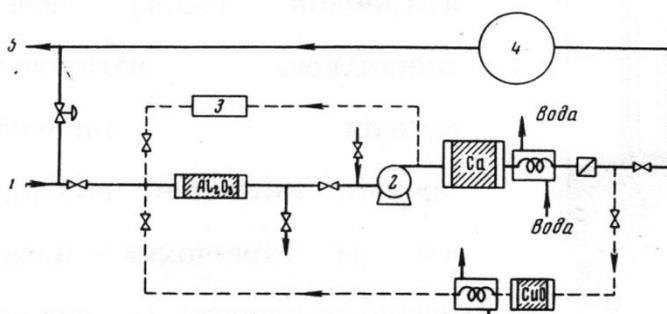


Рис. 6.6. Схема очистки аргона кальцием

1 - вход газа для очистки ; 2 - воздушная подушка; 3 - печь; 4 - газгольдер; 5 - поступление газа в камеру

Стружка нагревается в печи до  $680^{\circ}$  С. Скорость поглощения азота и кислорода уменьшается со временем и резко падает при использовании 30-40% кальция. На практике чистота атмосферы камер зависит почти целиком от подсоса воздуха в камеры через места негерметично-

сти. В производственных условиях содержание кислорода и азота легко поддерживается на уровне 0,002 объемн.% каждого. Обезвоживание (осушка) аргона в США и Англии осуществляется сорбцией, прокаленной окисью алюминия или прокаленным силикагелем. На рис. 8.6 показана схема стандартной установки для осушки аргона окисью алюминия и печи с кальцием для поглощения азота и кислорода.

На некоторых заводах США с большим потреблением аргона ( $17 \text{ м}^3/\text{час}$ ) применяются низкотемпературные установки. Для очистки и обезвоживания аргона используется жидкий кислород (температура плавления -  $183^\circ \text{C}$ ). Обычно на очистку поступает аргон, содержащий 0,2 объемн.% воздуха. После очистки в аргоне содержится от 0,0002 до 0,05% азота и 0,0005% кислорода.

При любом методе очистки, помимо систематических анализов проб газа, в камере должен находиться индикатор газовой чистоты, указывающий на неожиданные изменения чистоты аргона, что свидетельствует о потере камерой герметичности, образовании малых трещин, проколов и других повреждений перчаток.

Обычно каждая камера имеет свою собственную контрольную панель, на которой смонтированы вентили, клапаны для регулирования потока и давления газа, измерительная аппаратура для определения этих величин и какого-либо типа регистратор чистоты атмосферы камер; в случае камер с чистым аргоном это может быть цвет электрического разряда в трубке, наполненной этим газом. Контрольная панель помещается либо непосредственно у камеры, которую они обслуживают, либо вблизи установки для очистки аргона.

В камерах для производства окислов или солей плутония (хлоридов или фторидов) можно применять и не аргон, а азот, достаточно хорошо очищенный от влаги, или даже осушенный воздух, если рабочее пространство печей хлорирования и фторирования герметично изолировано от атмосферы камер.

На экспериментальном заводе Аргоннской национальной лаборатории применяют в качестве инертного газа гелий. Гелиевая система состоит из линии циркуляции (с расходом газа до  $56 \text{ м}^3/\text{мин}$ ) и линии очистки (около  $3 \text{ м}^3/\text{мин}$ ) газа. Во всей линии камер циркулирует одновременно около  $280 \text{ м}^3/\text{мин}$  гелия. Объем натекающего воздуха в камерах не превышает 0,01% от общего объема гелия, что в 8-10 раз меньше производительности линии очистки. В результате различных операций по выгрузке и загрузке камер наблюдается потеря 5,6-11,2  $\text{м}^3$  гелия в неделю.

Гелий не только инертен, но обладает еще большой теплоемкостью, исключительно высокой теплопроводностью и хорошо поддается очистке физическими методами. Кроме того, для обнаружения утечки гелия из системы камер разработаны сверхчувствительные методы.

*Транспортировка.* Связь между камерами осуществляется - через транспортный туннель, по которому движется электрическая тележка. С помощью этой тележки перевозятся и материалы и оборудование.

Успешная работа в камерах в большой степени зависит от работы транспортирующих механизмов, которые должны быть удобными, простыми в обращении и не быть причиной нарушения чистоты инертной атмосферы.

*Работа в камерах.* В линии перчаточных камер описанного типа предметы из чистого операторского помещения прежде всего попадают в шкаф, который соединен с первой перчаточной камерой линии шлюзовым устройством. Первая камера обычно заполнена воздухом и никаких работ с плутонием в ней не производится; она служит для изоляции помещения и вытяжного шкафа от последующих загрязненных камер линии. Туннель для транспортировки предметов из одной камеры в другую также заполнен сухим и чистым аргоном; туннель может отделяться от камеры задвижкой или люком, но лучше все же предусмотреть герметичный люк.

Транспортировка из камер различных плутониевых продуктов (металла, солей или отходов производства), а также предметов оборудования производится после первичной очистки тары или деталей оборудования в камере; затем их транспортируют в контейнерах в камеру, предназначенную для дезактивации наружной поверхности контейнеров и дополнительно предметов оборудования до состояния, допускающего ремонт (после дополнительной дезактивации), захоронение или вынос (после помещения в чистые контейнеры из системы камер).

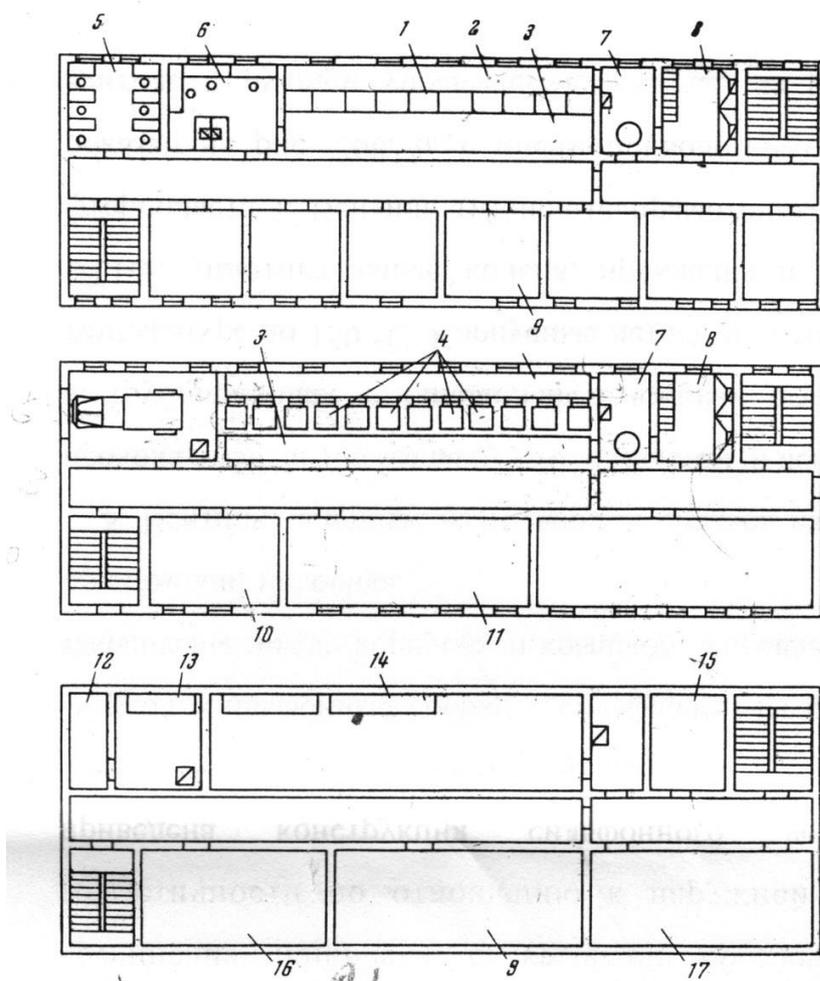
Контрольные приборы, обслуживающие оборудование камер, устанавливаются вне камер с выводом проводов (связанных с датчиками) через герметизированные отверстия в стенках камер.

