

**ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ**

Курс лекций

**Лекция 29. ЯДЕРНЫЕ МАТЕРИАЛЫ И ИЗДЕЛИЯ**

## Содержание

<b>1. ФУНКЦИОНАЛЬНЫЕ МАТЕРИАЛЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА</b>	<b>2</b>
1.1 Ядерное горючее	2
1.2 Топливо для реакторов на тепловых нейтронах	5
1.2.1 Топливо для ВВЭР	5
1.2.2 Топливо для РБМК	5
1.2.3 Топливо для реакторов на быстрых нейтронах	5
1.2.4 Топливо для гомогенных реакторов	6
1.3 Замедлители нейтронов	6
1.4 Поглотители нейтронов	7
1.5 Теплоносители	8
1.6 Материалы – отражатели нейтронов	10
<b>2. ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИЕ ЭЛЕМЕНТЫ И ТОПЛИВНЫЕ СБОРКИ</b>	<b>10</b>
2.1 ТВЭЛ и ТВС для ВВЭР	13
2.2 ТВЭЛ для РБМК	14
2.3 ТВС для реактора на быстрых нейтронах, БН600	15
2.4 Микросферы для ТВЭЛов	15
<b>3. КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ</b>	<b>16</b>
3.1 Условия работы конструкционных материалов в атомных реакторах	17
3.1.1 Тепловыделяющие элементы	18
3.1.2 Корпус ядерного реактора	20
3.2 Требования к конструкционным материалам	20
3.2.1 Физические свойства	20
3.2.2 Механические свойства	20
3.2.3 Физико-механические свойства	21
3.2.4 Материалы конструктивных элементов ЯЭУ	21
3.2.5 Совершенствование конструкционных материалов ЯЭУ	23
3.3 Выбор состава материала	24
<b>4. КОРРОЗИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ</b>	<b>26</b>
4.1 Коррозионная стойкость материала	26
4.2 Коррозия в газовых средах	27
4.3 Коррозия в жидких средах	28
<b>5. РАДИАЦИОННОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ</b>	<b>28</b>
5.1 Стабильность материала в условиях облучения	28
5.2 Радиационное упрочнение	30
5.3 Радиационное охрупчивание	31
5.4 Радиационное распухание материала (свеллинг)	32
5.5 Радиационная ползучесть	34
5.6 Радиационный рост	34

Развитие ядерной индустрии невозможно без создания специальных материалов со специфическими (и уникальными!) свойствами. Ядерные материалы можно разделить на два класса: функциональные и конструкционные. Функциональные материалы непосредственно участвуют в ядерном топливном цикле. К ним относятся: ядерное топливо (и изделия с его участием – ТВЭЛы, ТВС, боевые заряды бомб и др.), замедлители, поглотители и отражатели нейтронов (и изделия на их основе, такие, как управляющие стержни атомного реактора), материалы фильтров (активных и пассивных), селективные мембраны, ионно-обменные смолы,

адсорбенты и другие материалы, задействованные в синтезе и очистке промышленных радионуклидов. Другой класс – конструкционные материалы - используются в различных узлах атомных реакторов и многочисленных ядерных- и термоядерных установок. Особенностью ядерного материаловедения является получение сверхчистых материалов, устойчивых к мощным радиационным воздействиям.

В настоящей лекции мы рассмотрим физико-химические основы создания структурно стабильных функциональных и конструкционных материалов. Основное внимание уделим изложению принципов разработки материалов с заранее заданными свойствами, особенностям поведения материалов при термических, радиационных и механических воздействиях, а также в условиях интенсивной коррозии.

## 1. ФУНКЦИОНАЛЬНЫЕ МАТЕРИАЛЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

### 1.1 Ядерное горючее

*Ядерное горючее – вещество, в котором протекают ядерные реакции деления с выделением полезной энергии.*

Ядерное топливо для энергетического реактора выбирается с учетом его ядерных и химических свойств, а также стоимости. К делящимся веществам относятся изотопы  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ , способные делиться при взаимодействии с нейтронами любых энергий (беспороговое деление) и, следовательно, способные поддерживать цепную реакцию деления, а также  $^{232}\text{Th}$  и  $^{238}\text{U}$ , которые делятся под действием быстрых нейтронов (пороговое деление). К сырьевым элементам относятся уран-238 (наработка плутония-239) и торий-232 (наработка урана-233).

$^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  относятся к природным,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  – к искусственным изотопам. Единственный природный изотоп, делящийся под действием нейтронов любых энергий, -  $^{235}\text{U}$  - называется первичным ядерным горючим, остальные 5 изотопов – вторичным. При реакции деления ядер урана выделяется 180 МэВ на один акт деления, что соответствует  $7.4 \cdot 10^{10}$  дж на 1 г горючего. Промышленные запасы первичного ядерного горючего  $^{235}\text{U}$  - в рудах оцениваются в 15 тыс. т., запасы природного вторичного ядерного горючего –  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  – 2.5 млн. т.

Природный уран состоит из смеси трех изотопов - урана-238 (99,28%), урана-235 (0,7%) и урана-234 (0,006%). Самоподдерживающаяся реакция деления происходит только на уране-235.

Основные параметры делящихся изотопов представлены в Табл.1. Полное сечение характеризует вероятность взаимодействия любого типа между нейтроном и данным ядром. Сечение деления характеризует вероятность деления ядра нейтроном. От того, какая доля ядер не участвует в процессе деления, зависит выход энергии на один поглощенный нейтрон. Число нейтронов, испускаемых в одном акте деления, важно с точки зрения поддержания цепной реакции. Число новых нейтронов, приходящихся на один поглощенный нейтрон, важно, поскольку характеризует интенсивность деления. Доля запаздывающих нейтронов, испускаемых после того, как деление произошло, связана с энергией, запасенной в данном материале.

**Табл.1** Характеристики делящихся изотопов

Изотоп	Уран-235		Уран-233		Плутоний-239	
	Уран-235	Уран-235	Уран-233	Уран-233	Плутоний-239	Плутоний-239
Период полураспада, лет	7*10 <sup>8</sup>		1,62*10 <sup>5</sup>		2,44*10 <sup>4</sup>	
Энергия нейтрона	1 МэВ	0,025 эВ	1 МэВ	0,025 эВ	1 МэВ	0,025 эВ
Полное сечение	6,6	695	6,2	600 10	7,3	1005
Сечение деления	1,25	581	1,85	526	1,8	751
Доля ядер, неучаствующих в делении	0,077	0,174	0,057	0,098	0,08	0,37
Число нейтронов, испускаемых в одном акте деления	2,6	2,43	2,65	2,50	3,03	2,84
Число нейтронов на один поглощенный нейтрон	2,41	2,07	2,51	2,28	2,8	2,07

Доля запаздывающих нейтронов, %	0,64	0,65	0,26	0,26	0,21	0,22
Энергия деления, МэВ	200		197		207	
Все сечения приведены в барнах ( $10^{-28} \text{ м}^2$ ).						

Для сравнения укажем, что сечение **захвата** тепловых нейтронов для природной смеси изотопов урана равно 7,68 барн/атом, а для  $^{238}\text{U}$  – 2,74 барн/атом.

Данные **Табл.1** показывают, что каждый делящийся изотоп имеет свои преимущества. Например, в случае изотопа с наибольшим сечением для тепловых нейтронов (с энергией 0,025 эВ) нужно меньше топлива для достижения критической массы при использовании замедлителя нейтронов. Поскольку наибольшее число нейтронов на один поглощенный нейтрон возникает в плутониевом реакторе на быстрых нейтронах (1 МэВ), в режиме воспроизводства лучше использовать плутоний в быстром реакторе или уран-233 в тепловом реакторе, чем уран-235 в реакторе на тепловых нейтронах. Уран-235 более предпочтителен с точки зрения простоты управления, поскольку у него больше доля запаздывающих нейтронов.

Дадим некоторые определения.

**Диоксид урана** - химически и термически устойчивое (температура плавления 2760°C) соединение урана с кислородом ( $\text{UO}_2$ ), что обусловило его выбор в качестве ядерного топлива легководных реакторов.

**Карбиды урана** - соединения урана с углеродом. Обладают электропроводностью, высокой твердостью, термической и химической стабильностью. Карбиды урана обогащенные ураном-235, используются в качестве ядерного топлива.

**Керамическое топливо** - ядерное топливо, состоящее из тугоплавких соединений, например, оксидов, карбидов, нитридов.

**Смешанное оксидное топливо** - ядерное топливо, состоящее из смеси диоксидов урана и плутония.

**Специальный ядерный материал** - плутоний-239, уран-233, уран, обогащенный изотопами уран-235, любой материал, содержащий вышеуказанные изотопы или любой другой материал, способный выделять существенное количество ядерной энергии, который иногда может определяться как специальный ядерный материал.

**Содержание изотопа** - относительное количество атомов данного изотопа в смеси изотопов элемента, выраженное в виде доли от всех атомов элемента.

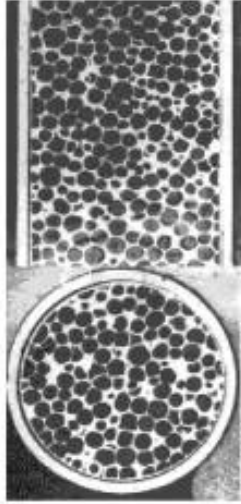
**Исходный материал** - материал, содержащий уран или торий с содержанием изотопов в том отношении, в каком они находятся в природном уране и тории; уран, обедненный изотопом урана-235, любое из вышеуказанных веществ в любой физической или химической форме.

**Кермет** (керамикометаллический материал) – гетерогенная композиция из металлов и неметаллов (например, оксидов), сочетающие тугоплавкость, твердость и жаростойкость керамики с проводимостью, пластичностью, термостойкостью и др. свойствами металлов. Получают методами порошковой металлургии.

Топливом ядерных реакторов является либо естественный уран, в котором концентрация урана-235 составляет 0,7 % либо обогащенный уран, т.е. уран, в котором концентрация изотопов урана-235 достигает нескольких процентов. Ядерное топливо бывает металлическим, керамическим, дисперсионным, керметным и др. Ядерное горючее для гетерогенных атомных реакторов изготавливается в виде порошка, сфер или таблеток.

Ядерное топливо должно удовлетворять следующим требованиям: обогащение по делящемуся  $^{235}\text{U}$  должно обеспечить поддержание самопроизвольной цепной реакции на протяжении расчётной кампании с учётом поглощения неделяющимися ядрами активной зоны ( $^{238}\text{U}$ , теплоносителя, поглотителя, конструкционного материала) с максимальной глубиной выгорания; оболочки тепловыделяющих элементов должны обладать минимально возможными поглощающими нейтроны свойствами; оболочки тепловыделяющих элементов должны обладать высокой температуростойкостью и выдерживать высокие внутренние и внешние давления, обеспечивая при этом герметичность; конструкция сборки тепловыделяющих элементов в составе активной зоны должна обеспечивать эффективный отвод тепла теплоносителю; композиция таблетки ядерного делящегося материала должна обеспечивать высокую

температуростойкость, прочность, теплопроводность, устойчивость к фазовым изменениям при температуре и радиационном преобразовании в процессе деления составляющих её ядер  $^{235}\text{U}$ . Самое главное: при любых режимах эксплуатации, включая аварийные, должно быть обеспечено нераспространение радиоактивных продуктов, возникающих при делении ядер  $^{235}\text{U}$  в пределах тепловыделяющих элементов.



Наиболее распространено топливо в виде таблеток из спечённого диоксида урана  $\text{UO}_2$  (слегка обогащённого  $^{235}\text{U}$ ) диаметром 9-10 мм, которые помещены в цилиндрическую защитную оболочку, изготовленную, например, из циркониевого сплава.

**Рис.1** Гранулированное микротопливо.

В настоящее время технология ядерного топлива развивается в сторону повышения его безопасности, надёжности – за счёт создания дополнительных барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов деления, а также обеспечения сохранности этих барьеров в любых режимах работы. Одно из перспективных направлений совершенствования легководных реакторов связано с внедрением керметного (т.е. керамическо-металлического) микротоплива. Оно представляет собой сферы их обогащённого керамического  $\text{UO}_2$ , покрытого герметичной оболочкой из циркониевого сплава (**Рис.1**). При этом гомогенно перемешанные в силумине микротвэлы диаметром 0,4–0,6 мм располагаются таким образом, что исключается касание любых двух соседних микротвэлов. Конструктивно устройство оболочки тепловыделяющего элемента не изменяется, но керметно-топливной композицией заполняет весь объём оболочки ТВЭЛ без зазоров и пустот.

*Силумин* – лёгкие литейные сплавы алюминия (основа) с кремнием (3 – 13%, иногда до 26%) и некоторыми другими элементами (Cu, Mn, Mg, Zn, Ti, Be).

Такая конструкция обеспечивает наибольшую теплопроводность от топлива теплоносителю, снижая максимальную температуру внутри ТВЭЛ до  $600^\circ\text{C}$ , повышая тем самым безопасность реактора. Улучшаются условия эксплуатации АЭС с реактором типа ВВЭР. Создаётся дополнительный барьер безопасности на пути распространения продуктов деления (герметичная и прочная оболочка микротвэла), что улучшает сохранность оболочек микротвэлов, предотвращая выход продуктов деления при разгерметизации оболочки тепловыделяющего элемента (выход радиоактивных осколков деления снижается на 2 – 3 порядка). Максимальная глубина выгорания повышается более чем вдвое – до 120 МВт-сут/кг  $\text{UO}_2$ . Уменьшается в 2 раза аккумуляция тепла в ядерном топливе, снижается расход воды на аварийное охлаждение.

Обладая рядом достоинств, легководные реакторы с керметным топливом имеют один серьёзный недостаток: пониженное содержание урана-238 в топливе приводит к ослаблению температурных обратных связей, реализуемых через резонансный захват. Более того, в определенных ситуациях возможно возникновение положительной обратной связи по температуре теплоносителя. Имеется два пути преодоления неблагоприятного эффекта: увеличение уран-водного отношения, например, за счет увеличения диаметра ТВЭлов, либо использование в той или иной форме выгорающих поглотителей. При этом конструкция ТВС для реактора ВВЭР-1000. Неблагоприятный эффект может быть уменьшен за счет перемещения поглотителя (например,  $^{10}\text{B}$ ) из теплоносителя в топливо.

Типичное топливо для легководного реактора содержит  $\text{UO}_2$ , обогащённый по  $^{235}\text{U}$  дл 6,3%, кермет (в виде силумина) и  $^{10}\text{B}$  (0,25 или 0,75%). В реакторе с таким образом, коэффициент реактивности существенно сдвинут в благоприятном направлении ценой увеличения концентрации бора в топливе с соответствующим ухудшением показателей использования топлива.

Современное ядерное топливо, в виде шариков, изготовленных из диоксида урана слегка обогащённого  $^{235}\text{U}$ , вполне безопасно, но оно плохо проводит тепло при высоких температурах, ограничивая тем самым допустимую мощность реактора и способствуя повреждению топливных элементов. Это требует их замены прежде, чем всё ядерное горючее будет использовано для выработки электроэнергии. Из-за плохой теплопроводности материала температура в центре топливного шарика намного выше, чем по краям, откуда система охлаждения реактора отводит тепло. Для улучшения характеристик топлива смешивают оксид урана с оксидом бериллия. Такое топливо обладает на 50% более высокой теплопроводностью. Это уменьшает разницу между температурой в центре шарика с ядерным топливом и температурой снаружи топливных сборок, что снижает риск расплавления и повреждения ядра реактора и позволяет дольше держать топливо в работе, т. е. - более полно его использовать, прежде, чем реактор потребует загрузки нового топлива.

### **1.2 Топливо для реакторов на тепловых нейтронах**

При правильном выборе замедлителя реактор на тепловых нейтронах может работать на любом топливе - от природного урана до обогащенного урана и плутония.

#### **1.2.1 Топливо для ВВЭР**

В топливных таблетках для реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в качестве выгорающего поглотителя используется гадолиний (содержание оксида гадолиния варьируется в интервале 3 – 8% масс). Существующая технология позволяет добиться гомогенного распределения гадолиния по топливной таблетке и образованием твердого раствора оксида гадолиния в оксиде урана. В топливных таблетках стремятся образовать однородную пористую структуру, избегая маленьких и больших пор, и добиться однородных размеров зерен. Данные меры обеспечивают более полное выгорание топлива в реакторе. Таблетки керамического ядерного топлива для тяжеловодных реакторов типа PHWR (CANDU, Канада) изготавливаются из природного урана (в виде оксида урана). В английских газовых реакторах также используется природный уран, но в виде металла. В некоторых реакторах используется топливо с таблетками из  $\text{UO}_2$  с добавкой 0,25% алюмосиликата, что повышает устойчивость ТВЭЛа к разрушению по механизму PCI-эффекта (взаимодействие топливной таблетки с металлической оболочкой ТВЭЛа).