### **6.3 Трехзональная система размещения помещений**

Для работы с радиоактивными веществами I класса рекомендуется так называемая трехзональная планировка помещений и оборудования (см.рис.6.7). Первой зоной считается внутренний объем камер, в которых размещено технологическое оборудование; вторая зона - ремонтный коридор («грязная» зона), в который может открываться люк камеры для выноса тяжелого оборудования, транспортировки его в моечное

помещение и ремонта; третья зона (более «чистая») - операторский коридор, в котором находится персонал, ведущий работы в камерах через перчатки или с помощью дистанционных манипуляторов. При большом объеме работы возможно расположение этих трех зон в разных этажах.

Вентиляционная система при этом должна быть построена так, чтобы чистый воздух сначала поступал в операторскую, а затем в ремонтную зону и через фильтры в вытяжную вентиляцию.



*Рис. 6.7. Трехзональная планировка*

*1 - легкие боксы; 2 - ремонтный коридор; 3 - операторский коридор; 4 -- тяжелые боксы; 5 - рабочая комната; 6 - чистая лаборатория; 7 - диспетчерская; 8 - мойка и хранение; 9 - вспомогательные помещения чистой зоны; 10 - раздевалка; 11 - санпропускник грязной зоны; 12- мойка; 13 - хранилище; 14 - вскрытие; 15 - хранение грязных отходов; 16 - приточная камера; 17 - вспомогательные помещения грязной зоны*

Однако такая система наряду с положительными сторонами имеет и существенные недостатки, заключающиеся в том, что в ремонтном

коридоре приходится вести работу при открытой камере, хотя, может быть, и дезактивированной предварительно через перчатки.

Наиболее целесообразной, лучшим образом обеспечивающей создание гигиенических условий труда в плутониевом производстве нужно считать следующую систему. Все технологические операции проводятся по возможности в герметизированной аппаратуре с целью максимального уменьшения образования аэрозолей внутри самих камер. Каждая камера или группа последовательно соединенных (люками) камер сообщается с транспортным туннелем, в котором движется тележка, достаточно мощная, чтобы транспортировать детали оборудования, имеющиеся в камерах.

В камерах размещаются только рабочие органы оборудования; все силовые и опорные части оборудования размещаются вне камер, проходя через герметические проемы в дне и стенках камер. Работа в камерах ведется либо через резиновые перчатки, либо с помощью дистанционных манипуляторов в зависимости от мощности гамма- и нейтронного излучения химических соединений и других препаратов плутония, с которыми ведется работа.

В конце транспортного туннеля, связывающего данную систему камер, размещаются достаточно обширные и хорошо оборудованные моечные и дезактивационные камеры.

Ни один контейнер и ни одна деталь оборудования не выносятся из замкнутой системы камер без дезактивации их поверхностей до требований, установленных техникой безопасности, или же детали помещаются в чистые контейнеры, не бывшие внутри системы камер. Ремонт детали оборудования начинается со снятия ее с места работы и дезактивации в той же камере, затем продолжается в моечной камере с тщательной дезактивацией и заканчивается в камерах же и шкафах ремонтных цехов.

Контейнеры с продуктами и мелкими деталями оборудования и крупные детали транспортируются по ремонтному коридору, который должен быть почти так же чист, как и операторская зона.

Внутренний объем камер не должен сообщаться с вентиляционной системой.

#### **6.4 Строительные особенности помещений для производства плутония**

Стены, потолки, полы, двери должны быть гладкими, легко обмываемыми, без щелей; их следует покрывать полихлорвиниловыми пластикатами. Швы покрытий должны быть сваренными или тщательно зашпаклеванными. Края пластиката на полу должны быть приподняты с

закруглением на высоту до 20 см и заделаны заподлицо со стеной. Полы должны иметь трапы и уклоны в их сторону для стока воды и растворов в спецканализацию. Все коммуникации должны быть расположены за потолком или под полом.

Окрашивание стен на всю высоту масляной краской разрешается только для работ с веществами II класса. Переплеты окон должны иметь простейшие профили обвязок и горбыльков. Окна должны быть без подоконников или со скошенными подоконниками.

Наиболее легко поддается дезактивации обычное силикатное стекло из которого также можно сооружать стены и перегородки. Может использоваться также полиэтиленовая пленка толщиной 0,25-0,3 мм для покрытия стен и потолков с периодической ее заменой.

Для улавливания радиоактивных аэрозолей также целесообразно покрытие стен и потолков пленкой с клеящим слоем, со сменой по мере загрязнения.

Мебель (столы, стулья, табуреты, шкафы) следует изготавливать из материалов, не сорбирующих аэрозоли и не впитывающих растворов - нержавеющей стали, пластикатов, стекла. Форма мебели должна быть простой и гладкой, обеспечивающей легкую дезактивацию.

## **6.5 Требования к вентиляции**

Основные проектные критерии могут быть сформулированы следующим образом:

1. воздушные загрязнения должны быть локализованы и направлены в вентиляционную систему вблизи от источника их образования;
2. потери урана в атмосферу должны быть сведены к минимуму соответствующей очисткой вентиляционных газов и воздушных сбросов из вытяжных колпаков и перчаточных боксов;
3. для соблюдения норм ядерной безопасности необходимо предупреждать накопление чрезмерных количеств плутония, обогащенного урана в системе вытяжной вентиляции. Должен быть сведен к минимуму путь газа по трубам от рабочего аппарата до фильтра. Кроме того, в проекте необходимо заложить возможность осмотра вентиляционной системы;
4. приточный воздух, подаваемый в производственные помещения, нельзя использовать повторно.

Загрязнение воздуха ураном редко оказывается серьезной проблемой при переработке жидкостей или суспензий в закрытых помещениях. Конечно, как и на обычных химических заводах, должны быть приняты меры по очистке воздуха от испарений кислот и органических веществ.

Для таких помещений обычно достаточно, если воздух обновляется полностью от 15 до 20 раз в час.

В помещениях, где обрабатываются пылящие вещества или проводится механическая обработка металла, как правило, чистый подогретый воздух вводится в рабочие помещения через металлические диффузоры (или вблизи) потолка и, минуя зону, где находятся люди, выводится из помещения снизу через вытяжки, осушающие емкости, и отводную вентиляцию, находящиеся на уровне пола. Процессы, при осуществлении которых получается много пыли, должны проводиться в герметизированных емкостях (или на установках должны предусматриваться вытяжки). Вытяжки или перчаточные боксы обычно изготавливаются из нержавеющей стали или чистого пластика. Поверхности должны быть гладкими, легко поддающимися очистке, с минимальным числом перегибов, выступов и впадин.

Типичная вентиляционная система при работе с пылящими веществами может состоять из фильтра предварительной очистки (огнестойкий фетр или набивка из стекловолокна, предназначенного для отделения частиц размером свыше 25 мк) и одного или двух комплектов гофрированных абсолютных фильтров, задерживающих до 99,97% всей пыли.

В зависимости от количества пыли могут быть использованы другие типы устройств для очистки воздуха - циклоны, чехольчатые фильтры автоматической очистки и влажные газоочистители (скрубберы). Применение влажной очистки усложняется тем, что вода (в качестве замедлителя) может способствовать возникновению цепной реакции. При проведении процессов с пылящими веществами может потребоваться до 60 смен воздуха за 1 ч в рабочем помещении в зависимости от объема вытяжного колпака или сухого бокса.

Воздух, содержащий пыль, проходит последовательно через циклон с безопасной геометрией, через чехольчатые фильтры автоматической очистки (также с безопасной геометрией) и, наконец, через гофрированный абсолютный фильтр. Следует заметить, что забор воздуха в систему осуществляется специальным направляющим фильтром.

## **6.6 Система сигнализации**

Большое значение имеет организация централизованного контрольного пункта для принятия мер при аварии. В качестве контрольного пункта следует выбрать такое помещение, где всегда присутствует кто-нибудь из обслуживающего персонала. Примером такого подходящего места служит подвал под входной будкой.

Контрольный пункт должен быть снабжен двумя видами связи с основными цехами завода. В контрольном пункте нужно иметь полный список обслуживающего персонала завода с указанием их местонахождения. Систему связи необходимо обеспечить аварийным источником энергии, гарантирующим ее безотказное функционирование.

#### Средства радиационного контроля

Местные системы радиационного контроля предназначены для подачи сигнала тревоги при СЦР или других явлениях, обусловивших ненормально высокий уровень радиации. КАЭ требует утверждения таких контрольных систем при выдаче всех лицензий, предусматривающих работу с более чем 500 г  $U^{235}$ . Местные дозиметры служат для измерения отношения доз  $\gamma$ - и нейтронного облучения в различных отделениях в случае возникновения критической композиции.

### 6.7 Радиационный контроль

Желательно, чтобы системы радиационного контроля указывали приблизительно место источника излучения и уровень радиации в различных пунктах установки. Промедление в несколько секунд при возникновении СЦР может привести к смерти. Поэтому необходимо, чтобы сигнализационная система срабатывала быстро, не давала ложных сигналов тревоги, чтобы сигналы были специфическими и хорошо воспринимаемыми на слух. По организации системы сигнализации могут быть даны следующие рекомендации.

1. Система, которая подает сигнал тревоги и эвакуации обслуживающего персонала и указывает место источника радиации, должна быть полностью отделена от системы, измеряющей уровень радиации при возникновении СЦР. Измерительная система ведет непрерывную запись интенсивности излучения в большом интервале во многих отделениях. Местные контрольные датчики и звуковая система тревоги должны быть настроены на достаточно высокий уровень радиации во избежание подачи сигнала без возникновения СЦР. Однако этот уровень должен быть таким, чтобы взрыв, сопровождающийся  $10^{16}$  распадов, привел сигнализационную систему в действие.

2. Звуковая сигнализация и местная система должны реагировать на  $\gamma$ -излучение (а также на нейтронное), но не на  $\beta$  и  $\alpha$ -частицы. В качестве датчика системы следует применять ионизационную камеру, а не сцинтилляционный кристалл или трубку Гейгера - Мюллера. В связи с тем, что продолжительность радиационного взрыва может быть от нескольких миллисекунд до нескольких секунд, показание интенсивности чувствительного прибора не может быть таким точным,

как показания интегрирующего прибора, поэтому ему отдается предпочтение.

3. Сигналы тревоги должны действовать непрерывно, независимо от спада уровня радиации ниже точки подачи тревоги. В целях максимальной надежности система должна быть устроена таким образом, чтобы для приведения ее в действие было достаточно сигналов от двух из трех приборов.

4. Измерительная система может включать сцинтилляционный счетчик совместно с усилителем, логарифмическим интенсиметром и подходящим дистанционным измерительным оборудованием. С другой стороны, для измерения может быть использован аргонный гаммаграф.

*Местные дозиметры.* Целесообразно применять пороговые детекторы с гамма датчиками. Полная система порогового детектора включает  $\text{Pu}^{239}$ ,  $\text{Np}^{237}$ ,  $\text{U}^{238}$  и серу. Эта система дает спектр нейтронов, позволяющий рассчитать с достаточной точностью дозу облучения ткани в пределах  $\pm 10\%$  на дозиметре. Число распадов в различных частях детекторов может быть определено сцинтилляционными счетчиками. Число дозиметров, необходимых для установки, должно быть определено из сопоставления ее стоимости и возможности возникновения поблизости СЦР.

## **7. НЕКОНТРОЛИРУЕМЫЕ ВСПЫШКИ СЦР ДЕЛЕНИЯ В СИСТЕМАХ, СОДЕРЖАЩИХ ДЕЛЯЩИЕСЯ ВЕЩЕСТВА**

### **7.1 Причины аварий**

Неконтролируемые вспышки цепной реакции в системах, содержащих делящиеся материалы, а также в экспериментальных ядерных реакторах могут привести к опасным последствиям для персонала и оборудования. Выше подробно анализировались основные факторы, влияющие на критичность систем, содержащих делящиеся вещества (форма активной зоны, отражатель, замедлитель, поглотитель, взаимодействие и т. д.). Для определения условий ядерной безопасности полезны также анализ причин возникновения неконтролируемых вспышек цепной реакции деления, изучение характеристик таких вспышек, их кинетики и величины энерговыделения, детальное рассмотрение гасящих механизмов и возможных последствий аварий.

Рассмотрим наиболее общее выражение для величины эффективного коэффициента размножения:

Для реакторов на тепловых нейтронах при активной зоне с водным раствором делящихся веществ приведенное выражение может быть записано в виде:

где  $K_{\infty} = \eta \epsilon p f$ ;  $L^2 + \tau = M^2$  - квадрат длины миграции.

Лапласиан для случая цилиндрического реактора равен:

$$x^2 = x_R^2 + x_H^2 = \left( \frac{2,405}{R + \delta R} \right)^2 + \left( \frac{\pi}{H + 2\delta H} \right)^2$$

где  $\delta R$  и  $\delta H$  - эффективные добавки отражателя для реактора с отражателем или длины экстраполяции для реактора без отражателя.

Ниже перечислены различные причины возможных или уже бывших аварий, вызванных случайным возрастанием величины  $K_{эфф}$ .

**а) Аварии, обусловленные увеличением значения  $K_{\infty}$ :**

1) Повышение концентрации урана в процессе растворения или осаждения в больших емкостях, содержащих растворы урана; выпадение в осадок соединений кадмия или бора из смесей растворов урана и указанных поглотителей. В этих случаях наблюдается увеличение значения  $\theta$ .

2) Попадание воды внутрь тепловыделяющих элементов в уран-графитовых гетерогенных критических сборках. Предполагается, что тепловыделяющие элементы изготовлены из малообогащенного урана. В этом случае происходит увеличение вероятности избежать резонансного захвата  $\varphi$ .