#### **1.2.2 Топливо для РБМК**

Топливом для реактора РБМК-1000 служат таблетки из диоксида урана с добавками оксида эрбия (диаметр 11,48, высота 12 – 15 мм). Между цилиндрической и торцевой поверхностью топливной таблетки имеется фаска, предназначенная для уменьшения сколообразования в процессе снаряжения и эксплуатации ТВЭЛа. На торцевой поверхности топливной таблетки сформирована лунка, предназначенная для аккумуляции продуктов деления ядерного топлива и для компенсации объемных изменений таблетки в процессе работы реактора. Введение в таблетки керамического ядерного топлива для реакторов РБМК 0.2 - 0.6 масс. % оксида эрбия в качестве выгорающего поглотителя нейтронов позволяет значительно улучшить экономические показатели работы реактора, повысить его безопасность за счет уменьшения реактивности топлива на начальных стадиях выгорания. В таблетке уран-эрбиевого топлива имеется центральное отверстие диаметром 1.9 мм, предназначенное для уменьшения радиального градиента температур в топливной таблетке при ее работе в реакторе, для стабилизации структуры таблетки в течение всего цикла работы.

#### **1.2.3 Топливо для реакторов на быстрых нейтронах**

В реакторах на быстрых нейтронах при подборе конструкционных и технологических материалов избегают применения веществ с низким массовым числом, которые могут замедлить нейтроны. Сечение поглощения быстрых нейтронов обычно мало и захват нейтронов в таком реакторе представляет меньшую опасность по сравнению с тепловыми реакторами. Возможности для выбора материалов здесь шире. Но для реактора на быстрых нейтронах необходимо обогащенное топливо, содержащее не менее 15-25% делящегося вещества. В связи с небольшими

размерами активной зоны реакторов на быстрых нейтронах возрастают требования к теплоотводу.

В реакторах на быстрых нейтронах обычно используют высокообогащённое по  $^{235}\text{U}$  топливо в виде диоксида или (чаще) нитрида урана. В последнее время предложено использовать топливо на основе смеси оксидов плутония и урана (МОКС-топливо). В новом поколении реакторов на быстрых нейтронах было предложено использовать не только оксиды плутония и урана (мокс-топливо), но и нитридное топливо (UN-PuN). Смешанное уран-плутониевое нитридное топливо является наиболее перспективным для быстрых реакторов. В основу процесса синтеза порошков нитридов урана из слитков металла положены следующие операции: перевод металла в порошок через ряд циклов гидрирования и дегидрирования; азотирование порошка урана и оставшегося гидрида газообразным азотом до получения  $\text{UN}_x$ . Полученные порошки нитрида урана ( $\text{UN}_x$ ) содержат от 6,2 до 8,3 мас.% азота. Площадь удельной поверхности находится в пределах 0,40-0,67 м<sup>2</sup>/г, а насыпная плотность образцов - в пределах 2,5 - 3,9 г/см<sup>3</sup>.

#### 1.2.4 Топливо для гомогенных реакторов

В гомогенных атомных реакторах делящееся вещество и замедлитель - находятся в смеси, образующей однородную для нейтронов среду. Примером может служить раствор ядерного топлива в воде или взвесь в воде.

#### 1.3 Замедлители нейтронов

*Замедлитель нейтронов - материал в реакторе, предназначенный для уменьшения кинетической энергии (скорости) быстрых нейтронов, образующихся в результате деления ядер урана, до тепловых уровней. Тепловые нейтроны с много большей вероятностью вызывают деление ядер урана-235.*

*Вода легкая - самое дешевое и распространенное в природе вещество, которое может быть использовано в качестве замедлителя и рабочего тела ЯЭУ.*

*Вода тяжелая - тяжелая вода ( $\text{D}_2\text{O}$ ) по сравнению с обычной имеет значительно лучшие ядерно-физические свойства. Она почти не поглощает тепловых нейтронов, поэтому является лучшим замедлителем. Применение тяжелой воды в качестве замедлителя позволяет использовать в качестве топлива природный уран; уменьшается первоначальная загрузка топлива и ежегодное его потребление. Однако стоимость тяжелой воды очень высока.*

*Графит - минерал, одна из кристаллических форм углерода. В ядерных реакторах используется графит ядерной чистоты в качестве замедлителя нейтронов.*

*Графит ядерной чистоты - графит, из которого в основном удалены вещества, поглощающие нейтроны.*

Замедлитель служит для уменьшения энергии нейтронов, испускаемых в процессе деления, примерно от 1 МэВ до тепловых энергий около 0,025 эВ. Поскольку замедление происходит главным образом в результате упругого рассеяния на ядрах неделящихся атомов, масса атомов замедлителя должна быть как можно меньше, чтобы нейтрон мог передавать им максимальную энергию. Кроме того, у атомов замедлителя должно быть мало (по сравнению с сечением рассеяния) сечение захвата, так как нейтрону приходится многократно сталкиваться с атомами замедлителя, прежде чем он замедляется до тепловой энергии. Наиболее распространенные замедлители нейтронов слабо поглощают тепловые нейтроны.

Наилучшим замедлителем является водород, поскольку его масса почти равна массе нейтрона и, следовательно, нейтрон при соударении с водородом теряет наибольшее количество энергии. Но обычный (легкий) водород слишком сильно поглощает нейтроны, а потому более подходящими замедлителями, несмотря на несколько большую массу, оказываются дейтерий (тяжелый водород) и тяжелая вода, так как они меньше поглощают нейтроны. Хорошим замедлителем можно считать бериллий. У углерода столь малое сечение поглощения нейтронов, что он эффективно замедляет нейтроны, хотя для замедления в нем требуется гораздо больше столкновений, чем в водороде.

Среднее число  $N$  упругих столкновений, необходимое для замедления нейтрона от 1 МэВ до 0,025 эВ, при использовании водорода, дейтерия, бериллия и углерода составляет приблизительно 18, 27, 36 и 135 соответственно. Приближенный характер этих значений

обусловлен тем, что из-за наличия химической энергии связи в замедлителе столкновения при энергиях ниже 0,3 эВ вряд ли могут быть упругими. При низких энергиях атомная решетка может передавать энергию нейтронам или изменять эффективную массу в столкновении, нарушая этим процесс замедления.

Основными материалами, используемыми в качестве замедлителей, являются вещества, состоящие из элементов с малыми атомными весами, а именно: обычная вода, тяжелая вода, органические жидкости, например, высококипящие органические жидкости типа дифенила, дифенилоксана и их смеси, графит, соединения бериллия, гидриды металлов. Обычная вода менее эффективна, чем тяжелая, но широко применяется из-за дешевизны. Для уменьшения содержания солей вода подвергается перегонке и дополнительной химической очистке.

Дейтерий (в виде  $D_2O$ ) является наилучшим замедлителем: замедление нейтронов в нем происходит почти без потерь. Поэтому в тяжеловодных реакторах обычно используется природный (не обогащенный по  $^{235}U$ ) уран. Легкая вода ( $H_2O$ ) является более дешевым замедлителем и используется в легководных реакторах (например, ВВЭР). Для компенсации потерь нейтронов, обусловленных поглощением их ядрами протия используют ядерное топливо с большим содержанием  $^{235}U$ . Применение графита как замедлителя позволяет использовать в качестве ядерного топлива природный уран. Количество столкновений необходимое для замедления быстрого нейтрона до теплового составляет для углерода около 114. Тем не менее, в графитовом реакторе типа РБМК из экономических соображений используют слабообогащенный уран.

В энергетических реакторах в качестве замедлителей обычно используют: воду ( $H_2O$ ) - реакторы типа PWR, ВВЭР, тяжелую воду ( $D_2O$ ) - реакторы типа CANDU или графит - реакторы типа РБМК, Magnox, HTGR. В некоторых реакторах (например, в космических) в качестве замедлителя применяют бериллий или оксид бериллия.

В реакторах на быстрых нейтронах замедлитель отсутствует.

#### **1.4 Поглотители нейтронов**

*Поглотитель нейтронов* – материал, с которым нейтроны интенсивно взаимодействуют посредством реакций, приводящих к исчезновению нейтронов как свободных частиц.

Наличие вещества, поглощающего нейтроны в активной зоне ядерного реактора, обеспечивает поддержание цепной ядерной реакции на постоянном уровне. Поглотители нейтронов также используются для быстрого прекращения реакции деления. Для тепловых нейтронов поглотителями являются бор ( $^{10}B$ ,  $^{11}B$  – используется как отражатель нейтронов), кадмий, никель, самарий, титанат диспрозия, дисперсионные композиции на основе гадолиния и европия, бористые стали и др., для резонансных (быстрых) -  $^{238}U$ .

*Поглощающий элемент* - элемент ядерного реактора, содержащий материалы - поглотители нейтронов и предназначенный для управления реактивностью реактора. Как правило, в энергетических реакторах используется карбид бора в оболочке из алюминиевого сплава. Эффективны регулирующие стержни из диборида гафния,  $HfB_2$  и диоксида гафния,  $HfO_2$ . Введение поглотителя нарушает баланс нейтронов в критическом реакторе, в результате чего общее число нейтронов начинает экспоненциально убывать во времени.

Для аварийной остановки реактора (т.е. для быстрого прекращения ядерной реакции в аварийных ситуациях), для автоматического поддержания мощности на определенном уровне, для перевода с одного уровня мощности на другой в автоматическом режиме и компенсации быстрых изменений реактивности, путем выравнивания поля энерговыделений с помощью перемещения поглотителя в активной зоне реактора применяются, регулирующие стержни - пэлы. Пэл представляет собой трубку из нержавеющей стали (внутренний диаметр 8,2 мм, толщина стенки 0,6 мм), заглушенную с обоих концов. Внутри трубки находится сердечник регулирующего стержня диаметром 7 мм, изготовленный из материала с большим сечением поглощения тепловых нейтронов – алюминиевый сплав +  $Eu_2O_3$ . Высота столба поглощающего

материала 3740 мм. В 109 ТВС имеются подвижные регулирующие стержни, представляющие собой пучок из 12-20 пэлов, имеющие пружинные подвески на специальной траверсе.

Регулирование мощности реакторов и аварийная защита (прекращение цепной реакции) осуществляются твердыми кассетами-поглотителями из бористой стали (ВВЭР-440) и поглотителями из карбида бора (ВВЭР-1000). Компенсация выгорания и медленных изменений реактивности производится варьированием концентрации борной кислоты в теплоносителе. В 42 периферийных ТВС установлены стержни с выгорающим поглотителем (СВП) ( $B_4C$ , 1 % по массе естественного бора в циркониевой матрице, оболочка поглощающего элемента - из нержавеющей стали). Они предназначены для выравнивания поля энерговыделения и снижения размножающих свойств у периферийных ТВС, с обогащением топлива 4,4 % в начале кампании. Конструкционно пучок СВП и пучок ПЭЛов выполнены идентично, но пучок СВП жестко закреплен в траверсе и не имеет пазов для соединения со штангой механизма системы управления защитой. Пучок СВП закреплен неподвижно в кассете вместо пучка ТВЭЛов. Высота столба выгорающего поглотителя в стержне 3500 мм. Общее количество ТВС в активной зоне ВВЭР-1000 шт., из них с регулирующими, стержнями 109 шт.

### **1.5 Теплоносители**

*Теплоноситель – флюид (гелий, воздух, углекислый газ, вода, водяной пар, органическая жидкость, жидкий металл, расплав солей), циркулирующий через активную зону, чтобы вынести тепло, генерируемое в ней делением и радиоактивным распадом, к парогенераторам или теплообменникам, где это тепло передается теплоносителю второго контура. Некоторые реакторы имеют один контур, где теплоноситель превращается в пар и идет на турбину.*

Теплоноситель служит для отвода тепла из активной зоны реактора.

В качестве теплоносителей в ядерных реакторах используются вода, тяжелая вода, растворы и расплавы солей, металлы с низкой температурой плавления: натрий, сплав натрия с калием (NaK), газы: гелий, диоксид углерода и органические жидкости (терфенил и др.) Эти вещества являются хорошими теплоносителями и имеют малые сечения поглощения нейтронов. Различают теплоносители первого контура, которые переносят тепло из активной зоны реактора к теплообменнику или парогенератору, и теплоносители второго контура, переносящие тепло от теплообменника или парогенератора к паровой турбине.

В мире создано много различных типов реакторов на тепловых нейтронах с разными замедлителями и теплоносителями. В их числе водо-водяные реакторы под давлением, водо-водяные кипящие реакторы, уран-графитовые с водяным теплоносителем, уран-графитовые с ядерным перегревом пара, реакторы органо-органические (с органическим замедлителем и органическим теплоносителем), газо-графитовые (теплоноситель — углекислый газ), реакторы с тяжелой водой (теплоноситель — обычная вода), тяжеловодные реакторы (с тяжелой водой в качестве замедлителя и теплоносителя). В «медленных» реакторах используются и газовые теплоносители (углекислый газ, гелий и др.).

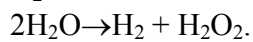
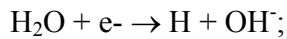
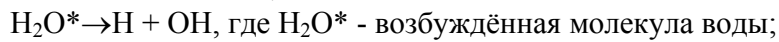
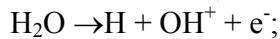
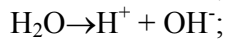
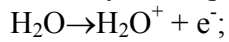
Вода представляет собой прекрасный замедлитель и теплоноситель, которая из-за большой теплоемкости (выше воды объемная теплоёмкость только у металлов) не требует больших расходов. Чистая вода практически не активизируется нейтронами. Однако она сильно поглощает нейтроны. Кроме того, низкая температура кипения воды (100°C) вызывает высокое давление насыщенных паров (14 МПа) при рабочей температуре 336°C. Сравнительно низкая критическая температура воды и высокое значение критического давления ( $T_{кр}=374,150$ ,  $p_{кр} = 22,14$  МПа) ограничивают максимальную температуру водяного теплоносителя.

Вода в активной зоне реактора нагревается и, циркулируя по контуру под действием насосов, отдает тепло в парогенераторах воде второго контура, пар которой направляется в турбины и где его тепловой потенциал используется для совершения работы вращения электрогенератора. В кипящих водоводяных или графитовых реакторах пар генерируется непосредственно в активной зоне и после сепарации, отделения капель влаги, направляется в турбины, где срабатывает его потенциал. Иногда как замедлителем, так и теплоносителем



является бидистиллят (дважды дистиллированная вода). Часто в теплоноситель вводят химические добавки для того, чтобы защитить нетопливные компоненты активной зоны и чтобы уменьшить дозовые нагрузки на персонал. Так, АЭС с реакторами ВВР эксплуатируются при повышенном содержании водорода и с добавками цинка и/или благородных металлов. В реакторах РВР при повышении начального обогащения топлива требуется более высокая концентрация бора в воде, которая должна быть сбалансирована более высоким содержанием лития для регулирования рН.

Под действием ионизирующего излучения происходит разложение воды (радиолиз) с участием следующих реакций:



Таким образом, в облучаемой воде одновременно образуются ионы  $\text{H}^+$ ,  $\text{OH}^+$ ,  $\text{OH}^-$ , атомы водорода и свободные радикалы  $\text{OH}$ . Это чрезвычайно активные в химическом отношении агенты, повышающие химическую активность воды. Образование в воде водорода и перекиси водорода зависит и от наличия в воде растворённых газов. Избыток водорода в водорода уменьшает скорость радиолиза. Избыток в воде кислорода понижает концентрацию водорода вследствие синтеза воды. В процессе радиолиза воды существенное значение имеют растворённые в ней примеси, способные взаимодействовать с ионами  $\text{H}^+$  и  $\text{OH}^-$ . Так, ионы  $\text{Cl}^-$ ,  $\text{Br}^-$ ,  $\text{I}^-$ ,  $\text{Cu}^{2+}$  даже при малых концентрациях заметно усиливают разложение воды.

Органические теплоносители типа дифенила, терфенила, моноизопропилдефинила и др. представляют собой углеводороды, которые в ядерном отношении являются смесью углерода с водородом и обладают низким сечением поглощения тепловых нейтронов. Хорошая замедляющая способность, низкая активация, удовлетворительные теплофизические свойства, низкое давление насыщенных паров и ряд других достоинств позволяют на основе применения органических теплоносителей снизить размеры и весовые характеристики ЯЭУ.

Вследствие высокой температуры кипения органических жидкостей давление в первом контуре реакторов с органическими теплоносителями ниже, чем у водо-водяных. Положительными качествами реакторов с органическим теплоносителем считают малые размеры активной зоны, отсутствие коррозии топливных элементов и технологических каналов, малую активацию теплоносителя в нейтронном потоке; недостатками – низкие теплопроводящие свойства, высокую стоимость теплоносителя-замедлителя, сравнительно высокая температура плавления чистого полифенила (необходим подогрев теплоносителя перед пуском реактора), а также его разложение и полимеризацию при нагреве и облучении, сопровождающиеся изменением состава и свойств теплоносителя. Терфенил, например, имеет то преимущество перед водой, что у него низкое давление паров при рабочей температуре, но он разлагается и полимеризуется под действием высоких температур и радиационных потоков, характерных для реакторов.