3) Попадание воды в активную зону промежуточных реакторов (часть эффекта увеличения  $K_{эфф}$  объясняется ростом при смягчении спектра нейтронов).

**б) Аварии, обусловленные уменьшением утечки нейтронов:**

1) Увеличение размеров активной зоны. Как следует из выражения для лапласиана цилиндрического реактора, особенно опасным является увеличение меньшего из двух размеров.

2) Приближение формы активной зоны к сферической. Рассмотрим под критический реактор в виде плоского слоя раствора урана, например раствор в цилиндрическом сосуде большого диаметра, имеющем высоту значительно меньше диаметра сосуда. При наклоне сосуда заметная часть раствора принимает форму, близкую к сфере. Другим вариантом этого случая является изменение положения горизонтально расположенного цилиндрического сосуда, не полностью заполненного раствором урана. Аналогичная картина получается при образовании волны на поверхности плоского слоя раствора урана. Волна может образоваться от любого удара, в том числе при падении в раствор какого-

либо предмета. Опасность представляет даже падение поглощающих стержней. К этой же категории относятся аварии, вызванные переливанием раствора урана из сосудов безопасных размеров в сосуды опасных размеров.

3) Увеличение эффективности отражателя. В этом случае происходит увеличение эффективных размеров активной зоны на величину экономии отражателя. Например, появление водяного отражателя увеличивает эффективные размеры активной зоны без отражателя примерно на 3,3 см. Такое увеличение эффективного размера для сферического реактора диаметром 40 см приведет к увеличению реактивности более чем на 15%. Масштаб этой величины (около 20  $\beta$ ) свидетельствует об опасности случайного увеличения эффективности отражателя и тем более его внезапного возникновения. Специальные опыты по изучению возможных последствий попадания малогабаритного реактора с бериллиевым отражателем толщиной примерно 10 см в воду показали, что реактивность при этом может увеличиваться на 7%.

4) Увеличение плотности активной зоны или отражателя. Для малогабаритных реакторов, состоящих из отдельных секций, уменьшение пористости может произойти при механическом уплотнении. Во многих случаях попадание воды в активную зону реакторов снижает утечку нейтронов, особенно в случае малогабаритных реакторов.

**в) Аварии, связанные со случайным извлечением гетерогенных поглотителей нейтронов:**

1) Частичное или полное извлечение поглощающих стержней. Особенно характерен случай, когда решетка поглощающих стержней компенсирует большую избыточную реактивность и извлечение одного стержня может привести к образованию критического локального реактора в районе, откуда извлечен стержень.

2) Превышение допустимой скорости извлечения поглотителя в экспериментах по изучению контролируемых вспышек цепной реакции; иногда это происходит из-за переоценки эффективности механизмов, гасящих реакцию.

3) Маловероятный, но весьма опасный случай возможен, когда в результате предыдущей вспышки цепной реакции происходит растворение, расплавление или выбрасывание гетерогенных поглотителей, компенсирующих большую избыточную реактивность.

**г) Некоторые другие аварии:**

1) Если реактор или критическая сборка имеет отрицательный температурный коэффициент реактивности, то охлаждение реактора приводит к росту величины  $K_{эфф}$ , что может вызвать аварию.

2) Перераспределение загрузки урана в гетерогенном реакторе из области с меньшими значениями потока нейтронов и их ценности в область с более высокими значениями этих величин, например при перегрузке части периферийных тепловыделяющих элементов в тепловую колонну, расположенную в центре реактора, вызывает образование избыточной реактивности.

3) Случайное увеличение взаимодействия подкритическихборок также может привести к вспышке цепной реакции деления.

## **7.2 Аварийные случаи**

Ниже кратко описаны некоторые аварии в системах с делящимися веществами, доложенные на симпозиуме по критическому контролю в Карлсруэ в 1961 г. [56].

### **7.2.1 Лос-Аламос, 1945 г.**

Сборка состояла из двух плутониевых полусфер, облицованных никелем толщиной 0,13 мм. Плотность плутония равнялась  $15,7 \text{ г/см}^3$ , общий вес его 6,2 кг. Сферу обкладывали вручную кубиками из карбида вольфрама весом 4,4 кг каждый. Поднося к сборке последний кубик, экспериментатор заметил по прибору, регистрировавшему нейтроны, что сборка близка к критической. Он отдернул руку, однако кубик упал на сборку, увеличив отражатель. Мгновенно произошла вспышка цепной реакции, эквивалентной  $10^{16}$  делений. Экспериментатор разрушил сборку руками. Он умер через 28 дней в результате переоблучения дозой 800 р.

### **7.2.2 Лос-Аламос, 1946 г.**

Второй случай неконтролируемой вспышки цепной реакции произошел на сборке, состоящей из тех же плутониевых полусфер, окруженных бериллиевыми полуоболочками. Экспериментатор, регулируя зазор между полуоболочками с помощью отвертки, неожиданно выронил ее. Бериллиевые полуоболочки сомкнулись, что явилось причиной внезапной вспышки цепной реакции, в результате которой в сборке произошло  $3 \cdot 10^{15}$  делений. Физик, проводивший эксперимент, умер через девять дней в результате переоблучения дозой 900 р.

### **7.2.3 Лос-Аламос, 1949 г.**

Авария произошла при испытании двух новых регулирующих стержней. Реактор представлял собой сферу из нержавеющей стали

диаметром 30,5 см, содержащую 13,6 л водного раствора уранилнитрата с концентрацией 73,5 г/л по  $U^{235}$ . Сфера была окружена толстой графитовой оболочкой. После нескольких испытаний каждого стержня в отдельности началось изучение их совместного действия. После извлечения их на короткое время из раствора реактор оказался надкритическим на мгновенных нейтронах с реактивностью 0,03 β, и нейтронный поток стал возрастать с периодом 0,16 сек. В следующую секунду стержни были одновременно сброшены.

Температура раствора, согласно показаниям термометра, повысилась на 25° С, что позволило оценить выделение энергии во время этой аварии. Оно оказалось эквивалентным  $(3\div 4) \cdot 10^{16}$  делений. В результате этой аварии оператор был переоблучен дозой 2,5 р, оборудование не пострадало.

#### **7.2.4 Ханфорд, 1951 г.**

Реактор имел вид сферы диаметром 51 см без отражателя, в которой содержалось 1,15 кг плутония в виде раствора нитрата. Неконтролируемая вспышка цепной реакции произошла в результате недопустимо быстрого дистанционного извлечения из реактора регулирующих стержней. Во время аварии выделилась энергия, эквивалентная  $8 \cdot 10^{16}$  делений. Небольшое количество раствора было выброшено через верхний сальник сферы, воздух в помещении загрязнился. Персонал не пострадал.

#### **7.2.5 Лос-Аламос, 1951 г.**

Реактор представлял собой бак с водой, в котором располагались два цилиндра из обогащенного до 93% урана с целью определения минимального критического расстояния между ними. Левый цилиндр содержал 24,4 кг урана и был покрыт кадмиевым экраном. Правый представлял собой полый цилиндр весом 38,5 кг, внутри он был покрыт кадмием и залит парафином. На случай аварии было предусмотрено: а) быстрый подъем левого цилиндра из воды; б) откачка воды из бака; в) падение в реактор экрана из кадмия.

После окончания эксперимента система стала приводиться тремя защитными устройствами в безопасное состояние. Во время извлечения левого цилиндра возникла неконтролируемая вспышка цепной реакции и в системе произошло  $10^{17}$  делений. Причина аварии заключалась в том, что во время извлечения левого цилиндра возникли силы Бернулли, которые приблизили этот цилиндр ко второму цилиндру, при этом взаимодействие между ними возросло. Два других защитных мероприя-

тия не в состоянии были предупредить аварию, так как по сравнению с первым они действовали более медленно.

#### **7.2.6 Лос-Аламос, 1952 г.**

Установка представляла собой цилиндр без отражателя, собранный из пластин урана 93%-ного обогащения. Пластины из урана имели диаметр 26,7 см и толщину 0,8 см.

Сборка состояла из двух половин, которые могли перемещаться вверх- вниз. Предварительно шестью пластинами была загружена нижняя половина. В верхнюю половину загрузили три пластины, а затем еще одну. Из графика зависимости обратного умножения нейтронов источника от количества пластин было очевидно, что добавлять одиннадцатую пластину опасно.

Однако два оператора независимо друг от друга допустили ошибку, и одиннадцатая пластина была догружена. В результате мгновенной неконтролируемой вспышки цепной реакции выделилась энергия, эквивалентная  $1,5 \cdot 10^{16}$  делений. Всего в эксперименте было 93 кг урана.

В результате аварии никто не пострадал; разрушений и загрязнений не было. Реакцию остановило автоматическое раздвижение двух половин системы.

#### **7.2.7 Чок-Ривер. Канада, 1952 г.**

Реактор NRX представляет собой систему на природном уране с тяжеловодным замедлителем; урановые стержни охлаждались обычной водой, циркулирующей между покрывающим стержень алюминием и коаксиальным с ним алюминиевым цилиндром. 198 тепловыделяющих элементов и контрольные стержни были размещены в цилиндре из графита диаметром 267 см и высотой 320 см.

Ввиду сложной серии ошибок оператора и недостатков в электрической и механической цепях аварийной защиты реактор стал надкритическим с реактивностью около 0,6 р. Вначале мощность увеличивалась быстро, но при медленном опускании поглощающего контрольного стержня скорость возрастания мощности стала уменьшаться, и возможно, что при мощности около 20 Мвт возрастание мощности могло бы прекратиться и реакция деления была бы контролируемой, так как охлаждающая стержни вода при мощности 17-20 Мвт могла бы закипеть и уменьшить этим реактивность.

Уровень мощности 20 Мвт был вполне допустим для данного реактора. Однако в это время были запланированы эксперименты, требующие удаления охлаждающей воды из некоторых тепловыделяющих

элементов, в результате чего реактивность не уменьшилась и мощность продолжала возрастать с периодом между 10 и 15 сек. Когда мощность достигла 60-90 Мвт, закипела тяжелая вода, и реакция деления прекратилась. Полная энергия, выделенная за весь разгон, оценивается в 4000 Мвт·сек, что составляет  $1,2 \cdot 10^{20}$  делений. Активная зона и цилиндр были сильно повреждены. Долгоживущие продукты деления активностью 104 кюри были удалены из активной зоны с помощью промывки большим количеством воды. Персонал облучился незначительно. Реактор более года не работал.

#### **7.2.8 Ок-Ридж, 1954 г.**

Исследовательская сборка представляла собой кольцевой цилиндрический реактор, в котором находилось 55,4 л водного раствора  $UO_2F_2$  (18,3 кг урана 93%-ного обогащения). Внешний цилиндр имел диаметр 25,4 см, внутренний, изготовленный из кадмия, 5 см. Высота раствора в реакторе достигала 101 см, что делало его весьма близким к критическому.

Неожиданно центральный кадмиевый цилиндр потерял устойчивость и стал наклоняться. При этом отрицательная реактивность, вносимая стержнем, уменьшилась, и система стала надкритической. В результате вспышки цепной реакции в растворе выделилась энергия, эквивалентная  $10^{17}$  делений. Раствор частично вылился из бака. Благодаря достаточной защите персонал был облучен дозами, не превышающими 0,9 р.

#### **7.2.9 Айдахо, 1955 г.**

Реактор ЕВК-1 создан для изучения расширенного воспроизводства и возможности охлаждения реакторов жидкими металлами. Активная зона - цилиндрическая с высокообогащенным ураном. Стержни охлаждались сплавом NaK. Вес активной зоны равнялся 52 кг. В последнем эксперименте предусматривалось оценить коэффициенты реактивности и, в частности, изучить влияние положительных коэффициентов реактивности в случае циркуляции теплоносителя. Для этого систему сделали надкритической с периодом 60 сек на мощности 50 вт. Через 300 сек, когда мощность стала равна 1 Мвт, период уменьшился до 0,9 сек, а температура активной зоны сильно возросла.

В системе появился аварийный сигнал, но вместо того чтобы в соответствии с аварийным сигналом сбросить вниз зону воспроизводства из природного урана, начали двигать контролируемые стержни. Изменение реактивности вызвало падение мощности, но оно было не эквива-

лентно положительной реактивности, которая появилась вследствие изгиба тепловыделяющих элементов и связанного с этим уплотнения системы. С опозданием не более чем на 2 сек аварийное состояние было ликвидировано падением отражателя. После обследования выяснили, что половина активной зоны расплавилась, а сплав NaK, испарившись, проник в отражатель. Неконтролируемый разгон был остановлен падением отражателя после достижения максимальной мощности 9-10 Мвт. Полная выделившаяся энергия, равная 14 Мвт·сек, была эквивалентна  $4,6 \cdot 10^{17}$  делений. Никто во время аварии не получил более допустимой дозы (от аэрозолей продуктов деления).

#### **7.2.10 Лос-Аламос, 1956 г.**

Авария произошла во время экспериментального определения критической массы урана при наличии водородсодержащего отражателя. Активная зона в виде псевдосферы из маленьких кубиков урана была собрана в полиэтиленовом кубическом ящике со стороной 15,24 см. Вес урана равнялся 35,4 кг. Пустоты в полиэтиленовом ящике заполнили полиэтиленовыми кубиками. Всю систему поместили в большой бак, который затем наполнили водой.

Система стала критической до того, как вода полностью залила полиэтиленовый ящик. Положение усугубилось тем, что в системе не был создан механизм аварийной защиты, а клапан водоотводящей системы находился в 4,5 м от бака. До того как через 5 или 10 сек система была возвращена в безопасное подкритическое состояние, произошла неконтролируемая вспышка цепной реакции, причем выделилась энергия, эквивалентная  $(3 \div 4) \cdot 10^{16}$  делений.

Обследование полиэтиленового ящика показало, что он не был водонепроницаемым, и вода медленно заполняла воздушные зазоры в урановой кладке по мере залива бака. Дополнительный водяной замедлитель в системе явился причиной аварии. Два человека были переоблучены дозами 66 р.

#### **7.2.11 Ок-Ридж, 1956 г.**

Авария произошла на исследовательской критической сборке, которая представляла собой цилиндрический бак диаметром 76 см. В баке находилось 58,9 л водного раствора  $UO_2F_2$ , содержащего 27,7 кг  $U^{235}$ .