В реакторах на быстрых нейтронах используются жидкометаллическим теплоносители ( $\text{Li}$ ,  $\text{Na}$ ,  $\text{K}$ , эвтектический сплав натрий-калий, висмут-свинец). Эти теплоносители имеют высокую термическую устойчивость, высокие температуры кипения, очень низкое давление насыщенных паров и могут быть использованы для охлаждения ЯЭУ при высоких температурах. Однако эти теплоносители обладают повышенным сечением поглощения тепловых нейтронов и не могут применяться в реакторах на тепловых нейтронах. Недостатком жидких металлов является низкая по сравнению с водой объёмная теплоёмкость, они весьма химически активны по отношению к другим материалам, энергично взаимодействуют с газами.

Натрий является хорошим теплоносителем, но у него есть недостатки: в нем наводится радиоактивность, у него низкая теплоемкость, он химически активен и затвердевает при комнатной температуре. Сплав натрия с калием сходен по свойствам с натрием, но остается жидким при комнатной температуре. Реакторы с жидкометаллическим теплоносителем обладают некоторыми преимуществами перед реакторами водо-водяного типа. Применение в качестве теплоносителя расплавленных металлов позволяет увеличить температуру в первом контуре при сравнительно низком давлении (5 -7 атм), что повышает экономичность установок. Однако при этом усложняется обслуживание реактора, повышается его стоимость и вследствие усиленной защиты и введения в отдельных случаях дополнительного контура увеличивается вес установок. Более того, расплавленные щелочные металлы при высоких температурах химически весьма активны, что усиливает коррозию систем. Они также бурно реагируют при контакте с водой и воздухом, вследствие чего возможны взрывы и пожары.

Газовое охлаждение нашло применение в некоторых реакторах. Используют углекислый газ, гелий, воздух и другие газы. Поскольку газы имеют небольшую плотность, низкую объёмную теплоёмкость и небольшой коэффициент теплопроводности, то для обеспечения эффективного теплосъёма необходимо пропускать через реактор значительные объёмы газа, что возможно при высоких давлениях (несколько мегапаскалей, 1МПа=10 атм). Из всех газов наиболее благоприятными теплофизическими и ядерными свойствами обладают гелий и водород, однако водород взрывоопасен и коррозионно-активен. Гелий – прекрасный теплоноситель, но у него мала удельная теплоемкость. Диоксид углерода представляет собой хороший теплоноситель, и он широко применялся в реакторах с графитовым замедлителем. В реакторах БН в качестве теплоносителя иногда применяется  $N_2O_4$ .

### **1.6 Материалы – отражатели нейтронов**

*Отражатель нейтронов, слой вещества (обычно графита, тяжёлой воды), окружающий активную зону ядерного реактора и служащий для уменьшения утечки нейтронов из активной зоны. Отражатель нейтроновн. позволяет уменьшить критическую массу делящегося вещества и увеличить съём мощности с единицы объёма активной зоны.*

Эффективность использования тепловых нейтронов в реакции деления урана можно существенно повысить, окружив образец делящегося вещества слоем материала, отражающего нейтроны. Обычно отражатель - слой неделящегося вещества с малым сечением захвата и большим сечением рассеяния. Отражатель возвращает значительную часть нейтронов, вылетающих через поверхность образца (или установки). Отражатель изготавливают из бериллия (часто в виде оксида, BeO), бора ( $^{11}B$ ) или природного урана, но иногда используют графит, гидриды некоторых металлов и даже железо. В первых атомных бомбах для отражения нейтронов использовался карбид вольфрама.

## **2. ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИЕ ЭЛЕМЕНТЫ И ТОПЛИВНЫЕ СБОРКИ**

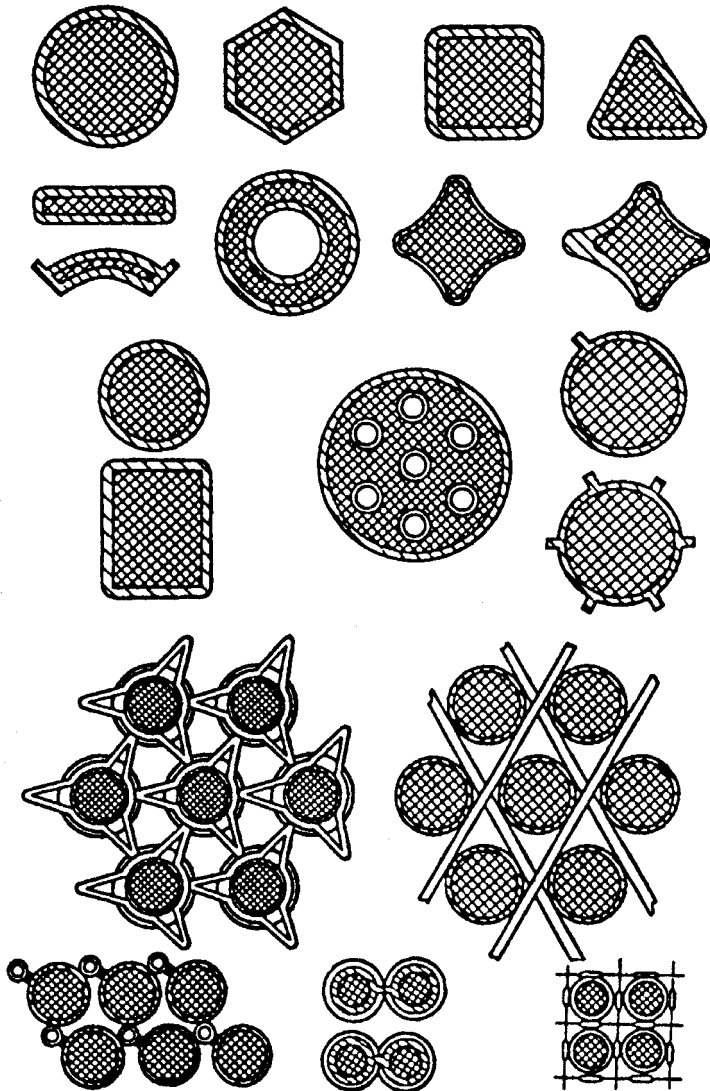
Основной составной частью активной зоны ядерного энергетического реактора являются ТВЭЛы, собранные в тепловыделяющие сборки (ТВС) и содержащие определённое количество твёрдого ядерного топлива. Сейчас, вместе с совершенствованием ядерных композиций, улучшается конструкция тепловыделяющих элементов, топливных таблеток – за счёт использования технологий изготовления, спекания, сварки, химической и механической обработки. Всё это улучшает эксплуатационные свойства ядерного топлива, повышает его надёжность и безопасность.

Тепловыделяющий элемент является конструкционным элементом ядерного реактора, в котором размещается ядерное топливо. ТВЭЛы устанавливаются в активную зону ядерного реактора и обеспечивают генерацию основной части тепловой энергии и передачу ее теплоносителю. Более 90% всей энергии освобождающейся в реакторе при делении ядер, выделяется внутри ТВЭЛов и отводится обтекающим ТВЭЛ теплоносителем. ТВЭЛы работают в очень тяжелых условиях: плотность теплового потока от ТВЭЛа к теплоносителю достигает 1-2 МВт/кв.м., а температура колеблется до 3200 градусов. Наиболее важными явлениями с точки

зрения анализа поведения ТВЭЛов при облучении являются распухание топлива и выход газовых продуктов деления, изменение внутреннего давления и т.д.

Тепловыделяющий элемент обычно представляет собой топливный сердечник с герметичной оболочкой. Оболочка предотвращает утечку продуктов деления и взаимодействие топлива с теплоносителем. Материал оболочки должен слабо поглощать нейтроны и обладать приемлемыми механическими, гидравлическими и теплопроводящими характеристиками. ТВЭЛы классифицируют по природе используемого топлива, форме ТВЭЛа, характеру контакта топливо-оболочка, типу ядерного реактора.

Форма и геометрические размеры ТВЭЛа зависят от типа реактора, а также технологии изготовления. Наиболее распространённой формой ТВЭЛа является длинный цилиндрический топливный стержень, заключённый в металлическую оболочку. В некоторых реакторах используются ТВЭЛы в форме пластин (исследовательские реакторы), шара (высокотемпературные газографитовые реакторы) или другой конфигурации. Некоторые варианты сечений ТВЭЛов и их взаимного расположения в активной зоне реактора показаны на **Рис.2**. Компоновка ТВЭЛов в сборки осуществляется с помощью дистанционирующих деталей. ТВС является структурным элементом активной зоны реактора, позволяющим осуществить загрузку и выгрузку ядерного топлива.



**Рис.2.** Варианты сечения ТВЭЛов и их дистанционирования.

По характеру топлива и оболочки различают: ТВЭЛы, в которых топливо и оболочка металлические, ТВЭЛы, состоящие из керамического топлива и металлической оболочки и полностью керамические ТВЭЛы, покрытые пленками из пироуглерода, включенные в графитовую матрицу. Только по характеру топлива различают ТВЭЛы: металлические ТВЭЛы, в которых металлическое топливо слабо легировано, керамические ТВЭЛы с керамическим топливом без разбавляющих добавок, дисперсионные ТВЭЛы, в которых топливо является сильно разбавленным сплавом или полностью керамическим с низким содержанием топлива на единицу объема. По форме ТВЭЛа различают пластинчатые; сплошные цилиндрические, проволочные, прутковые, таблеточные, однокольцевые и многокольцевые, трубчатые; шаровые; пластинчатые; моноблочные перфорированные. По способу реализации контакта «топливо-оболочка» различают: ТВЭЛы с механическим контактом; ТВЭЛы с металлургическим контактом; ТВЭЛы с промежуточным слоем. Для увеличения

теплопередающей поверхности могут быть использованы различные виды оребрения: продольное; поперечное; продольное с прямыми ребрами и спиральными перегородками; спиральное; шевронное.

Тепловыделяющие элементы – это обычно таблетки спеченного оксида урана в трубках из алюминия, циркония или нержавеющей стали; таблетки сплавов урана с цирконием, молибденом и алюминием, покрытые цирконием или алюминием (в случае алюминиевого сплава); таблетки графита с диспергированным карбидом урана, покрытые непроницаемым графитом.

Для водо-водяных реакторов наиболее предпочтительны таблетки оксида урана в трубках из нержавеющей стали. Диоксид урана не вступает в реакцию с водой, отличается высокой радиационной стойкостью и характеризуется высокой температурой плавления. Для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов подходят графитовые топливные элементы, но у них имеется серьезный недостаток – за счет диффузии или из-за дефектов в графите через их оболочку могут проникать газообразные продукты деления. Органические теплоносители несовместимы с циркониевыми ТВЭлами и поэтому требуют применения алюминиевых сплавов. Перспективы реакторов с органическими теплоносителями зависят от того, будут ли созданы алюминиевые сплавы или изделия порошковой металлургии, которые обладали бы прочностью (при рабочих температурах) и теплопроводностью, необходимыми для применения ребер, повышающих перенос тепла к теплоносителю. Поскольку теплообмен между топливом и органическим теплоносителем за счет теплопроводности мал, желательно использовать поверхностное кипение для увеличения теплопередачи. С поверхностным кипением будут связаны новые проблемы, но они должны быть решены, если использование органических теплоносителей окажется выгодным.

Помимо порошков и гранул, в последнее время появилось новое микросферическое гранулированное керамическое топливо (диаметр гранул – несколько микрон), которое применяется для производства большого класса дисперсных ТВЭЛов с металлокерамической композицией, ТВЭЛов на основе графитовой матрицы, микроТВЭЛов с различными типами покрытий, используемых в высокотемпературных газоохлаждаемых атомных реакторах, а также виброуплотненных стержневых ТВЭЛов. Подобное топливо, видимо, будет применяться в газотурбинном модульном реакторе.

В тепловом реакторе ТВЭЛы образуют решетку, свободное пространство которой заполняется замедлителем.

По характеру топлива и оболочки различают ТВЭЛы, в которых топливо и оболочка металлические; ТВЭЛы, состоящие из керамического топлива и металлической оболочки; полностью керамические ТВЭЛы, покрытые пленками из пироуглерода, включенные в графитовую матрицу. Только по характеру топлива различают металлические ТВЭЛы, в которых металлическое топливо слабо легировано; керамические ТВЭЛы с керамическим топливом без разбавляющих добавок; дисперсионные ТВЭЛы, в которых топливо является сильно разбавленным сплавом или полностью керамическим с низким содержанием топлива на единицу объема. По форме ТВЭЛы бывают: пластинчатые; сплошные цилиндрические (блочковые; стержневые; провололочные, прутковые, таблеточные; однокольцевые и многокольцевые; трубчатые); шаровые; моноблочные; ТВЭЛ других форм. По способу реализации контакта «топливо-оболочка» различают ТВЭЛы с механическим контактом; ТВЭЛы с металлургическим контактом; ТВЭЛы с промежуточным слоем

Тепловыделяющие элементы гетерогенных реакторов обеспечивают сохранение ядерного горючего и образующихся осколков в небольшом замкнутом пространстве. ТВЭЛы представляют собой обычно литые Th, U, Pu, их сплавы или прессованную смесь – керамику или металлокерамику – делящегося вещества в виде оксида, карбида и т.п. с матрицей из металлов, окислов и т.п. Матрица обеспечивает необходимое разбавление делящихся изотопов до допустимых, с точки зрения удельных тепловых нагрузок, концентраций. Гетерогенное ядерное горючее покрыто снаружи герметичной оболочкой из алюминия, циркония или нержавеющей

стали. Комплекты ТВЭЛов в виде пластин, трубок, цилиндров, стержней часто объединяются в сборки, помещаемые в рабочие ячейки ядерных реакторов.

### 2.1 ТВЭЛ и ТВС для ВВЭР

В реакторе типа ВВЭР в качестве ядерного топлива используется спеченный диоксид урана с начальным обогащением ураном-235 в стационарном режиме в диапазоне от 2.4 до 4.4 % (масс). Полная загрузка реактора топливом – 75 тонн.

Шестигранные тепловыделяющие сборки (ТВС), содержат тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы) стержневого типа с сердечником из диоксида урана в виде таблеток, находящихся в оболочке из циркониевого сплава. Внутри циркониевой оболочки ТВЭЛа (внутренний диаметр 9,1 мм, толщина стенки 0,65 мм, материал оболочки – сплав Zr+1%Nb) располагаются таблетки топлива диаметром 7,53 мм из двуоксида урана. Масса загрузки  $UO_2$  в одном ТВЭЛе 1565 г. Гарантированный срок работы – 4 года. ТВС ВВЭР-1000 представляет собой пучок ТВЭЛов, размещенных по треугольной решетке с шагом 12,76 мм (пучок заключен в чехол из циркониевого сплава). Некоторые характеристики ТВС приведены в **Табл.2**. В свою очередь, ТВС также собраны в треугольную решетку с шагом 147 мм (ВВЭР-440) и 241 мм (ВВЭР-1000).

**Табл. 2.** Характеристики ТВЭЛов ВВЭР-1000

Размер оболочки твэлов, мм		9.1*0.65
Диаметр топливной таблетки, мм		7.53
Диаметр осевого отверстия в топливной таблетке, мм		1.4
Обогащение топлива, %	в двухлетнем цикле	3.3
	в трёхлетнем цикле	4,4
Масса загрузки $UO_2$ в одном твэле, кг		1.565

Высота ТВС с пучком регулирующих стержней составляет 4665 мм. ТВС содержит 317 твэлов, 12 направляющих каналов для стержней регулирования, один канал для датчика замера энерговыделения и полую центральную трубку. В центре шестигранной головки ТВС находится цилиндрическая втулка, в которой крепятся 12 направляющих каналов для поглощающих элементов и канал для датчика замера энерговыделений. Масса топлива в кассете 455,5 кг. Втулка соединяется с шестью углами головки ТВС ребрами, в которых располагаются подпружинные штыри, служащие для зажатия сборки в реакторе, компенсации температурных расширений и технологических допусков. По граням головки расположены окна для выхода теплоносителя из ТВС. В отличие от мировых аналогов конструкций ТВС, базирующихся на прямоугольной форме, ТВС ВВЭР-1000 имеет гексагональное сечение и поле распределения твэлов. Такая схема рассеяния твэлов обеспечивает высокую равномерность потока теплоносителя и более благоприятное водно-урановое соотношение в активной зоне. Гексагональная форма гарантирует сохранность ТВС при транспортно-технологических операциях в производстве и на АЭС.



**Рис.3.** ТВЭЛы, собранные в тепловыделяющие сборки, ТВС

Со времени пуска в эксплуатацию АЭС с ВВЭР конструкции ТВС претерпели значительные изменения. На первоначальном этапе проектирования и эксплуатации ТВС были с защитной оболочкой, т. е. чехловые, затем появились сборки с перфорированным чехлом. В настоящее время на всех проектируемых и строящихся АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 преимущество отдано бесчехловым ТВС. Бесчехловые ТВС улучшают перемешивание теплоносителя в активной зоне; уменьшают зазор между соседними

ТВС, что позволяет разместить в одном и том же объеме корпуса большее количество ТВС, и тем самым увеличить мощность реактора; снижают неравномерность энерговыделения за счет плотной упаковки ТВЭЛов; уменьшают гидравлическое сопротивление ТВС; повышают надежность охлаждения в аварийных режимах, связанных с течью теплоносителя за счет поперечной растечки воды из системы аварийного охлаждения; увеличивают количество регулируемых стержней на одну ТВС с целью повышения прочностных свойств силового каркаса сборки и снижения количества приводов системы управления защитой; снижают количество дорогостоящего материала (циркония), применяемого в ТВС.