В процессе экспериментов предполагалось определить некоторые параметры реактора методом измерения небольших периодов разгона. Аварийный сброс поглотителя в раствор должен был произойти, когда период разгона реактора уменьшался до 10 сек.

В момент достижения этого периода сработала аварийная защита. В бак упал кадмиевый экран, но одновременно с этим произошла мгновенная вспышка цепной реакции. В системе выделилась энергия, эквивалентная  $1,6 \cdot 10^{17}$  делений, и часть раствора была выплеснута из бака. Причины аварии объясняются следующим образом.

Так как диаметр бака (76 см) был значительно больше высоты (12,7 см) раствора в нем, то даже незначительное увеличение высоты раствора в такой системе может вызвать увеличение реактивности, достаточное для возникновения неконтролируемой цепной реакции. Волна, возникшая вследствие падения кадмиевого экрана, частично повысила уровень в баке, что и явилось причиной аварии.

#### **7.2.12 Лос-Аламос, 1957 г.**

Авария произошла на установке Lady Godiva. Этот реактор без отражателя состоял из трех независимых секций, которые при соединении могли образовать сферу. Центральная часть сферы была укреплена неподвижно, в то время как верхняя и нижняя секции могли раздвигаться двумя механизмами аварийной защиты. Реактор имел дистанционное управление и был рассчитан на получение нейтронных вспышек высокой интенсивности. В данном случае близко к реактору были пододвинуты большие количества графита и полиэтилена для облучения их быстрыми нейтронами. Эти материалы сыграли роль отражателя, что не учли при подготовке и проведении планируемой вспышки нейтронов. Присутствие графита и полиэтилена дополнительно повысило реактивность системы. В результате этого уровень выделения энергии во время вспышки превысил допустимый в 12 раз и оказался эквивалентным  $1,2 \cdot 10^{17}$  делений. Реактор и все оборудование сильно пострадали.

#### **7.2.13 Лос-Аламос, 1958 г.**

Авария произошла при очистке и извлечении плутония из отходов, получаемых в результате восстановительных процессов. Раствор содержал не более 0,1 г/л плутония и следы  $\text{Am}^{241}$ . Этот раствор в объеме 196 л ошибочно перелили в сосуд из нержавеющей стали объемом 850 л, в котором уже находилось 295 л водно-органической эмульсии плутония. Диаметр сосуда был равен 96,6 см. Добавление 196 л раствора, имевшего азотную кислоту, привело к разделению фаз. Верхний слой раствора объемом 330 л содержал 3,27 кг плутония и по оценкам был близок к критическому.

Когда включили мешалку, то в первый момент нижний слой прижался к стенкам, а верхний занял освободившееся место и принял фор-

му, близкую к сферической, что и явилось причиной возникновения аварии. При этом выделилась энергия, эквивалентная  $1,5 \cdot 10^{17}$  делений. В результате аварии погиб оператор, получивший дозу 12 *кр* (ошибка оценки равна 50%). Два других оператора получили 134 и 53 *р*. Загрязнений и порчи оборудования не было, однако бак сдвинулся на 1 *см* со своего места.

### 7.2.14 Винка, Югославия, 1958 г.

Реактор представлял собой систему стержней из природного урана без отражателя с замедлителем из тяжелой воды. Покрытые алюминием стержни имели диаметр 2,5 *см* и длину 210 *см*, вся активная зона содержала 3,995 *кг*  $U^{235}$  в объеме 6,36  $m^3$ . В реакторе имелись два регулирующих стержня из кадмия, но они не были соединены с детектором нейтронного потока. Для контроля реактивности системы использовали уровень воды (критический уровень равнялся 178 *см*).

Во время аварии ни один из дозиметрических, аварийных или автоматически обеспечивающих контроль безопасности приборов не действовал. Система стала надкритической вследствие появления непредполагаемого и неконтролируемого уровня замедлителя из тяжелой воды. Шесть человек, находившихся в реакторном помещении в 4 и 6 *м* от установки, первыми обнаружили цепную реакцию по запаху озона. Тут же был использован кадмиевый запорный стержень для остановки реактора, но к этому времени выделилось уже 80 *Мвт·сек* энергии за интервал времени, оцениваемый в 3-7 *мин*.

Изменение уровня  $D_2O$  на 1 *см* соответствовало изменению реактивности в  $\frac{\Delta K}{K}$  на 1,5%. Насосы действовали с одной из двух скоростей: или 2,5, или 0,8 *см/мин*. Тем не менее, даже нижняя скорость была несовместима со скоростью разгона аппарата: работа насоса со скоростью 0,8 *см/мин* за 3 *мин* увеличивает реактивность до 3,6%, и выделенная энергия была бы больше 80 *Мвт·сек*. Так как выделившееся количество энергии повысило температуру только на 3,5 °С, то можно заключить, что насос действовал с меньшей скоростью, чем сообщалось, или что изменение реактивности на единицу высоты залива воды было меньше чем 1,5%.

Радиация была очень интенсивной, сотрудники получили следующие дозы: 400, 700, 850, 850, 850 и 1100 *фэр*; один из сотрудников умер. Количество делений за время взрыва составило  $2,6 \cdot 10^{18}$ . О разрушениях реактора не сообщается.

### **7.2.15 Ок-Ридж, 1958 г.**

Авария произошла в цехе, где производили химическое извлечение обогащенного урана из различных растворов. В это время цех ремонтировали и реконструировали. В результате неудачного расположения вентиляей, а также ошибок оператора в бак диаметром 55,2 см и высотой 92 см был залит концентрированный раствор  $U^{235}$ , затем туда же стали поступать промывные воды со следами урана.

Вспышка цепной реакции произошла в тот момент, когда объем раствора в баке составлял 56 л. Содержание  $U^{235}$  в баке в это время равнялось 2,5 кг. Аварию обнаружили по срабатыванию борных камер, находившихся на расстоянии 400 м от того места, где стоял бак. По лентам самописцев можно было заключить, что в течение первых 15 сек произошли две вспышки цепной реакции, а затем мощность энерговыделения осциллировала еще несколько раз в течение последующих 2,6 мин. Затем в течение последующих 18 мин интенсивность излучения медленно спадала до величины, превышающей фон в пять раз. Реакция прекратилась ввиду кипения и поступления в бак чистой воды. Всего за время аварии выделилась энергия, эквивалентная  $1,3 \cdot 10^{18}$  делений. Оборудование не пострадало. Семь человек из обслуживающего персонала были переоблучены следующими дозами: 461, 431, 428, 413, 298, 86,5 и 28,8 р.

### **7.2.16 Айдахо, 1959 г.**

Авария произошла во время переработки отработанных тепловыделяющих элементов различных реакторов. Раствор уранилнитрата, содержащий 34 кг урана с 93%-ным обогащением, хранился в безопасном контейнере. Концентрация урана была 170 г/л. Ошибочно 200 л этого раствора залили в бак большого объема, в котором уже содержалось 600 л воды. В результате возникшей неконтролируемой цепной реакции выделилась энергия, эквивалентная  $4 \cdot 10^{19}$  делений, и 400 л воды выкипело. Два сотрудника подверглись  $\gamma$ -облучению дозами 50 и 32 р. Оборудование осталось целым.