## **2.2 ТВЭЛ для РБМК**

В качестве топлива в реакторах РБМК используется двуокись урана  $^{235}\text{U}$ . Для уменьшения размеров реактора содержание  $^{235}\text{U}$  в топливе предварительно повышается до 2,0 или 2,4 % на обогатительных комбинатах. Загрузка реактора ураном – 200 тонн. Среднее выгорание топлива 22,3 МВтсут/кг.

ТВЭЛ представляет из себя циркониевую трубку высотой 3,5 м и толщиной стенки 0,9 мм с заключенными в нее таблетками двуокиси урана высотой 15 мм. Две соединенные последовательно тепловыделяющие сборки, содержащие по 18 ТВЭЛов каждая, образуют топливную кассету, длина которой составляет 7 м. Топливная кассета устанавливается в технологический канал. Количество технологических каналов в реакторе -1661. Вода подается в каналы снизу, омывает ТВЭЛы и нагревается, причем часть ее при этом превращается в пар. Образующаяся пароводяная смесь отводится из верхней части канала.

Управление реактором осуществляется равномерно распределенными по реактору 211 стержнями, содержащими поглощающий нейтроны элемент - бор. Стержни перемещаются индивидуальными сервоприводами в специальных каналах, конструкция которых аналогична технологическим. Стержни имеют собственный водяной контур охлаждения с температурой 40 - 70°C. Использование стержней различной конструкции обеспечивает возможность регулирования энерговыделения по всему объему реактора и его быстрое заглушение при необходимости.

Топливо для реакторов РБМК постоянно совершенствуется. Сначала использовались топливные таблетки с обогащением 1,8 % по  $^{235}\text{U}$ , затем для увеличения глубины выгорания обогащение подняли до 2,4%, при этом избыточная реактивность компенсировалась установкой дополнительного поглотителя в активную зону, который по мере выгорания извлекался оттуда. В настоящее время для компенсации избыточной реактивности поглотитель включают в топливную композицию таблетки, это так называемые самовыгорающие поглотители. Цель их использования заключается не только в компенсации начальной избыточной реактивности, увеличении начального обогащения и тем самым глубины выгорания ядерного топлива, но и в избавлении от установки дополнительного поглотителя, который в реакторе является паразитным источником образования ненужных радиоактивных отходов. Сейчас используется ядерное топливо с обогащением 2,6% по  $^{235}\text{U}$  с добавлением в топливную композицию двуокиси эрбия в количестве 0,41%. В ближайшее время предполагается начать установку топлива с обогащением 2,8 % по  $\text{U}^{235}$  и содержанием  $\text{ErO}_2$  в количестве 0,6 %, а в недалёком будущем это соотношение вырастет до 3 % и 0,8% соответственно. При этом предполагается достичь максимальной глубины выгорания – до 36 МВт-сут/кг  $\text{UO}_2$ .

Без применения самовыгорающего поглотителя в топливе часть топливных каналов реактора РБМК заполняется сборками дополнительного поглотителя. При применении ядерного топлива с эрбием и выгрузкой дополнительного поглотителя снижаются максимальные нагрузки на каналы с топливом, улучшается коэффициент неравномерности. Снижение максимальных нагрузок на топливо, увеличение запасов по теплотехническим параметрам благоприятно сказываются на его надёжности, а, следовательно, и на показателях безопасности. Кроме того, ядерно-физические свойства эрбия таковы, что он обладает существенной поглощающей способностью для нейтронов с энергией выше тепловой, и в случае перегрева ядерного топлива в аварийной ситуации (например, при обезвоживании канала) он больше поглощает нейтроны, снижая тем

самым энерговыделением. Такое свойство ядерного топлива приводит к улучшению динамических характеристик реакторной установки, в частности, к снижению парового коэффициента реактивности. Помимо этого, снижение максимальных нагрузок на ядерное топливо создаёт предпосылки для увеличения общей тепловой мощности установки.

### **2.3 ТВС для реактора на быстрых нейтронах, БН600**

БН-600 - реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Электрическая мощность 600 МВт. Проектная активная зона, состоявшая из тепловыделяющих сборок с обогащением по  $^{235}\text{U}$  21% и 33%, эксплуатировалась с 1980 по 1986. Максимальное выгорание топлива, которое удалось в ней достигнуть, составило 7% тяжелых атомов, т.е. В течение следующих двух лет был осуществлен переход на активную зону с тремя вариантами обогащения (17%, 21% и 26% по  $^{235}\text{U}$ ) для снижения удельных тепловых нагрузок на ТВЭЛ. Максимальное выгорание топлива было повышено до 8,3 % т.а. Следующая модернизация была осуществлена в течение 1991-1993. Основу ее составило применение наиболее радиационноустойчивых и хорошо освоенных промышленностью конструкционных материалов. После этого удалось достичь выгорания топлива 10% т.а.

Активная зона и зона воспроизводства собираются из шестигранных ТВС кассетного типа с размерами «под ключ» 96 мм. Тепловыделяющая сборка состоит из ТВЭЛов, кожуха, головки для захвата ТВС при перегрузках и хвостовика, с помощью которого ТВС устанавливается в гнездо напорного коллектора и поддерживается вертикально. ТВЭЛы соединены между собой элементами крепления и ограждены чехлом, связывающим в единое целое все части ТВС. ТВЭЛы заполнены по длине активной зоны втулками из обогащенной окиси урана (или смеси окиси урана) и окиси плутония, а выше и ниже активной зоны расположены торцевые экраны из брикетов окиси «отвального» урана. ТВЭЛы зоны воспроизводства тоже заполнены брикетами из «отвального» урана. Газовые полости над уровнем натрия в реакторе заполнены аргоном.

### **2.4 Микросферы для ТВЭЛов**

В настоящее время микросферические гранулированные материалы находят широкое применение в различных отраслях промышленности. Большой интерес представляет использование микросферических керамических материалов в качестве топливной составляющей различных типов тепловыделяющих элементов. В последнее время гранулированное керамическое ядерное топливо применяется для производства большого класса дисперсных ТВЭЛов с металлокерамической композицией, ТВЭЛов на основе графитовой матрицы, микроТВЭЛов с различными типами покрытий, используемых в высокотемпературных газоохлаждаемых реакторах, а также виброуплотненных стержневых ТВЭЛов.

Основные преимущества использования гранулированного микросферического топлива:

- а) возможность создания автоматизированного дистанционно-управляемого технологического процесса приготовления рециркулируемого топлива из актиноидов;
- б) отсутствие пылеобразующих операций по сравнению с традиционно используемой порошковой технологией;
- в) более удобная, чем порошки форма материала на всех стадиях технологического процесса, что максимально сокращает длительность виброуплотнения;
- г) микросферы могут быть изготовлены от нескольких микрон до 2...3мм с тщательным контролем их на стадии получения геля;
- д) дефектные некондиционные микросферические частицы могут быть возвращены в начало процесса;
- е) микросферы смешанных окислов актиноидов могут быть спечены до высокой плотности (более 95 % теоретической плотности) при температуре на 200°С ниже, чем температура спекания таблеток;
- ж) возможность получения и контроля микросфер с пористостью от 10 до 30 % при высокой механической прочности, что создает дополнительные технологические преимущества.

Первые технологические схемы были основаны на методах порошковой металлургии. Отличительной особенностью этих методов получения микросферического керамического топлива является использование в качестве исходного материала порошка ядерного топлива, состав которого соответствует конечному продукту. В последнее десятилетие интенсивно разрабатываются методы производства микросферического топлива, где в качестве исходных продуктов применяются водные растворы солей делящихся и воспроизводящих материалов. Одним из "водных" методов получения микросферического керамического топлива является золь-гель процесс.

Золь-гель процесс имеет несколько вариантов гелеобразования актиноидов:

1) Осаждение гелей - процесс основан на образовании геля актиноидов в рабочем растворе, в котором равномерно распределены компоненты, затвердевающие в щелочной среде. Метод также характеризуется массопереносом.

2) Внешнее гелеобразование – характеризуется переносом массы через границу раздела фаз (сферообразующая щелочная среда – аммиачный раствор газ, содержащий осадительные компоненты). Различается прямое внешнее гелеобразование и обратное внешнее гелеобразование.

3) Внутреннее гелеобразование - основано на том, что рабочий раствор содержит гелирующие добавки (доноры аммиака), которые при повышенной температуре разлагаются в сферообразующей среде. Характерной чертой процесса является отсутствие массопереноса через границу раздела фаз [8-10].

В процессе внешнего и внутреннего гелирования в качестве дисперсионной среды используются органические жидкости нерастворимые или слаборастворимые в воде.

Порошковые методы изготовления топливных ядер, наряду с золь-гель процессом, получили достаточно широко развитие технологии топливных элементов высокотемпературных гелиевых реакторов. Наибольшее распространение получил способ изготовления изделий из пластифицированных масс. Разновидностью этого способа является метод механической сфероидизации мерных топливных заготовок, который и выбран в качестве основы для разработки технологии топливных микросфер. Метод заключается в обкатывании топливных заготовок из пластифицированных масс до совершенных микросфер.

### **3. КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ**

Ядерными энергетическими называются установки, преобразующие ядерную энергию в работу с помощью рабочего тела – газа реального, например водяного пара, или псевдогаза – электронов твёрдого тела. По методам получения энергии ЯЭУ подразделяются на два вида: ядерные реакторы, представляющие собой устройства, в которых обеспечиваются условия протекания управляемой самоподдерживающейся реакции деления тяжёлых ядер, и термоядерные реакторы, представляющие собой устройства для обеспечения управляемого самоподдерживающегося синтеза лёгких ядер.

Основной составной частью ЯЭУ является тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ). В ядерных реакторах он состоит из ядерного топлива (U, Pu и их соединения с другими элементами), заключённого в оболочку или матрицу из конструкционного материала. В термоядерном реакторе основным ТВЭЛом является сама рабочая камера реактора (в которой осуществляется синтез лёгких элементов (дейтерия и трития), а вспомогательными являются ТВЭЛы с ядерным топливом, расположенные вне рабочей камеры.

К реакторным конструкционным материалам относятся такие металлы, как алюминий, цирконий и его сплавы, сплавы на основе магния, нержавеющая сталь и сплавы на основе железа, никеля, хрома, тугоплавкие металлы и сплавы, тугоплавкие металлы и сплавы, цветные металлы и сплавы на их основе. Основными материалами для оболочек тепловыделяющих элементов служат алюминий и цирконий. Нержавеющая сталь применяется в ограниченных количествах и только в реакторах на обогащенном уране, так как сильно поглощает тепловые нейтроны.



### 3.1 Условия работы конструкционных материалов в атомных реакторах

В ядерных реакторах наиболее напряжёнными узлами являются оболочки ТВЭЛов, чехлы ТВС, корпус, элементы теплообменников (парогенераторов) и трубопроводов первого контура.

Наиболее важным параметром ЯЭУ является объёмное энерговыделение, которое определяет потоки нейтронов и тепловую нагрузку на единицу площади поверхности и длины оболочки ТВЭЛа. Энерговыделение в единице объёма ТВЭЛа или плазмы и параметры теплоносителя (теплоёмкость, расход, температура на входе) определяет рабочую температуру оболочки ТВЭЛа. Поэтому важными параметрами являются температура оболочки ТВЭЛа, температура, давление и вид теплоносителя, среда, окружающая тепловыделяющий элемент, режим работы ЯЭУ. Наибольшее энерговыделение достигнуто в реакторах с водяным и жидкометаллическим охлаждением (ВВРД – водо-водяной реактор с водой под давлением, ИР – исследовательский реактор, БР – быстрый реактор). Самые высокие значения удельного энерговыделения в оболочке ТВЭЛа достигнуты в реакторах на быстрых нейтронах (2,9 – 3,1 МВт/м<sup>2</sup>). Плотности потоков быстрых и тепловых нейтронов в активной зоне энергетических реакторов на быстрых нейтронах практически одинаковы. У реакторов на тепловых нейтронах плотность потока первых на порядок выше. Наибольшие плотности потока быстрых нейтронов – у специальных исследовательских реакторов.

Температура теплоносителя максимальна у газоохлаждаемых реакторов и у реакторов с жидкометаллическим охлаждением. Температура оболочки ТВЭЛа – производная объёмного энерговыделения и интенсивности охлаждения – является параметром, определяющим ресурс ТВЭЛа и стенки. Давление теплоносителя имеет максимальное значение в реакторе ЯЭУ является физико-химическая активность среды, окружающей конструктивный элемент, с учётом её температуры и давления. Существенным параметром, определяющим работоспособность узлов ЯЭУ, является временной режим работы (стационарность, цикличность нагрузок).

Основным отличием ЯЭУ от обычных тепловых энергетических установок является наличие мощных радиационных полей, вызывающих структурные изменения в объёме материала и на поверхности и, как следствие этого, ухудшение свойств облучаемого материала.

Специфика радиационного воздействия ядерного излучения ЯЭУ на повреждение и изменение структуры в объёме материала состоит в наличии быстрых (выше 1 МэВ) нейтронов. Нейтроны рассеиваются и поглощаются атомами материала, вызывая их смещение, изменение изотопного состава вследствие радиационного захвата ( $n,\gamma$ ) нейтронов, из-за реакций ( $n,\alpha$ ) ( $n,p'$ ) ( $n,p$ ) ( $n,n'$ ) ( $n,d$ ), ( $n,t$ ) ( $n,2n$ ) и ( $n,3n$ ), имеющих пороговый характер. Энергетический порог для реакций размножения нейтронов, например, ( $n,2n$ ) равен: для Мо 13,1 МэВ, для Nb 8,8 МэВ, для V 10,3 МэВ, для Cr 12,9 МэВ, для Ni 11,9 МэВ.

Степень радиационного повреждения материала определяется числом первично-выбитых атомов (ПВА) твёрдого тела налетающей (бомбардирующей) частицей и зависит от её энергии. Нейтроны создают каскады повреждений и субкаскады (до шести на один каскад) за счёт упругого и неупругого взаимодействия нейтронов. Доля каскадов вследствие упругого взаимодействия нейтронов зависит от массы атома и равна 20 – 30% от общего числа каскадов. Таким образом, определяющим процессом в радиационном повреждении материалов является неупругое взаимодействие нейтронов. Существенное влияние на скорость создания смещённых атомов в конструкционных материалах оказывает интенсивность нейтронного потока, а также вид материала.

Смещение атомов сопровождается накоплением в материале дефектов: междоузельных атомов и вакансий. Вследствие разной подвижности дефектов, взаимодействия их между собой и с элементами структуры конструкционные материалы распухают, испытывают радиационно-ускоренную ползучесть и структурно фазовые изменения.

Быстрые нейтроны вызывают значительные изменения изотопного состава облучаемых материалов, сопровождаемые образованием гелия, водорода и других, в том числе радиоактивных, нуклидов. Распухание топлива при облучении его в быстрых реакторах не

является монотонной функцией отношения количества гелия на смещённый атом: распухание может увеличиваться, уменьшаться или оставаться неизменным с ростом этого отношения. С ростом отношения He/СНА почти всегда увеличивается плотность пор (пузырьков); влияние накапливаемого газа зависит от температуры, дозы и интенсивности облучения.

Изменение изотопного состава при облучении существенно зависит от энергии ионов. Накопление в материале радиоактивных элементов вызывает с экологической точки зрения отрицательные последствия, в первую очередь повышение радиоактивности материалов и, следовательно, радиационной опасности, спад которой до приемлемого уровня наступит через многие годы (десятки и сотни лет) после остановки реактора. Накопление радиоактивных продуктов и их распад вызывают остаточное энерговыделение. Источником тепла являются, в основном элементы, испытывающие  $\beta$ - и  $\gamma$ - распады, причём наиболее значительное энерговыделение наблюдается в первые 50 – 100 суток после остановки реактора. Остаточное энерговыделение может привести к критической ситуации в случае отказа системы охлаждения атомного реактора.

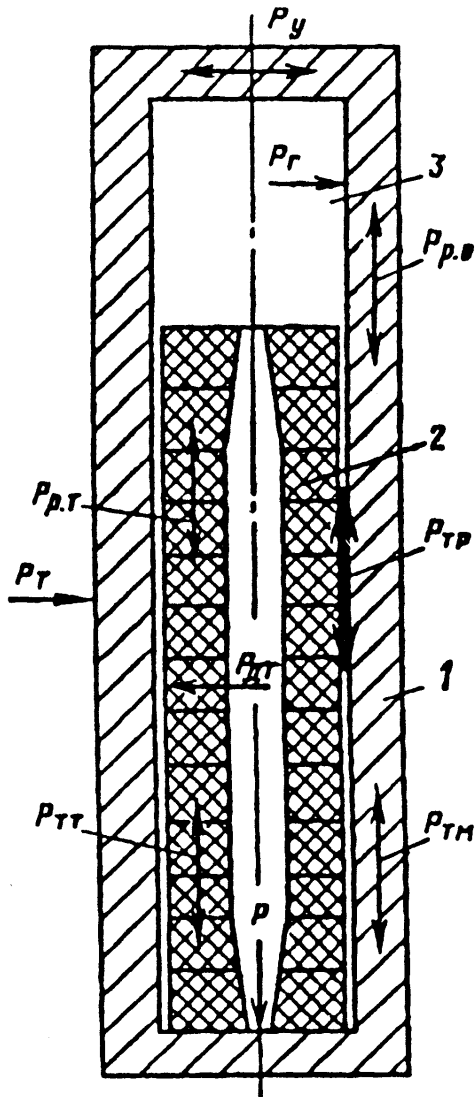
Совокупное воздействие нейтронов, вызывающее образование отдельных точечных дефектов, скопление смещённых атомов в петли междоузельных атомов, а вакансий в вакансионные петли и пустоты, накопление атомов газа и образование газовых пузырьков, накопление атомов с различными размерами за счёт реакций ядерных превращений выразится в изменении свойств и размерной стабильности материалов, т.е. приведёт к радиационному упрочнению, охрупчиванию и распуханию, активации материалов, вызовет явление радиационной ползучести, приведёт к изменению физических свойств материала. Это в свою очередь может привести к искажению форм и размеров различных конструктивных элементов ЯЭУ, нарушению режима работы реактора, другим неблагоприятным и даже аварийным последствиям.

Основными критериями оценки радиационной стойкости того или иного материала, влияющими на долговечность конструктивных элементов ЯЭУ, являются: радиационное охрупчивание, распухание и радиационная ползучесть. Эти факторы радиационного воздействия ограничивают срок работы материалов в атомном реакторе.

### **3.1.1 Тепловыделяющие элементы**

Рассмотрим условия работы ТВЭЛа – наиболее напряжённого узла реактора. Оболочка ТВЭЛа (**Рис.4**) подвержена многообразному силовому воздействию, включающему вибрационные нагрузки, установочные усилия, внутреннее давление газообразных продуктов деления, радиальное давление топлива на оболочку, силу веса топливного сердечника, давление распухающего топлива, давление, вызванное распуханием оболочки, термические напряжения в оболочке, усилие от трения топлива в оболочке, внешнее давление теплоносителя. Кроме того, в работающем ТВЭЛе может происходить химическое взаимодействие оболочки с топливом, с продуктами его деления (кислород, йод, цезий, теллур и др.), с теплоносителем. Реальными являются эрозионный и кавитационный износы оболочки, приводящие к её утонению. Важным является не только химическое, но и механическое взаимодействие «топливо-оболочка». Трещины в топливе и разрывы между таблетками являются местами локальных напряжений в оболочке.

В реакторах на быстрых нейтронах оболочка ТВЭЛа за компанию облучится нейтронами до флюенсов порядка  $10^{27}$  нейтр/м<sup>2</sup>. Воздействие таких флюенсов вызывает накопление радиационных дефектов и может привести к вакансионному распуханию материала и, в случае неоднородности распухания, к появлению дополнительных напряжений в оболочке. Воздействие высоких флюенсов быстрых нейтронов приводит к радиационно-стимулированному изменению структуры, а также элементного и фазового состава конструкционного материала и, как следствие этого, значительному изменению механических свойств: радиационному упрочнению, охрупчиванию, радиационной ползучести. Химическое взаимодействие жидкометаллического



теплоносителя с оболочкой ТВЭЛа вызывает селективное растворение компонентов конструкционного материала, утонение оболочки и перенос массы по контуру теплоносителя.

**Рис.4.** Схема стержневого ТВЭЛа (1- оболочка, 2 – стержневой столбик ТВЭЛа, 3 – газосборник) и действующие силы в рабочем ТВЭЛе:  $p_y$  – установочные;  $p_r$  – давления газа;  $p$  – веса (массы топлива);  $p_{p.0}$  – распухания оболочки;  $p_{p.T}$  – распухания топлива;  $p_{T.M}$  – термические;  $p_{T.p}$  – трения;  $p_T$  – теплоносителя

В реакторах на тепловых нейтронах с водяным теплоносителем возможно гидрирование и, следовательно, резкое охрупчивание и разгерметизация оболочки ТВЭЛа. Разгерметизация может наступить на различных стадиях эксплуатации ТВЭЛа, так как она в значительной степени зависит от качества изготовления ТВЭЛа, качества сварных швов. Одна из причин разгерметизации ТВЭЛа связана с накоплением влаги внутри оболочки и локальным гидрированием оболочки. Это объясняется тем, что топливный сердечник из обогащённого урана может содержать некоторое количество технологического фтора. Фтор нарушает защитную оксидную плёнку на внутренней стороне оболочки, что способствует ускоренному проникновению свободного водорода и разрушению оболочки по механизму локального гидрирования.

Высокие выгорания топлива могут стимулировать радиационный рост и прогиб оболочки. Например, для циркониевых труб характерно наличие текстуры, т.е. зерна в стенке трубы имеют предпочтительную ориентацию, что приводит к эффекту радиационного роста ТВЭЛОВ, чехлов ТВС и каналных труб реакторов. Скорость радиационного роста зависит от температуры и нейтронного потока, и поэтому температурные неравномерности и градиенты нейтронных полей в активной зоне будут приводить к неодинаковым изменениям размеров ТВЭЛОВ и к их прогибам. Причиной прогиба ТВЭЛа могут быть и неравномерные остаточные напряжения в оболочке.

Вибрации ТВЭЛОВ и ТВС, вызванные потоком теплоносителя, могут быть причиной фреттинг-коррозии и повышенного износа в местах контакта ТВЭЛОВ с ячейками дистанционирующих решёток. Особенно подвержены фреттинг-коррозии оболочки ТВЭЛОВ и бесчехловых ТВС реакторов типа РБМК и ВВЭР-1000. В местах разрыва топливного столба ТВЭЛа, например, вследствие доспекания топлива (сокращения объёма) оболочка ТВЭЛа может потерять устойчивость из-за накопления деформации ползучести под воздействием напряжений от давления теплоносителя. Наличие мест разрывов топливного столба, кроме того, может повлиять на эксплуатационные характеристики из-за локального всплеска энерговыделения.

Накопление в ТВЭЛах короткоживущих нуклидов с большим сечением захвата нейтронов (например, в  $^{135}\text{Xe}$  сечение захвата  $3,5 \cdot 10^{-22} \text{ м}^2$ ) вызывает так называемое отравление активной зоны реактора («йодная яма»). Особенно быстро накапливается ксенон в процессе кратковременной остановки реактора. Запуск «отравленного» реактора – непростая задача, требующая избытка реактивности. Накопление в ТВЭЛах стабильных нуклидов с большим сечением захвата нейтронов (например, в  $^{149}\text{Sm}$  сечение захвата  $5,4 \cdot 10^{-24} \text{ м}^2$ ) вызывает

зашлаковывание активной зоны и соответствующее падение реактивности. Режим работы реактора должен в наибольшей степени уменьшать зашлаковывание.

### 3.1.2 Корпус ядерного реактора

В ядерных реакторах корпусного типа, работающих на водяных или газовых теплоносителях, корпус может быть или стальной, или комбинированный из стали и напряжённого бетона. В водо-водяных реакторах давление теплоносителя достигает значений 16МПа, а температура 300°С. В процессе длительной эксплуатации (а корпус рассчитывают на 30 лет) материал испытывает нейтронное облучение до флюенсов  $10^{24}$  нейтр/м<sup>2</sup> в условиях постоянного контакта с движущейся пароводяной смесью. Таким образом, в ядерных реакторах корпусного типа несущий корпус является важным узлом, работающим в напряжённых условиях.

Обобщая рассмотрение условий работы различных ЯЭУ, необходимо подчеркнуть основные факторы, определяющие общие требования к свойствам конструкционного материала:

- 1) напряжённое состояние, возникающее в конструкционном элементе под действием различных механических, термических и радиационных воздействий;
- 2) рабочая температура материала, обусловленная соотношением энерговыделения и теплоотвода;
- 3) радиационное воздействие на материалы нейтронами, гамма- и другими видами излучения;
- 4) наличие химически активной среды в виде движущегося теплоносителя, скопления газообразных продуктов деления и остаточных газов;
- 5) циклический характер работы ряда ЯЭУ, особенно импульсных, определяющий размах теплосмен и амплитуд нагрузок в процессе эксплуатации.

### 3.2 Требования к конструкционным материалам

Конструкционный материал должен быть прочным или жаропрочным (термостойким, выносливым), коррозионно- и радиационно-стойким, должен иметь чётко выраженную особенность, например, обладать малым сечением захвата нейтронов, иметь высокую теплопроводность и другие особенности.

#### 3.2.1 Физические свойства

Эксплуатационная стойкость конструкционного материала в условиях теплосмен, в магнитном и электрическом полях, в поле радиационного воздействия существенно зависит от сочетания физических свойств. Полезную роль играет сочетание высоких значений температуры плавления, теплопроводности с низкими значениями теплоёмкости, коэффициента термического расширения и плотности.

Для определённых типов ЯЭУ существуют жёсткие ограничения по некоторым физическим свойствам конструкционного материала. Так, материалы активной зоны реакторов на тепловых нейтронах должны иметь минимальное сечение захвата тепловых нейтронов. Материалы рабочей камеры и blankets термоядерного реактора с магнитным удержанием плазмы должны иметь высокие значения удельного электросопротивления (для исключения шунтирования плазмы) и магнитной проницаемости (для исключения искажения магнитного поля реактора).

#### 3.2.2 Механические свойства

Механические свойства определяют термомеханическое поведение элементов конструкции активной зоны и корпуса реактора, т.е. определяют конструктивную прочность и в значительной степени работоспособность и живучесть материалов, долговечность и надёжность элементов конструкции. Таким предельным состоянием материала может быть разрушение, потеря формы или размера, потеря устойчивости, износ, накопление внутренних дефектов.

***Надёжность** – свойство изделия выполнять заданные функции, сохраняя свои эксплуатационные показатели в заданных пределах в течение требуемого промежутка времени или требуемой наработки.*

***Долговечность** – свойство изделия сохранять работоспособность до предельного состояния (невозможности его дальнейшей эксплуатации).*

*Живучесть* – способность материала работать в повреждённом состоянии после образования трещины.

Работоспособность конструктивных элементов ЯЭУ определяется эксплуатационными условиями: временными зависимостями и значениями напряжений, деформаций и температур, наличием излучений и агрессивной среды. В случае растягивающих (сжимающих) нагрузок работоспособность материала определяется пределом прочности на разрыв и запасом прочности. При длительной эксплуатации при достаточно высоких температурах, например, выше 200°С для сплавов циркония, 350°С для углеродистой стали и 450°С для коррозионно-стойкой стали, материал будет деформироваться при напряжениях, меньших предела текучести (вследствие ползучести). При режимах эксплуатации материала, связанных с циклическостью механических нагрузок, работоспособность будет зависеть от циклической прочности, важной характеристикой которой является предел выносливости материала. Основной характеристикой материала, описывающее его сопротивление усталости, является предел выносливости, представляющий собой наибольшее циклическое напряжение, выдерживаемое материалом неограниченное число раз (обычно  $10^7$  раз). Для расчёта сопротивления материалов пластической деформации требуется знание таких параметров, как предел прочности и текучести, ползучести и длительной прочности. Оценка устойчивости требует знания модуля нормальной упругости материала. При расчёте на прочность при длительной эксплуатации в условиях высоких температур необходимо знание пределов ползучести и длительной прочности материала в условиях близких к эксплуатационным.

### **3.2.3 Физико-механические свойства**

Физико-химические свойства конструкционных материалов – это совокупность свойств, характеризующих степень химического взаимодействия материалов с окружающей технической средой ЯЭУ, т.е. с теплоносителями (водой, газами, жидкими металлами, солями металлов и др.), с контактирующими материалами (ядерным топливом и др.). Практический интерес представляет совместимость, т.е. степень химического взаимодействия конструкционного материала со всеми его окружающими материалами.

Материалы считаются совместимыми в конкретных температурно-временных условиях, если химическое взаимодействие между ними отсутствует или настолько мало, что не изменяет заметно состав, структуру и свойства конструкционного материала. Задача обеспечения совместимости материалов ЯЭУ является комплексной, так как зависит не только от видов материалов, но и от конструкторского решения тех или иных элементов (узлов) реактора, их назначения и режимов работы. Например, материал оболочки ТВЭЛа ВВЭР снаружи омывается смесью воды и пара, а изнутри контактирует с ядерным топливом и продуктами деления топлива.

При оценке совместимости конструкционного материала с теплоносителем и газообразными продуктами деления топлива необходимо контролировать скорость передвижения коррозионного фронта:  $v_k$  – должна быть не более  $10^{-2}$  мм/год; глубину повреждённого коррозией слоя:  $h_k$  должна быть менее 1 мм; величину слоя конструкционного материала растворённого в теплоносителе:  $t_k < 1$  мм.

При формулировании требований к физико-химическим свойствам конструкционного материала необходимо помнить, что облучение материалов ускоряет коррозию и поэтому радиационная коррозия несколько выше коррозии окислительной (растворительной). В ряде случаев может происходить резкое повышение скорости коррозии – коррозионный срыв вследствие его механизма. Например, такое возможно при изменении окислительного механизма на гидридообразующий при взаимодействии циркония с водой ( $T_p > 360^\circ\text{C}$ ), коррозионно-стойкой стали с натрием при повышенном содержании в теплоносителе и стали кислорода ( $T_p > 650^\circ\text{C}$ ).

### **3.2.4 Материалы конструктивных элементов ЯЭУ**

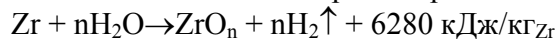
Тепловыделяющие элементы. Конструкционные материалы ТВЭЛов реакторов на тепловых нейтронах должны обеспечить: минимальное искажение нейтронного поля; простоту конструкции и низкую стоимость оболочки; надёжную работу в течение всего периода расчётной

компании; запланированное выгорание топлива без искажения размеров, формы и разрушения (разгерметизации оболочки); возможность переработки ядерного топлива. Это возможно при условии, что материал оболочки будет иметь минимальное сечение поглощения нейтронов, достаточное сопротивление коррозии всех видов и эрозии при контакте с движущимся теплоносителем, высокие значения физико-механических и теплофизических свойств и их сохранение в эксплуатационных условиях.

Опыт эксплуатации реакторов с водяными теплоносителями и анализ аварий на АЭС показывают, что для обеспечения безопасности ядерного реактора необходима высокая работоспособность ТВЭЛов. Повышение работоспособности предполагает предотвращение гидрирования, исключение радиационного роста и прогиба оболочек ТВЭЛа, устранение фреттинг-коррозии и износа, подавление физико-химического взаимодействия топлива и оболочки, приводящего к коррозионному растрескиванию её под напряжением.

Особое место в вопросах безопасности АЭС занимает изучение поведения оболочек ТВЭЛов при потере водяного теплоносителя. Классический случай такой аварии, связанной с потерей теплоносителя из активной зоны из-за большого разрыва оборудования первого контура, находящегося под давлением, включая трубопровод с двусторонним истечением теплоносителя при работе реактора на номинальной мощности, известен за рубежом как авария типа ЛОКА (Loss of Coolant Accident). При отсутствии потока теплоносителя оболочка ТВЭЛа разогревается и окисляется. Температура топлива повышается, при этом выделяются дополнительные газообразные продукты. В результате внутреннее давление газов в ТВЭЛе увеличивается до тех пор, пока оболочка не начнёт локально вспучиваться. Это приводит к значительной её деформации. После срабатывания аварийной защиты и подачи холодного теплоносителя оболочка ТВЭЛа испытывает термический удар. Повреждения могут быть самыми различными и весьма серьёзными.

Обычно аварийная система АЭС проектируется таким образом, чтобы обеспечить сохранение целостности оболочки. Для этого необходимо обеспечить следующие предельно допустимые параметры оболочки ТВЭЛа (например, циркониевой): 1) максимальная температура оболочки ТВЭЛа не должна превышать 1204°C; 2) максимальное окисление оболочки не должно охватывать более 17% общей толщины оболочки; 3) общее количество водорода, выделяющееся при химической реакции металла оболочки с водой и паром по реакции:



не должна превышать 1% количества водорода, которое выделилось бы, если бы весь металл оболочки ТВЭЛа по длине топливного сердечника вступил в реакцию; кроме того, накладываются ограничения на параметры охлаждения активной зоны.