### **7.2.17 Айдахо, 1961 г.**

Считают, что авария произошла из-за воздушных подушек, образовавшихся в передаточных трубах диаметром 12,7 см. Воздух в полостях, в которых создалось высокое давление, выбросил из труб безопасного диаметра 40 л раствора уранилнитрата в цилиндр диаметром 60 см и высотой 120 см. Концентрация  $U^{235}$  в растворе равнялась 200 г/л. В резуль-

тате аварии выделилась энергия, эквивалентная  $6 \cdot 10^{17}$  делений. По сигналу тревоги весь персонал покинул завод. Однако операторы оставались около часа на своих местах. Оборудование не пострадало. Полный отчет об этой аварии не опубликован.

#### **7.2.18 Айдахо, 1961 г.**

Реактор SL-1, на котором произошла авария, представлял собой систему на кипящей воде тепловой мощностью 3 *Мвт*. Тепловыделяющие элементы из обогащенного урана были покрыты алюминием. Замедлителем и теплоносителем являлась вода. Реактор был рассчитан на трехлетнюю кампанию и имел избыточное количество  $U^{235}$ . Этот избыток компенсировался поглощающими пластинами из бора и кадмия.

По-видимому, пластины вследствие коррозии и деформации постепенно становились все менее эффективными. Реактор находился в работе уже два года, когда 23 декабря 1960 г. он был остановлен на десять дней. Три человека, получившие после этого указание приготовить реактор к работе, привели в действие контрольные стержни. Во время данной операции, очевидно, и произошла авария. По оценкам, мощность выделения энергии в процессе вспышки достигла 50 *Мвт*. Это увеличило давление в реакторе до нескольких десятков атмосфер. Реактор был сильно разрушен. Два человека убиты, а третий погиб через 2 ч из-за повреждения головы. Радиационные поля в реакторном помещении были высокими (500-1000 *р/ч*).

#### **7.2.19 Ханфорд, 1962 г.**

Неконтролируемая вспышка цепной реакции возникла случайно в незащищенном баке на экстракционной установке для регенерации плутония. Этот бак входил в вакуумную систему перекачивания растворов из одной части установки в другую. Он имел емкость 69 л, диаметр 45,7 см. Стенки бака были сделаны из стекла пирекс толщиной около 1 см. Нижняя стальная плита, игравшая роль отражателя, имела толщину 2,5 см.

Согласно правилам ядерной безопасности, для данного бака концентрация плутония выше 3 *г/л* недопустима. Непосредственно перед аварией через этот бак пропустили 200 л раствора плутония с концентрацией 2 *г/л* из одной емкости в другую для осаждения и извлечения плутония из органической фазы. В результате того, что один из вентилях случайно оказался открытым, в бак поступил концентрированный раствор, содержащий 1500 *г* плутония (концентрация была 45 *г/л*), и образовал подкритическую систему. Дальнейшее возрастание реактивно-

сти можно объяснить проникновением в бак органического раствора с примесями плутония из верхних слоев смежной емкости или поступлением разбавленной азотной кислоты. В результате этого объем раствора в баке стал возрастать с 45 до 46 л, что и вызвало появление первой вспышки цепной реакции, эквивалентной  $10^{16}$  делений. Отчетливо было видно голубое свечение. Мгновенно раздался сигнал аварийной тревоги, и персонал покинул помещение.

Колебания между надкритичностью и подкритичностью следовали в течение 37 н. За это время в растворе произошло  $8,2 \cdot 10^{17}$  делений, что эквивалентно  $6,4 \cdot 10^6$  кал. В результате кипения и испарения объем раствора уменьшился на 6 или 7 л и реакция полностью прекратилась. Анализ пробы, взятой из бака, показал, что концентрация плутония в нем равнялась 37 г/л.

Три человека, находившихся на площадке у верхней отметки колонки на расстоянии от 1,5 до 7,8 м от бака, получили суммарные дозы по нейтронам и  $\gamma$ -излучению соответственно 110, 43 и 19 фэр. Разрушений технологических линий или оборудования не произошло.

## 8. ПРИЛОЖЕНИЕ

Таблица 8.1 Допустимые массы, кг, для изолированных систем с водяным отражателем

x	Металл, $\rho_H / \rho_x \leq 2$	Смеси, $\rho_H / \rho_x \leq 20$	Растворы	
			$\rho_H / \rho_x \leq 100$	$\rho_H / \rho_x \leq 2500$
U <sup>235</sup>	11.0	2.5	0.8	0.35
Pu <sup>239</sup>	2.6	2.2	0.5	0.25
U <sup>233</sup>	3.0	1.3	0.48	0.25

Таблица 8.2 Допустимые объёмы, л, изолированных гомогенных систем с водяным отражателем

x	Растворы		
	$20 \leq \rho_H / \rho_x$	$400 \leq \rho_H / \rho_x$	$800 \leq \rho_H / \rho_x$
U <sup>235</sup>	4.8	9.5	20.0
Pu <sup>239</sup>	3.3	6.8	11.4
U <sup>233</sup>	2.0	6.9	12.0

Таблица 8.3 Безопасные диаметры цилиндров изолированных систем с водяным отражателем, см

x	Металл при максимальной плотности	Растворы		
		$20 \leq \rho_H / \rho_x$	$400 \leq \rho_H / \rho_x$	$800 \leq \rho_H / \rho_x$
U <sup>235</sup>	6.35	12.7	17.5	23.1
Pu <sup>239</sup>	3.55	11.4	15.5	18.7
U <sup>233</sup>	3.80	9.4	14.7	18.8

Таблица 8.4. Безопасные толщины пластин для изолированных систем с водяным отражателем, см

x	Металл при максимальной плотности	Растворы		
		$20 \leq \rho_H / \rho_x$	$400 \leq \rho_H / \rho_x$	$800 \leq \rho_H / \rho_x$
U <sup>235</sup>	1.78	3.6	6.3	10.0
Pu <sup>239</sup>	0.50	3.8	6.3	8.3
U <sup>233</sup>	0.50	1.2	4.8	7.3

Таблица 8.5 Максимальные допустимые значения высоты и диаметра цилиндра для солей и водных растворов  $U^{235}$  (водяной отражатель, обогащение и  $\rho_H/\rho_5$  любое, плотность урана не более 3,2 кг/л)

Диаметр, см	Высота, см	Диаметр, см	Высота, см	Диаметр, см	Высота, см
12,7	$\infty$	20,3	15,7	30,5	8,4
14,0	85,6	22,9	12,7	38,1	6,6
15,2	44,7	25,4	10,7	91,4	4,3
17,8	21,6	27,9	9,4	$\infty$	3,8

Таблица 8.6 Максимальные допустимые значения массы, объёма, безопасного диаметра цилиндра и безопасной толщины пластины для солей и водных растворов  $U^{235}$  в зависимости от обогащения (системы гомогенные,  $\rho_H/\rho_5$ )