Существуют и определённые требования к ТВЭЛу как конструкции. ТВЭЛ должен содержать минимальное количество конструкционного материала. Не допускается локальный перегрев участков ТВЭЛа вследствие неравномерного энерговыделения. Должно соблюдаться соответствие объёмного содержания ядерного топлива, материалов для воспроизводства ядерного топлива, материалов для выгорающих поглотителей и конструкционных материалов количеству теплоносителя и замедлителя в активной зоне реактора.

Материалы оболочки ТВЭЛов ядерных реакторов должны обладать термической и радиационной стабильностью, конструктивной прочностью и коррозионной стойкостью.

**Корпус водо-водяного реактора.** Корпуса водо-водяных реакторов должны обладать исключительной надёжностью для обеспечения безопасной работы реактора в течение заданного срока (около 30 лет). Поэтому наиболее важным требованием к свойствам материала корпуса является прочность при соответствующем запасе пластичности в реакторных условиях. Необходимо обеспечить гарантированное исключение хладноломкости стали, например, в условиях аварийного расхолаживания реактора или гидравлических испытаний, некатастрофическое ухудшение характеристик вязкости под действием нейтронного облучения.

Корпус ядерного реактора типа ВВЭР имеет внушительные размеры, массу и толщину стенок (Табл. 3). Поэтому очень важно качество изготовления корпуса и крышки реактора, надёжность и долговечность работы которых в значительной степени определяются технологией производства и обработки материала, т.е. его технологичностью.

**Табл.3.** Основные характеристики корпусов ВВЭР.

Параметр	ВВЭР-400	ВВЭР-1000
Рабочее давление, МПа	12,5	16
Внутренний диаметр, м	3,56	4,155
Высота, м	11,8	10,88
Максимальный диаметр, м	4,27	4,535
Толщина, мм:		
- цилиндрической части	140	190
- зоны патрубков	200	265
Масса корпуса, кг	200,8*10 <sup>3</sup>	304*10 <sup>3</sup>

Изготовление корпуса ВВЭР осуществимо только в заводских условиях. Для изготовления корпуса отливаются несколько слитков из качественной электростали (перлитная сталь). Заливка стали в изложницы производится в вакуумной камере. Ковка заготовок осуществляется на прессе методом свободнойковки. Полученные заготовки проходят отжиг, после чего поступают на механическую переработку. Изготовленные элементы корпуса укрупняются сваркой в промежуточные блоки, на внутренние поверхности которых наплавляется антикоррозионный слой из аустенитной высоколегированной стали. Все сварные соединения и наплавки проходят радиографический контроль, ультразвуковую дефектоскопию и другие виды контроля. Изготовленный корпус подвергается гидроиспытаниям, тщательному контролю сварных швов.

### **3.2.5 Совершенствование конструкционных материалов ЯЭУ**

Требования к свойствам конструкционных материалов можно разделить на две группы. Первая группа – это требования собственно к свойствам, обусловленным природой того или иного материала, например, физическим, механическим, химическим, технологическим и др. Некоторые из этих свойств зависят от структуры, элементного состава и фазового состояния. Вторая группа требований к материалам представляет собой перечень факторов (например, радиационная и коррозионная стойкость), определяющих работоспособность материалов в конкретных условиях. Эти требования являются комплексными. Например, требование высокой радиационной стойкости материала означает сохранение в условиях облучения достаточной пластичности и вязкости разрушения, прочности и длительной прочностью. Но это же требование означает ограничение в допустимых пределах вакансионного распухания, радиационного роста или наведённой активности, т.е. новых явлений, обусловленных возникновением в материале радиационных дефектов. Радиационная и коррозионная стойкость конструкционного материала, как и его свойства, также определяется кристаллической структурой, элементным и фазовым составом сплава. Следовательно, через воздействие на структуру, элементный и фазовый состав возможно изменение многих свойств материала. Разработка конструкционного материала представляет собой сложный процесс, важным элементом которого является направленное изменение элементного состава, фазового состояния и структуры в объёме материала и в его приповерхностном слое и обеспечение стабильности сформированного структурно-фазового состояния в эксплуатационных условиях.

Основным фактором является работоспособность элемента. Например, основные свойства нагруженной конструкции – это всегда прочностные свойства, т.е. комплекс свойств, характеризующих конструктивную прочность в конкретных временных, температурных и силовых условиях. Чаще всего этими свойствами являются длительные прочность (ползучесть) и пластичность в неизотермических и нестационарных условиях, сохраняющие свои значения на допустимом уровне в условиях получения и коррозионного взаимодействия. Для реактора на тепловых нейтронах одним из основных свойств является ядерно-физическое сечение захвата

нейтронов. Ограничивающие факторы определяют те свойства, которые влияют на технико-экономические показатели ЯЭУ, но не являются определяющими работоспособность материала. К таким свойствам относят технологичность, стоимость, удельную прочность, вакуумно-технологические свойства, совместимость металлов и др. ограничивающие факторы определяют направления оптимизации выбора материала.

Составной частью процесса создания ТВЭЛа являются этапы выбора материалов топлива и оболочки, анализ из свойств во вне и внутрореакторных условиях, оценка совместимости (химической и физической) оболочки с топливом. Борьба с нестабильностью микроструктуры материала – это замедление кинетики процесса перехода структуры в более стабильное состояние (сопровожаемое ухудшением свойств) путём комбинирования термической обработки и деформации.

### 3.3 Выбор состава материала

Конструкционные материалы современных ЯЭУ представляют собой сложные, многокомпонентные сплавы различных элементов. Эти сплавы содержат один или несколько элементов, определяющих основные свойства материала, составляющих его основу, и ряд легирующих элементов, придающих основе недостающие эксплуатационные характеристики. В связи с этим процесс разработки материала методологически можно расчленить на два относительно самостоятельных этапа: выбор основы и выбор комплекса легирующих элементов.

Выбор основы сплава – одна из относительно простых задач в цепи разработки материала, так её решение в большинстве случаев связано с анализом осуществлённых в практике разработок и достижений материаловедения. Выбор основы сплава это и оптимизационная задача, при решении которой достижение основного рабочего свойства сочетается с разумными ограничениями по стоимости, технологичности и другими свойствами материала, т.е. изыскивается оптимальный вариант.

Например, необходимо выбрать материал для оболочки ТВЭЛа ядерного реактора на тепловых нейтронах. Материал должен удовлетворять ряду требований к основным рабочим свойствам, но главным является сечение захвата тепловых нейтронов – оно должно быть минимальным. Этому требованию удовлетворяют графит, Be, Mg, Zr и Al. Бериллий относится к группе дорогостоящих металлов, Zr – относительно недорогих, а графит, Al и Mg – дешёвых. Следовательно, более перспективными для размещения в активной зоне ядерного реактора являются алюминий, графит и магний. Конструктивные элементы активной зоны многих энергетических и исследовательских ядерных реакторов изготовлены из материалов, созданных на основе алюминия и магния. В энергетических водо-водяных реакторах, работающих при относительно высоких (около 300°C) температурах теплоносителя применяют более жаропрочные сплавы циркония.

Принципы выбора легирующих элементов вытекают из необходимости получения материала с набором заданных свойств. Исходя из гипотезы в связи с элементным составом и структурно-фазовым состоянием можно заключить, что для придания основе сплава необходимого набора свойств следует изменить её состав, фазовое и структурное состояние. Это можно сделать легированием, термической, термомеханической и другими видами обработки.

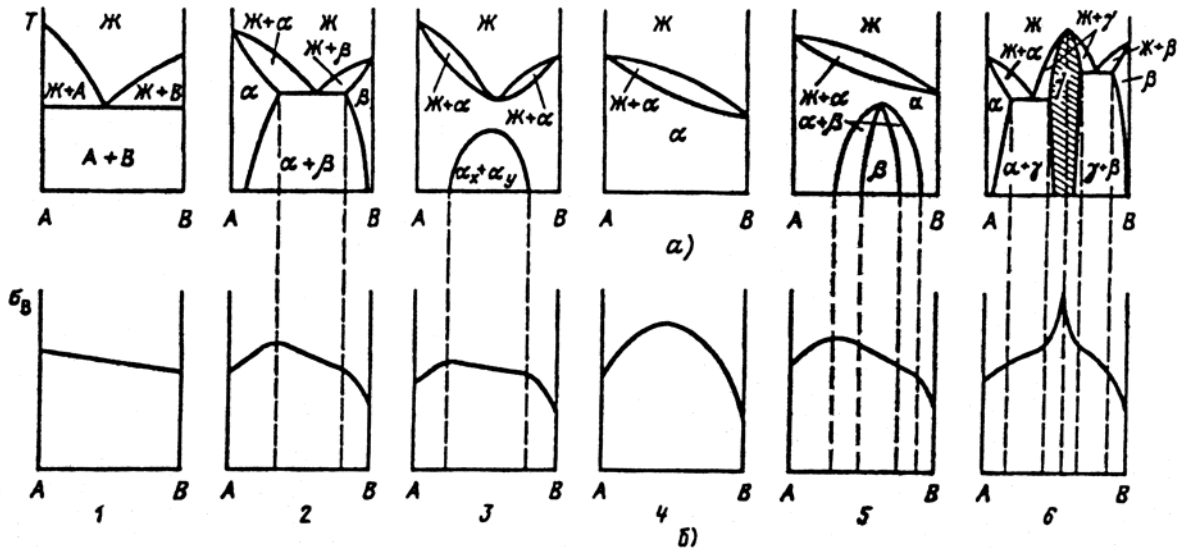
Легирование представляет собой процесс добавки в материал одного или нескольких химических элементов, а легирующими элементами называют химические элементы, специально вводимые в основу сплава в определённых концентрациях с целью изменения её строения и свойств.

Замечание. Легирующие компоненты нельзя называть примесями. Примесями называют элементы, постоянно присутствующие в сплаве в качестве технологических добавок или остатка элементов, попавших из руды. В случае малых концентраций (около 0,1%) специально вводимых в сплав химических элементов процесс называют микролегированием.

В основе формирования определённого структурно-фазового состояния материала лежит взаимодействие химических элементов (компонентов), составляющих данный материал, между



собой. Нерастворимость компонентов или их механическая смесь (расслоение в твёрдом состоянии) образуется в случае неспособности элементов к взаимному растворению в твёрдом состоянии или в случае отсутствия химического взаимодействия с образованием промежуточной фазы. Типичное расслоение в твёрдом состоянии – образование эвтектоида. В отличие от механической смеси фаз твёрдый раствор является однофазным и существует в определённом интервале концентраций компонентов. Различают твёрдые растворы замещения, внедрения и вычитания. При определённых условиях компоненты образуют непрерывный ряд твёрдых растворов, т.е. такое состояние сплава, в котором взаимная растворимость между компонентами возможна при любых соотношениях их концентрации. Твёрдый раствор называют неограниченным, если у него в области между линиями ликвидус-солидус отсутствуют особые точки (Рис.5а, диаграмма 4). В отличие от неограниченных ограниченные твёрдые растворы характеризуются определённой растворимостью одного компонента в другом. Промежуточные фазы представляют собой интерметаллические соединения – соединения металлов, не всегда имеющие металлическую связь, и металлические соединения, характеризующиеся металлической связью (не всегда содержащие металлические элементы, например  $ZrH_2$ ).



**Рис. 5.** Различные виды двойных диаграмм состояния химических элементов А и В (а) и соответствующие концентрационные зависимости пределов прочности от составов сплавов (б).

Наибольшую ценность для выбора легирующего элемента представляет наличие диаграмм состав-свойство. Приведём примеры, показывающие связь диаграмм состояния двух элементов со свойствами образующихся сплавов.

На Рис.5 представлены диаграммы концентрационной зависимости предела прочности от состава сплава (Рис. 5б), соответствующие различным типам диаграмм состояния (Рис. 5а). из рисунка видно, что увеличение прочности сплава происходит за счёт растворения одного элемента в другом, причём максимум прочности находится вблизи 50% концентрации растворённого компонента (Рис.5, диаграмма 4), и образования химического соединения (Рис.5, диаграмма 6). Однако максимум жаропрочности (длительной плотности) с ростом температуры испытания сплавов смещается относительно концентрационной шкалы элементов диаграммы. Максимумы температуры рекристаллизации и жаропрочности сплавов с ростом температуры испытания или смещаются в сторону более тугоплавкого компонента (химического соединения), или раздваиваются с образованием минимума. С точки зрения разработки жаропрочного сплава не обязательна значительная концентрация легирующего компонента, ибо разбавленные твёрдые

растворы могут быть более жаропрочны по сравнению с растворами, содержащими 50% лигирующего компонента.

## **4. КОРРОЗИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ**

### **4.1 Коррозионная стойкость материала**

Коррозией называют поверхностное разрушение металлов в результате воздействия окружающей среды, в основе которого лежат химические и физико-химические (электрохимические) процессы. В настоящее время термин «коррозия» распространяют и на поверхностное разрушение под воздействием жидких металлов, хотя лежащие в основе этого воздействия процессы имеют несколько иной характер. В некоторых случаях разрушение поверхности конструкционных материалов происходит в результате её механического повреждения от истирания или ударов частиц теплоносителя (среды). Это явление называют эрозией.

Коррозия в газовых средах (теплоносителях) осуществляется в результате химического взаимодействия конструкционных материалов с газами. Это взаимодействия приводит к образованию оксидов, нитридов, гидридов и других фаз на поверхности металлов и сплавов, что обычно вызывает снижение их прочности и пластичности.

Коррозия в воде, паро-водяной смеси и перегретом паре может осуществиться двумя путями. При сравнительно низких температурах происходит электрохимическое взаимодействие материалов со средой. При повышенных температурах в перегретом паре наряду с электрохимическими процессами существенную роль может играть и химическое взаимодействие. Электрохимическая коррозия имеет место во влажности воздухе, причём процессы идут в тонком слое влаги, осаждающейся на металле из воздуха. Такой вид коррозии называют атмосферной коррозией.

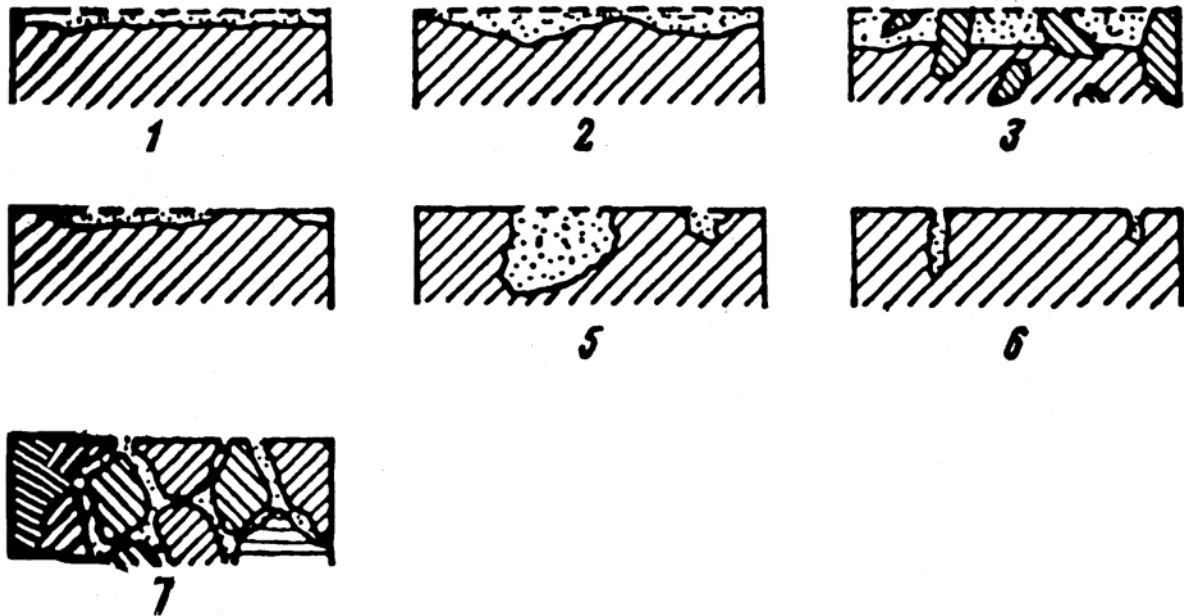
Коррозия в органических теплоносителях относится к химическому виду коррозии, так как разрушения материала происходит в результате химического взаимодействия материала с продуктами термического и радиационного разложения углеводородов, с примесными газами (кислородом).

Коррозия в жидкометаллических теплоносителях происходит в результате равномерного или избирательного растворения отдельных компонентов конструкционных материалов. При этом часто образуется пористость, жидкие металлы проникают в приповерхностные слои. Коррозия в жидкометаллических средах существенно зависит от чистоты как конструкционных материалов, так и среды.

Наличие газообразных продуктов деления ядерного топливного (цезия, теллура, йода) и кислорода в зазоре между топливом и оболочкой ТВЭЛа вызывает явление, известное как химическое взаимодействие топлива и оболочки, приводящее к разрушению внутренней поверхности вследствие фронтальной и межкристаллитной коррозии и переноса химических элементов материала оболочки в топливо. Эти виды коррозионного разрушения существенно зависят от: 1) условий облучения (глубины выгорания топлива, линейной тепловой нагрузки ТВЭЛа, градиента температуры в топливе и оболочке); 2) характеристик топлива (состава, отношения числа атомов металла –O/Me, химического потенциала кислорода в зазоре между топливом и оболочкой, плотности); 3) параметров материала оболочки (химического состава, предварительной термомеханической обработки, уровня внутренних напряжений и др.).

Химическую и электрохимическую коррозию конструкционных материалов в зависимости от среды называют: газовой, в электролитах, в неэлектролитах, атмосферной, контактной и т.д. Виды коррозии классифицируют и в зависимости от характера коррозионного повреждения материала. Пример такой классификации представлен на **Рис. 6**. Различают коррозию общую (сплошную) и местную, равномерную и неравномерную, структурно-избирательную, язвенную, точечную, транскристаллитную и межкристаллитную. Общей называют коррозию, распространяющуюся на всю поверхность контактирующего со средой

материала. Если глубина коррозионного повреждения на всех участках поверхности одинакова, то такую коррозию считают равномерной. Однако нередки случаи, когда при общей коррозии глубина коррозионного повреждения неодинакова – неравномерная общая коррозия. К местной коррозии относят повреждения, локализованные на сравнительно небольших участках. В зависимости от площади и глубины повреждённых участков различают язвенную и точечную местную коррозию. К местной относят и межкристаллитную коррозию, распространяющуюся в глубь материала преимущественно по границам зерен.



**Рис. 6.** Виды коррозионных повреждений. 1-3 – общая коррозия; 4-7 – местная коррозия; 1 – равномерная; 2, 3 – неравномерная, 5 – язвенная; 6 – точечная; 7 – межкристаллитная

Разные виды коррозии в различной степени влияют на механические свойства материалов. Значительнее сказывается коррозионное воздействие, сопровождаемое уменьшением сечения изделия, проникновением фронта разрушения на большие глубины, изменением состава за счёт образования химических соединений, накоплением компонентов среды (например, газов, углерода) и растворением компонентов сложных сплавов и сталей.

Для оценки коррозионной стойкости конструкционных материалов могут служить скорость коррозии – это или величина изменения массы в единицу времени с единицы площади, или толщина слоя, превращённого в продукты коррозии в единицу времени, и степень механических характеристик материала. Оценка коррозионной стойкости может быть проведена по десятибалльной шкале. Например, совершенно стойкий материал (Скорость коррозии металла, СК, <math><0,001\text{ мм/год}</math>, 1 балл, Б), стойкий (СК=0,01-0,05, 4 Б), малостойкий (СК=1,0 – 5,0, 6 Б), нестойкий (СК> 10,0, 10 Б).

#### **4.2 Коррозия в газовых средах**

Взаимодействие металлов (сплавов) с газовой средой может приводить к образованию оксидов, нитридов, гидридов и других соединений. Образование этих соединений является конечной стадией цепочки физических (адсорбция, диффузия) и химических (абсорбция) процессов.

Накопление газов в металлах в результате трансмутационных реакций при нейтронном облучении – основная причина внутреннего окисления, водородного охрупчивания, межкристаллитной коррозии. Обращение легкоплавких оксидов по границам зерен чревато резким уменьшением прочности и пластичности материала при высоких температурах. Не

безобидным является нахождение газа и в твёрдом растворе, так как в этом случае может происходить охрупчивание металла.

#### 4.3 Коррозия в жидких средах

## 5. РАДИАЦИОННОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ

### 5.1 Стабильность материала в условиях облучения

В результате облучения нейтронами, ионами и другими частицами в конструкционном материале возникают радиационные точечные дефекты, их скопления и продукты ядерных реакций, представляющие собой основные факторы изменения структурно-фазового состояния материала и его свойств под облучением. В зависимости от условий радиационного воздействия и природы облучаемого материала изменение его состояния приводит к изменению физических и физико-механических свойств (упрочнение, охрупчивание, ускорение ползучести), к формоизменению вследствие набухания и радиационного роста (изменение линейных размеров), к возникновению в материалах наведённой активности и накопленной внутренней энергии. Поэтому обеспечение стабильного структурно-фазового состояния в условиях облучения – это создание радиационно-стойкого материала, т.е. материала, устойчивого против охрупчивания, формоизменения, ползучести и набухания, материала малоактивируемого и не изменяющего изотопный и фазовый состав. Повышение радиационной стойкости возможно посредством направленного воздействия на формирование и поведение радиационных дефектов и продуктов ядерных превращений.

**Табл. 4.** Число пар Френкеля на одну падающую частицу, образующихся в различных материалах при облучении.

Облучаемый материал	Бомбардирующая частица		
	Нейтрон (2 МэВ)	$\alpha$ -частица (10 МэВ)	Протон (10 МэВ)
Al	6030	82	48
Графит	1870	77	45
Be	454	59	32

Рассмотрим, насколько реально регулирование процесса образования и накопления дефектов и их поведением в эксплуатационных процессах.

Образование радиационных дефектов в значительной степени зависит от природы облучаемого вещества, вида и энергетического спектра веществ частиц, бомбардирующих твёрдое тело, пространственного распределения и энергии первично-выбитых атомов этой частицей (**Табл. 4**). При нейтронном облучении образуется большее количество дефектов Френкеля, чем при облучении заряженными частицами, так как последние расходуют значительную часть своей энергии на электростатическое взаимодействие с ионизованными атомами кристаллической решётки.

На процесс образования радиационных дефектов можно повлиять изменением энергии связи атомов, например путём легирования, и изменением энергии нейтрона. Снижение энергии нейтронов вызывает и снижение количества радиационных дефектов, и изменение типа продуктов ядерных реакций, т.к. большинство из них имеют пороговый характер. Поэтому в реакторах на тепловых нейтронах образование радиационных дефектов происходит медленнее, чем в реакторах на быстрых нейтронах.

Накопление продуктов ядерных реакций в основном определяется составом материала и изотопным составом атомов. Поэтому накопление тех или иных продуктов ядерных реакций можно регулировать выбором состава материала и изменением спектра нейтронов.

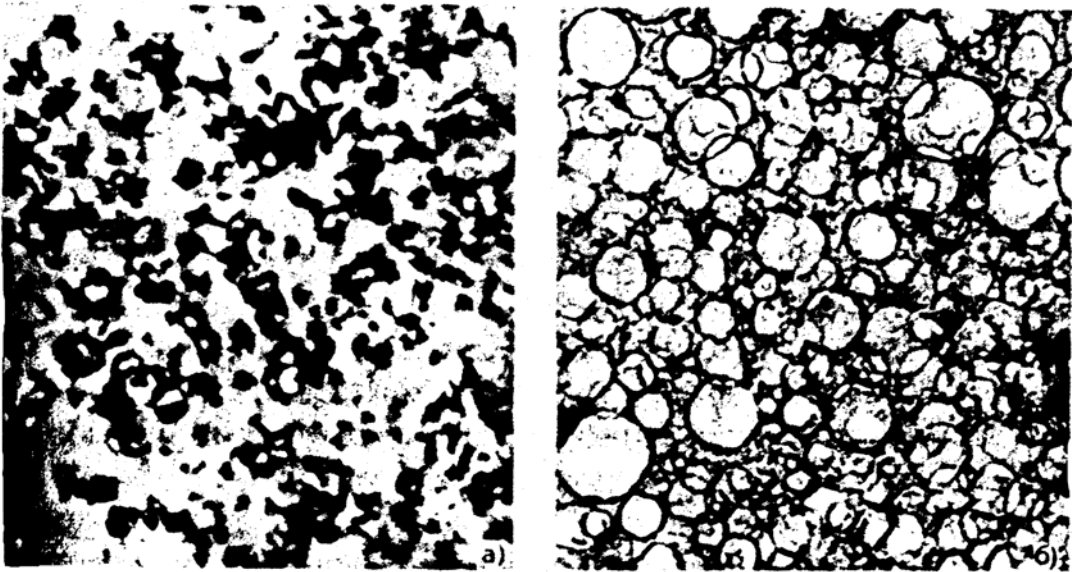
Эффективным методом уменьшения скорости образования точечных радиационных дефектов может явиться замена обычно применяемых кристаллических материалов на аморфные, так как отсутствие кристаллического строения исключает образование каскадов атом-атомных соударений вследствие отсутствия дальнего порядка в расположении атомов. Поэтому в

аморфных материалах должна быть низкая скорость образования дефектов, и с этой точки зрения они являются перспективными конструкционными материалами.

Стадия накопления радиационных дефектов по мере увеличения флюенса представляется более управляемой, чем стадия их образования. Ограничим наше рассмотрение процесса накопления дефектов стадиями развития каскада ( $10^{-14}$ - $10^{-13}$  с) и первого этапа его релаксации вследствие спонтанной рекомбинации (10-13-10-11 с) разноимённых дефектов. Собственно накопление точечных дефектов определяется степенью разбаланса между скоростью образования дефектов и их аннигиляцией в процессе спонтанной рекомбинации. При определённом виде и интенсивности облучения накопление точечных дефектов определяется стадией спонтанной рекомбинации дефектов и их пространственным распределением в каскаде. Пространственное распределение дефектов в каскаде таково, что плотность вакансий выше внутри (обеднённая зона), а плотность междоузельных атомов – на периферии каскада. Созданное пространственное распределение дефектов является определяющим с точки зрения влияния радиационных повреждений на свойства облучённых материалов. На степень накопления дефектов определённое влияние оказывает природа металлов и их кристаллическая структура. При одинаковых гомологических температурах в ОЦК- и ГПУ - металлах энергии миграции вакансий меньше, чем в ГЦК - металлах (например, при комнатной температуре в  $\alpha$ -Fe  $E_V^m=0,5-1,3$  эВ  $\gamma$ -Fe  $E_V^m=1,0-1,6$  эВ), что определяет более интенсивную спонтанную рекомбинацию дефектов в ОЦК- и ГПУ- металлах. Кроме того, в ГПУ – кристаллах обнаружена тенденция к схлопыванию каскадов, т.е. к коллективной мгновенной рекомбинации дефектов.

Общее число движущихся атомов и общее число дефектов при наличии тяжёлой примеси снижается, поскольку эта примесь поглощает энергию, расходуя её в большей степени не на смещения, а на колебания. Кроме того, тяжёлые атомы способствуют увеличению генерации междоузельных атомов в центре и понижению их количества на периферии каскадной области. В результате тяжёлые легирующие атомы будут изменять условия мгновенной рекомбинации и приводить к уменьшению размеров каскада по сравнению с каскадом в нелигированном металле. Лёгкие атомы оказывают незначительное влияние на количество и распределение радиационных дефектов. Роль легирующих добавок (и лёгких и тяжёлых) на развитие каскада и мгновенную рекомбинацию дефектов повышается с увеличением температуры облучения. Однако повышение температуры оказывает влияние на следующей, диффузионной стадии рекомбинации точечных дефектов – на стадии их перераспределения.

Диффузионная релаксация радиационных дефектов – наиболее важный и управляемый этап эволюции дефектов, их поведения. На этой стадии идёт взаимная рекомбинация вакансий и междоузельных атомов, поглощение дефектов стоками, образование кластеров и более крупных скоплений дефектов, комплексов дефектов с примесными атомами. Типичная кластерная структура облучённого материала представлена на **Рис. 7**. Скопления точечных дефектов и дислокационные петли – типичные вторичные радиационные дефекты, параметры которых (размеры, плотность, распределение) зависят от природы и состава материалов, температурного поля и параметров облучения.



**Рис. 7.** Типичный вид дислокационных петель (а) и пор (б) в облучённых металлах.

Аннигиляция дефектов за счёт взаимной рекомбинации и ухода на стоки усиливается по мере увеличения температуры облучаемого материала. В результате снижается концентрация дефектов в кристаллической решётке, т.е. происходит их отжиг. Степень полного восстановления исходного состояния облучённого материала зависит от типа и энергии бомбардирующих частиц, определяющих концентрацию выживших дефектов, и от присутствия примесей, стабилизирующих дефекты. Полное восстановление исходного состояния наиболее легко достижимо при радиационном отжиге, т.е. при высокотемпературном облучении материала, предварительно облучённого при низкой температуре.

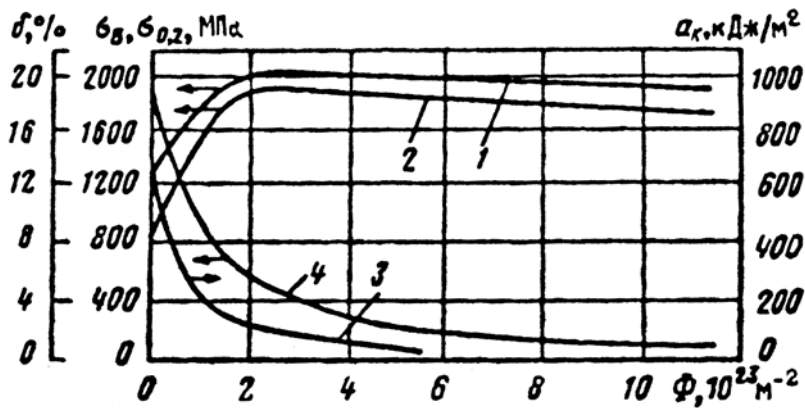
Стоками радиационных дефектов могут быть дислокации (включая петли), поры, границы зёрен и раздела фаз, другие протяжённые дефекты структуры. Значительное влияние на концентрацию стабильных радиационных дефектов оказывают легирующие элементы и примеси. Это влияние проявляется через изменение энергии межатомной связи, т.е. энергии активации образования и миграции точечных дефектов, через влияние эффективности стоков, а также путём прямого взаимодействия с дефектом.

Наиболее эффективным этапом повышения радиационной стойкости материалов является влияние на поведение радиационных дефектов в процессе диффузионной стадии релаксации. На этой стадии возможно усиление взаимной рекомбинации дефектов и их ухода на стоки, торможение образования скоплений дефектов, которые оказывают наибольшее влияние на изменение свойств облучаемых материалов.

### **5.2 Радиационное упрочнение**

Радиационное упрочнение представляет явление существенного увеличения прочностных характеристик материала при нейтронном облучении, обусловленное влиянием радиационных дефектов и их скоплений на движение дислокаций. Влияние дефектов на дислокации проявляется в том, что, находясь внутри зерна, дефекты являются центрами закрепления дислокаций и снижают эффективность действия дислокационных источников. Кроме того, дефекты представляют собой барьеры, препятствующие движению дислокаций. В результате облучение приводит к значительному сокращению способности материала к пластическому деформированию и изменению степени деформационного упрочнения. Во время облучения наряду с упрочнением за счёт введения радиационных дефектов одновременно могут протекать процессы упрочнения вследствие старения или разупорядочения из-за укрупнения существовавшей упрочняющей фазы в исходном материале. После больших флюенсов облучения

радиационное облучение следует рассматривать как суммарный эффект от различных упрочняющих эффектов.



**Рис. 8.** Изменение предела прочности (1), предела текучести (2), ударной вязкости и относительного удлинения (4) хромоникелевой стали в зависимости от флюенса нейтронов ( $T_{\text{обл}}=80^\circ\text{C}$ ).

Эффект радиационного упрочнения появляется после инкубационного периода, соответствующего небольшому (для стали  $5 \cdot 10^{20} \text{ м}^{-2}$ ) флюенсу и достигает насыщения при флюенсе

несколько выше  $(3-5) \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$ . При этом повышается модуль упругости, предел прочности и текучести и снижаются пластические свойства. Одновременно повышается температура, при которой материалы переходят из хрупкого в пластическое. Эти изменения обычно накапливаются с ростом флюенса нейтронов, причём скорость накопления их постепенно затухает (Рис.8).

С ростом энергии нейтрона эффект радиационного упрочнения увеличивается, а с увеличением температуры облучаемого материала выше  $0,25T_{\text{пл}}$  снижается и при  $T > 0,6T_{\text{пл}}$  практически отсутствуют. Периодический нагрев материала до высоких температур может явиться эффективным средством устранения радиационного упрочнения. Эффект радиационного упрочнения зависит от элементного состава и структурного состояния конструкционного материала настолько, что в отдельных случаях вследствие процессов «перестраивания», или радиационного отжига дефектов, введённых предварительным деформированием, предел прочности материала при облучении уменьшается. Тем не менее примеси внедрения типа C, N<sub>2</sub>, O<sub>2</sub> усиливают радиационное упрочнение Fe, V, Nb, Ni и других металлов. С точки зрения исключения резкого изменения прочностных характеристик при облучении важно контролировать состав примесей внедрения.

Радиационное упрочнение металлов – явление в целом не отрицательное, а положительное. Однако в условиях облучения упрочнение наблюдается на фоне снижения пластичности, т.е. происходит радиационное охрупчивание материалов.