Обогащение урана, %	Масса $U^{235}$ , кг	Объём, л	Безопасный диаметр цилиндра, см	Безопасная толщина пластины, см
100	0,350	4,8	12,7	3,8
75	0,360	5,0	13,2	4,1
50	0,390	6,0	14,5	4,8
40	0,410	6,7	15,2	5,1
30	0,440	7,7	16,0	5,6
20	0,480	9,5	17,5	6,9
15	0,520	11,0	18,8	7,9
12	0,583	12,5	19,8	8,6
10	0,600	14,0	20,8	9,1
8,0	0,650	16,0	22,1	9,9
6,0	0,710	20,5	24,4	11,4
5,0	0,800	27,0	26,0	12,7
4,0	0,930	33,8	28,4	14,0
3,5	1,040	40,0	30,5	15,2
3,0	1,200	49,2	32,5	16,5
2,5	1,470	64,6	35,6	18,0
2,0	2,000	95,1	40,6	22,1
1,75	2,560	126,0	44,7	24,4
1,5	3,600	186,0	50,8	27,9
1,25	6,670	308,0	61,0	34,3
1,0	22,700	731,0	83,8	49,5
0,8	36,000	3917,0	147,3	91,4
0,72	$\infty$	$\infty$	$\infty$	$\infty$

Таблица 8.7 Максимальные допустимые значения массы для металлических слитков  $U^{235}$  с плотностью  $18,9 \text{ г/см}^3$  в зависимости от обогащения урана (водяной отражатель)

Обогащение $U^{235}$ , %	Масса $U^{235}$ , кг	Объём, л	Обогащение $U^{235}$ , %	Масса $U^{235}$ , кг	Объём, л
100	11,0	0,582	20	31,9	8,44
90	11,0	0,647	15	38,5	13,6
75	12,6	0,889	10	51,6	27,3
50	17,0	1,8	8	60,0	39,7
40	19,8	2,62	6	72,6	64,0
30	24,0	4,23	<5	$\infty$	$\infty$

Таблица 8.8 Допустимые значения массы металлического урана в воде при любом объёмном отношении воды к урану (отражатель водяной, блоки или куски урана при беспорядочной укладке в контейнер с водой)

Обогащение урана, %	Масса $U^{235}$ , кг	Обогащение урана, %	Масса $U^{235}$ , кг
3,0	1,04	0,9	12,5
2,0	1,36	0,8	30,0
1,0	6,80		

Таблица 8.9 Максимальные допустимые значения массы для солей и водных растворов  $U^{235}$  в зависимости от отношения  $\rho_H/\rho_5$  (водяной отражатель, обогащение урана любое, плотность урана не более  $3,2 \text{ кг/л}$ )

$\frac{\rho_H}{\rho_5}$	Масса $U^{235}$ , кг	$\frac{\rho_H}{\rho_5}$	Масса $U^{235}$ , кг	$\frac{\rho_H}{\rho_5}$	Масса $U^{235}$ , кг
1	2	3	4	5	6
0,01	43,0	4,0	11,5	40,0	1,34
0,1	39,8	5,0	9,5	50,0	1,10
0,5	33,6	8,0	6,3	75,0	0,80
1	2	3	4	5	6
1,0	28,5	10,0	5,0	100,0	0,65
1,5	24,2	15,0	3,3	200,0	0,41
2,0	20,6	20,0	2,5	Без	0,35
3,0	14,8	30,0	1,7	ограничений	

Таблица 8.10 Допустимые значения массы  $U^{235}$  для смеси  $UF_6$  и водород  
содержащих материалов при  $\frac{\rho_H}{\rho_5} \leq 10$  (отражатель любой)

Максимальная плотность урана, г/см <sup>3</sup>	$\frac{\rho_H}{\rho_5}$	Безопасная масса $U^{235}$ , кг	Максимальная плотность урана, г/см <sup>3</sup>	$\frac{\rho_H}{\rho_5}$	Безопасная масса $U^{235}$ , кг
1,8	10	5,0	3,0	1	28,5
2,3	5	9,4	3,2	0,1	39,8
2,6	3	14,3	3,2	0,01	43,0
2,8	2	20,0			

Таблица 8.11 Основные критические параметры делящихся материалов (величины при оптимальных условиях критичности)

Характеристика среды	$U^{233}$		$U^{235}$		$Pu^{239}$	
	Практические рекомендации	М кр.	Практические рекомендации	М кр.	Практические рекомендации	М кр.
1	2	3	4	5	6	7
Вес, кг						
Раствор	0,25	0,59	0,35	0,82	0,22	0,51
Металл	3,2	7,5	10,0	22,8	2,6 <sup>*)</sup> 3,57 <sup>**)</sup>	5,6 <sup>*)</sup> 7,6 <sup>**)</sup>
Диаметр бесконечного цилиндра, мм						
Раствор	94,0	111,8	127,0	137,2	106,7	124,5
Металл	43,2	48,3	68,6	74,7	35,6 <sup>*)</sup> 45,7 <sup>**)</sup>	43,2 <sup>*)</sup> 53,3 <sup>**)</sup>
Толщина бесконечной шахты, мм						
Раствор	20,3	30,5	38,1	43,2	22,9	33,0
Металл	5,1	7,6	12,7	15,2	4,57 <sup>*)</sup> 6,10 <sup>**)</sup>	5,59 <sup>*)</sup> 7,12 <sup>**)</sup>
Объем раствора, л	2,3	3,3	4,8	6,3	3,4	4,5
Концентрация водных растворов изотопа, г/л	10,0	11,2	10,8	12,1	6,9	7,8

<sup>\*)</sup> Альфа фаза,  $\rho = 19,60$  г/см<sup>3</sup>. <sup>\*\*)</sup> Гамма фаза,  $\rho = 15,65$  г/см<sup>3</sup>.

Все технологические аппараты и транспортные ёмкости выполняются в соответствии с приведёнными рекомендациями.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Диев Л.В., Рязанов Б.Г., Мурашов А.П. Критические параметры делящихся материалов и ядерная безопасность. Справочник, Энергоатомиздат, 1984. - 175 стр.
2. Дубовский Б. Г., Камаев А. В. и др. Критические параметры систем с делящимися веществами и ядерная безопасность. Справочник : Атомиздат М., 1966. - 226 с.
3. Мухин К.Н. Экспериментальная ядерная физика. Т.1, М., Энергоатомиздат, 2008. - 615с.
4. Паттон Ф.С., Гуджин Д.М., Гриффитс В.Л. Ядерное горючее на основе обогащенного урана. Атомиздат М., 1966. - 290 с.
5. Вольский А.Н., Стерлин Я.Н., Металлургия плутония, Издательство «Наука» М., 1967. - 251с.
6. Физические величины, Справочник. Под редакцией Е.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова, М., Энергоиздат, 1991.

Иван Дмитриевич Брус

Основы проектирования и эксплуатации оборудования при работе с  
делящимися материалами.

Учебное пособие

Научный редактор  
Доктор технических наук  
Профессор Г.Г. Андреев

Редактор

Сведения об авторе

Ф.И.О. Брус иван Дмитриевич

Место работы Национальный исследовательский Томский политехнический университет

Должность доцент каф. ХТРЭ ФТИ НИ ТПУ

Звание доцент, Уч. степень к.т.н.

Телефон (сл., дом.) (8-382-2) 70-18-04, 54-35-78, 8-906-198-99-26

Адрес г. Томск-12, ул. Елизаровых 41 – 32

Факс (8-382-2) 41-89-01

Область научных интересов: применение упругих колебаний низких и ультразвуковых частот в гидрометаллургических и металлотермических процессах.

Электронная почта – [brus@phdt.tpu.edu.ru](mailto:brus@phdt.tpu.edu.ru)