### 5.3 Радиационное охрупчивание

Применительно к металлам, сложнoleгированным сплавам и коррозионно-стойким сплавам различают радиационное охрупчивание низкотемпературное и высокотемпературное. Низкотемпературному радиационному охрупчиванию подвержены все металлы и стали, особенно с ОЦК кристаллической решёткой в определённом интервале температур. При этом в процессе облучения значительно снижается относительное удлинение, повышается температура перехода из хрупкого состояния в вязкое. В стали низкотемпературное охрупчивание при нагреве выше  $230^\circ\text{C}$  понижается, а при температурах выше  $450^\circ\text{C}$  практически не изменяется, т.е. в процессе высокотемпературного отжига эффект обратим. Отрицательная роль примесей состоит в образовании зернограницных сегрегаций и уменьшении энергии границ зёрен. В результате облегчаются условия для образования и развития зернограницных трещин, основной причины низкотемпературного охрупчивания. В качестве борьбы с эффектом используется рафинирование



стали, т.е. уменьшение содержания вредных примесей путём плавки в вакууме, легирования как с целью удержания вредных примесей внутри зерна в виде соединений, так и вывода их из слитка.

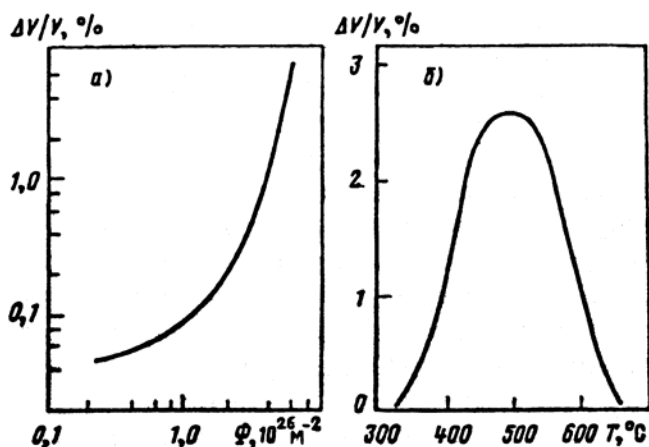
Высокотемпературному радиационному охрупчиванию подвержены тугоплавкие металлы, коррозионно-стойкие стали и никелевые сплавы при температурах выше  $0,45T_{пл}$ . Особенности этого эффекта являются: отсутствие связи с радиационным упрочнением и необратимый характер падения пластичности. Охрупчивание проявляется в виде зёрнограничного разрушения и поэтому свойственно поликристаллам, зависит от энергетического спектра нейтронов (чувствительностью к тепловым нейтронам) и флюенса нейтронов. С увеличением флюенса снижается температурная граница начала охрупчивания. Структурное состояние металла проявляется в том, что эффект усиливается (пластичность падает) по мере укрупнения зерна

Одна из основных причин нарушения баланса прочности между телом зерна и границами зёрен – гелий, образующийся под облучением по  $(n, \alpha)$ - реакции на Fe, Ni, Cr, N, В и других элементах. Накапливаясь в облученном материале и взаимодействуя с радиационными дефектами и примесями в веществе, гелий образует легкоподвижные комплексы и пузырьки, как в теле зерна, так и по границам. Наибольшее влияние на охрупчивание гелий оказывает в случаях образования пузырьков или клиновидных трещин по границам зёрен, а рост и коагуляция пузырьков (или трещин) приводит к относительному ослаблению границ. Роль гелия зависит от напряжённого состояния материала. При низких напряжениях гелий стабилизирует зародыши пор (скопления вакансий), а при высоких способствует образованию и росту клиновидных трещин.

Наиболее эффективными способами борьбы с высокотемпературным охрупчиванием могут быть: измельчение зерна, т.е. увеличение площади границ зёрен; легирование для создания дисперсных выделений внутри зерна (как мест закрепления гелия и продуктов ядерных реакций, продуктов строения материала; механико-термическая и термомеханические обработки.

#### 5.4 Радиационное распухание материала (свеллинг)

Распухание, т.е. увеличение объёма и уменьшение плотности материала в результате облучения высокоэнергетическими частицами, обусловлено различной подвижностью радиационных точечных дефектов, приводящей к избытку вакансий и образованию их скоплений в виде пор в объёме облучаемого материала. Процесс распухания чувствителен к условиям облучения и зависит от вида, флюенса и интенсивности потока частиц, температуры и

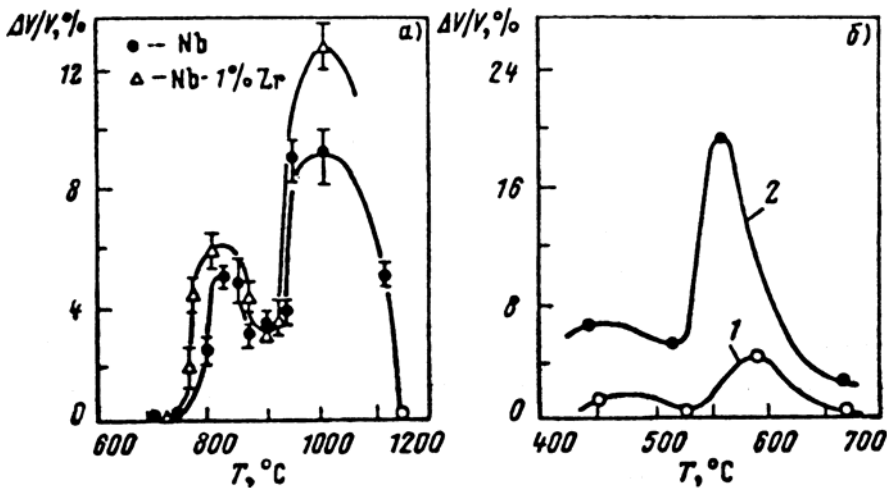


структурно-фазового состояния облучаемого материала. Распухание начинается после определённого инкубационного периода, в течение которого материал не распухает, и увеличивается с ростом флюенса частиц (Рис. а).

**Рис. 9.** Зависимость относительного объёма пор в реакторных аустенитных сталях AISI 304 и 316 от интегрального потока нейтронов ( $E > 0,1$  МэВ) при температуре максимума распухания (а) и от температуры облучения при  $\Phi = 5 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$  (б)

Инкубационный уровень флюенса у чистых металлов (для Ni – это  $\Phi = 4 \cdot 10^{21} \text{ м}^{-2}$ ) меньше, чем у сплавов (для стали  $10^{26} \text{ м}^{-2}$ ); зависимость распухания от температуры имеет сложный характер с максимумом при  $(0,4 - 0,45)T_{пл}$ , причём распухание установлено в широком интервале





температур от  $0,25$  до  $0,55T_{пл}$  (Рис. 96). При больших флюенсах и высоких температурах возникает второй максимум распухания (Рис.10).

**Рис.10.** Температурная зависимость распухания чистого Nb и сплава Nb-1% Zr, облучённого ионами  $Ni^{+}$  (а), и отожжённой стали 316 (б), облучённой в реакторе до  $\Phi=8 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$  ( $E > 0,1 \text{ МэВ}$ ) (1)  $1,3 \cdot 10^{27} \text{ м}^{-2}$  ( $E > 0,1 \text{ МэВ}$ ) (2)

Распухание усиливается с ростом растягивающих напряжений  $\sigma$  в упругой области по зависимости:

$$\Delta V/V = (\Delta V/V)_0 (1 + r\sigma)$$

где  $(\Delta V/V)_0$  – распухание ненапряжённого материала;  $r$  – константа. При увеличении напряжений до  $\sigma > \sigma_{0,2}$  вследствие возрастания плотности дислокаций как стоков дефектов распухание уменьшается.

Процесс распухания существенно зависит от присутствия в материале газообразных продуктов ядерных реакций, например гелия, так как газ стабилизирует зародыши пор, уменьшая их критические размеры, увеличивает плотность мест зарождения пор.

Пути снижения распухания конструкционных материалов касаются условий облучения и изменения структурного состояния материалов легированием, механической и термической обработками. При выборе основы сплава предпочтение следует отдавать мелкозернистым металлам с ОЦК кристаллической решёткой. Важно выбрать элементный состав сплава с малым выходом ( $n, \alpha$ ) реакции на всех элементах сплава.

Легирование должно содействовать измельчению зерна, уменьшению содержания гелия, примесей внедрения, обеспечивать условия максимальной аннигиляции радиационных дефектов. Этому способствует введение в сплав элементов с атомным радиусом, меньшим радиуса основных атомов. Например, в сталях и никеле положительную роль играют легирующие добавки бериллия и кремния, атомы которых, находясь в растворе, способствуют притяжению междоузельных атомов, препятствуя тем самым образованию петель междоузельных атомов, и ускоряют рекомбинацию дефектов. Легирующие добавки с размером атома большим, чем радиус матричного атома, захватывают и удерживают в растворе вакансии, препятствуя росту пор. Таким образом действуют Al, Ti и Mo, растворённые в никеле, но их действие менее эффективно, чем кремния и бериллия.

Легирующие элементы влияют на распухание и через изменение энергии дефекта упаковки, поверхностной энергии, коэффициентов диффузии дефектов и компонентов сплава. Например, чем больше различие в парциальных коэффициентах диффузии компонентов, тем меньше распухание. Весьма эффективна совместная добавка Si и Ti в аустенитную сталь. Распухание максимально у металлов с d- электронной оболочкой, заполненной менее, чем наполовину (при 2, 3 и 5 электронах на d – оболочке), что свидетельствует о влиянии электронного состояния в металлах на поведение радиационных дефектов.

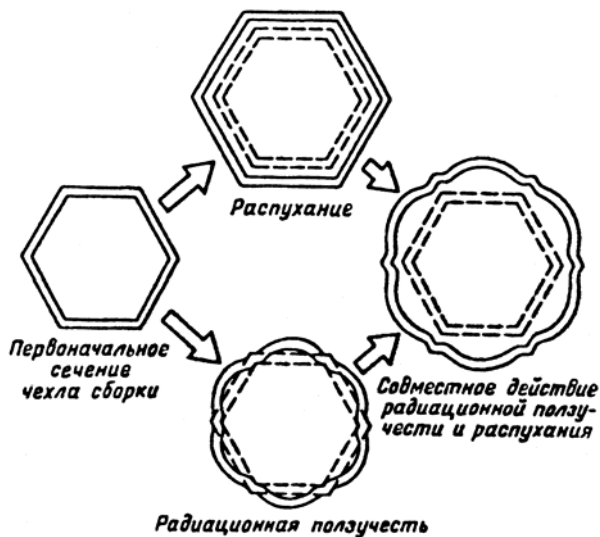
Положительную роль в подавлении распухания играют малые количества примесей внедрения. Они оказывают влияние на распределение и концентрацию точечных дефектов, изменяют равновесную концентрацию вакансий. Так, с ростом атомной концентрации фосфора

свыше 0.05% распухание начинает заметно снижаться. Некоторое снижение распухания наблюдается с введением в стали бора с атомной концентрацией 0,005%, однако в состаренных сталях эффект обратный.

Примеси внедрения при оптимальной концентрации способствуют ускорению рекомбинации вакансий и примесных атомов, отравляют поры как стоки вакансий, дислокационные петли и дислокации, тормозя перемещение последних. К числу малораспухающих относятся ферритные и ферритно-мартенситные коррозионно-стойкие стали, сплавы тугоплавких ОЦК –металлов, сплавы ГПУ – металлов.

### 5.5 Радиационная ползучесть

В условиях облучения происходит ускорение обычной (термической) ползучести нагруженных конструктивных элементов ЯЭУ, приводящей к их формоизменению: удлинению и изгибу. Важную роль радиационная ползучесть играет при относительно низких температурах (менее 0,45Тпл), причём при температуре 0,5Тпл и выше основную роль уже играет термическая ползучесть. Весьма нежелательные последствия в формоизменении конструктивных элементов ЯЭУ могут произойти в результате совместного действия распухания и ползучести. Как видно на **Рис.11**, шестигранный чехол ТВС реактора на быстрых нейтронах увеличивается в размере и грани его выгибаются.



**Рис.11.** Совместное действие радиационной ползучести и распухания, приводящее к формоизменению оболочки ТВС.

Следствием радиационно-ускоренной ползучести является существенное снижение (в отличие от кратковременной ползучести) длительной прочности материалов под действием облучения. Радиационная ползучесть происходит в результате скольжения и переползания дислокаций. Роль облучения проявляется двояко. С одной стороны, радиационные дефекты и их скопления тормозят движение дислокаций. С другой стороны, точечные радиационные дефекты способствуют переползанию краевых дислокаций, ускоряя деформацию. Вклад радиационных дефектов в ускорение ползучести является более существенным, чем в замедление через торможение движения дислокаций. Методы уменьшения радиационной ползучести аналогичны путям снижения распухания, основанным на легировании сплава (стали) с целью получения твёрдых растворов (замещения и внедрения), формирования равномерного распада твёрдого раствора и распределения дисперсных частиц второй фазы, измельчения зерна и регулирования уровня вредных примесей.

### 5.6 Радиационный рост

Под явлением радиационного роста понимается анизотропное изменение размеров кристаллов в условиях облучения без приложения внешней нагрузки. Явление радиационного роста свойственно анизотропным материалам, например, урану, цирконию, графиту, при больших флюенсах и материалам с кубической решёткой, например коррозионно-стойкой стали. Зависимость радиационного роста металлов от флюенса носит сложный характер, свидетельствующий о смене механизма роста в увеличении флюенса. Кроме того, в процессе облучения релаксация макронапряжений в холоднодеформированных образцах, изменение плотности металла в начальный момент облучения, что оказывает влияние на развитие радиационного роста. При высокой температуре монокристалл растёт интенсивнее

поликристалла. ГПУ металлы, например цирконий, удлиняются вдоль оси а и сокращаются вдоль оси с.

Методы борьбы с радиационным ростом, обусловленным накоплением точечных дефектов вследствие образования отдельных пар Френкеля, должны включать объединение и исключать разъединение потоков вакансий и междоузельных атомов. Это возможно увеличением подвижности вакансий, например, путём поднятия температуры облучаемого металла или снижением подвижности междоузельных атомов (удержанием их в решётке), например, путём легирования элементами с атомным радиусом, меньшим матричного.

#### 5.7 Структурно-фазовые изменения (радиационно-стимулированная диффузия)

Образование в облучённых материалах точечных радиационных дефектов, и прежде всего вакансий, переводит материал как термодинамическую систему в новое состояние – более или менее стабильное относительно существующего метастабильного состояния. Роль облучения проявляется в интенсификации процессов диффузии вследствие образования точечных дефектов, снижающих энергию активации диффузии, в насильственном перемещении атомов в кристаллической решётке вследствие атом-атом столкновений (атомов отдачи), в изменении элементного состава за счёт ядерных реакций. Например, переход сплава метастабильное состояние может произойти в результате разрушения частиц второй фазы в каскаде атом-атомных столкновений, приводящего к уменьшению её радиуса до величины менее критической при данных условиях.

В зависимости от условий облучения ускорение диффузии может составлять несколько порядков. Данные по диффузии меди в алюминии (**Табл.5**) свидетельствуют, что основное изменение коэффициента диффузии происходит при относительно низкотемпературном облучении ( $<0,3T_{пл}$ ); высокотемпературное облучение ( $>0,5T_{пл}$ ) не влияет на диффузию в металлах.

**Табл. 5.** Радиационно-стимулированная диффузия Cu в Al при облучении нейтронами ( $>1,0$  МэВ).

$T_{обл}$	$\Phi, 10^{22} \text{ м}^{-2}$	$D_{термич}, \text{ м}^2/\text{с}$	$D_{радиаци}, \text{ м}^2/\text{с}$	Ускорение диффузии
36	1,2	$2 \cdot 10^{-26}$	$6 \cdot 10^{-20}$	$3,0 \cdot 10^6$
80	1,2	$7 \cdot 10^{-24}$	$1,7 \cdot 10^{-19}$	$2,4 \cdot 10^4$
218	10,5	$1,1 \cdot 10^{-18}$	$1,2 \cdot 10^{-18}$	1

При облучении протекают радиационно-ускоренные процессы, например распад твёрдых растворов, упорядочение, рост зародышей второй фазы, и радиационно-индуцированные процессы, например сепарация и сегрегация элементов, образование второй фазы, формоизменение (через растворение) частиц второй фазы, разупорядочение, в основе которых лежат диффузионные процессы. В результате роль облучения проявляется при образовании атомных скоплений, растворении и формоизменения второй фазы, распаде старых и образовании новых соединений, упорядочении-разупорядочении и в других случаях.

Снижение энергии бомбардирующих частиц их интенсивности и флюенса будут способствовать уменьшению дестабилизации структуры, исключая образование дефектов типа обеднённой зоны непосредственно в каскаде. Методами легирования возможно торможение развития каскада и, следовательно, снижение количества радиационных дефектов, возможно усиление их рекомбинации. Стабильность выделений частиц второй фазы может быть обеспечена торможением процесса их растворения вследствие выброса атомов (атомов отдачи) через границу раздела, частичного разупорядочения цепочками замещающих соударений и радиационно-стимулированной диффузии. Наиболее эффективным воздействием на диффузионные процессы является легирование сплава элементами, увеличивающими энергию связи атомов. В этом случае стабильность фазового и структурного (упорядочение) состояний можно несколько повысить.