



# 100

**ВОПРОСОВ  
И ОТВЕТОВ  
ОБ АТОМНОЙ  
ЭНЕРГЕТИКЕ**

**Просто  
О СЛОЖНОМ**

# Дорогой читатель!

Для нас, россиян, значение атомной энергетики и ядерных технологий не ограничивается лишь их чисто целевым назначением – хотя, конечно, и это чрезвычайно важно, в свете наступающего истощения углеводородных ресурсов и объективной необходимости уменьшения объемов сжигания органического топлива. Но не менее важно и другое.

Именно атомная энергетика - одна из очень немногих промышленных областей бывшего Советского Союза, сохранивших научно-производственную структуру, кадровый потенциал, эффективную управляемость и технологическую адаптивность в ходе двадцати бурных лет становления современной России, в настоящее время уверенно берет на себя роль «технологического локомотива» нашей страны. Это было особо отмечено в послании Президента России Д.А. Медведева Федеральному Собранию 30 ноября 2010 г. И нет никаких сомнений, что российская атомная энергетика будет интенсивно развиваться и впредь.

Это, в том числе, означает, что она будет быстро менять свой общественный статус – из «занятия избранных», технологии достаточно элитарной, она становится достоянием масс, частью обывденной жизни. Что, в свою очередь, предполагает наличие в обществе некоторого уровня понимания базовых основ этой технологии – включая и адекватную оценку рисков, обусловленных ее использованием.

Формирование такого понимания и является целью предлагаемой книги.

Она не случайно построена по принципу «вопрос – ответ». Я вполне допускаю, что какие-то вещи могут, при первом знакомстве, оказаться для Вас непонятными. Что же, ничего страшного. Читайте дальше, находя ответы на другие интересующие Вас вопросы. К непонятным же можно вернуться позже – может быть, что и не сразу. Кроме того, такая структура книги удобна, если надо быстро навести справку по какому-то «ядерному вопросу», который вдруг оказался на гребне общественного интереса.

Я считаю своим приятным долгом поблагодарить за неизменную поддержку при создании книги Топливную Компанию «ТВЭЛ» – ведущего мирового производителя ядерного топлива, особо отмечая при этом полное понимание руководства Компании важности работы по популяризации атомной энергетики и ядерных технологий среди населения России. И, конечно, эта книга не могла бы быть написана без всемерной помощи и товарищеской настойчивости Ивана Дыбова и всего коллектива Дирекции по связям с общественностью ОАО «ТВЭЛ», Юлии Гилевой и Татьяны Яничкиной.

И если книга станет для Вас лишь первым шагом в интереснейший мир атомной энергетики и ядерных технологий, автор посчитает свою цель достигнутой.

*А.Б. Колдобский*

**1****вопрос**

## Какова физическая основа ядерной энергетики?

Это реакция деления тяжелых ядер (в первую очередь – урана и плутония) на два ядра-осколка под действием нейтронов. При этом тяжелое ядро распадается на два ионизированных (положительно заряженных) ядра-осколка сравнимой массы. Под действием силы кулоновского отталкивания они разлетаются, в итоге большая часть высвободившейся внутриядерной энергии переходит в кинетиче-

скую энергию их разлета. Пробег таких осколков в веществе невелик (микроны), поэтому при торможении происходит интенсивный нагрев сравнительно небольшого объема этого вещества. Локализовав цепную ядерную реакцию деления в таком объеме и предусмотрев систему теплосъема, можно использовать выделяющееся тепло, что и происходит на атомной электростанции.

**2****вопрос**

## Как работает ядерный реактор?

При всем разнообразии конструкций ядерных реакторов все они имеют одинаковые по функциональному назначению элементы и технологические системы. Основным элементом реактора является активная зона – конструктивно выделенный объем, куда загружается ядерное топливо и где протекает управляемая цепная реакция. Уран-235, являющийся осно-

вой ядерного топлива, делится медленными нейтронами гораздо лучше, чем быстрыми, поэтому важным элементом подавляющего большинства реакторов является замедлитель – вещество, при соударении с ядрами которого нейтроны деления теряют свою первоначальную, довольно высокую, энергию, вплоть до тепловой (кинетическая энергия тепловых нейтронов,



## Цепная реакция деления ядер урана-235 нейтронами



- ядра урана-235
- ядра осколки (разлетающиеся с энергией E)
- нейтроны

Схематическая картина цепной реакции деления урана-235 нейтронами. Для простоты предполагается, что во всех актах деления испускается одинаковое число нейтронов (три) и их потери отсутствуют (все они, в свою очередь, вызывают деления новых ядер урана). Из продуктов третьего поколения деления изображены только нейтроны.

очень малая, соответствует температуре окружающей среды). Такие реакторы называются реакторами на тепловых нейтронах. Однако при применении в качестве замедлителя дешевой обычной воды цепная реакция в естественном уране не развивается – слишком велико поглощение нейтронов в ней. Поэтому в этом случае необходимо обогащение ядерного топлива

по урану-235 – с 0,71% в природном уране до 3,5-5%. Активные зоны реакторов на быстрых нейтронах лишены замедлителя, потому для достижения цепной реакции деления концентрация урана-235 (или плутония) в их ядерном топливе гораздо выше.

3

вопрос

## Каким образом внутриядерная энергия, высвобождаемая в реакторе, преобразуется в электрическую?

При протекании цепной реакции выделяется огромное количество тепла. Оно отводится из активной зоны теплоносителем – жидким или газообразным веществом, проходящим через ее объем. В реакторах на тепловых нейтронах в качестве теплоносителя чаще всего используется вода, в реакторах на быстрых

нейтронах – расплавы металлов (например, натрия в реакторе БН-600).

Одновременно тепловая энергия, запасенная теплоносителем, тем или иным способом используется для производства пара под давлением. Пар поступает на турбину, вращающую электрогенератор.

# Как происходит управление и регулирование цепной реакции в реакторе?

4  
вопрос

При захвате нейтрона ядром урана с последующим делением, помимо ядер-осколков (см. вопрос №1), испускаются новые (вторичные) нейтроны (обычно 2-3). Эти нейтроны могут разделить новые ядра урана и т.д. – происходит цепная ядерная реакция деления. Основой ее управляемости является регулирование количества нейтронов в активной зоне реактора. Для этого предусмотрено введение в активную зону регулирующих поглотителей – специальных материалов и веществ, способных интенсивно поглощать нейтроны без деления (чаще всего на основе бора). В большинстве современных энергетических реакторов это достигается сочетанием контролируемого изменения концентрации жидкого борсодержащего вещества (борной кислоты) в воде контура охлаждения и управляемого положения в активной зоне так называемых регулирующих

стержней на основе карбида бора ( $B_4C$ ). Комбинируя эти способы, можно добиться одного из трех режимов работы реактора: количество нейтронов в активной зоне увеличивается (цепная ядерная реакция развивается, мощность реактора возрастает), остается постоянным (стационарный режим), уменьшается (цепная ядерная реакция затухает, мощность реактора падает и в итоге он заглушается).

Кроме того, все реакторы имеют так называемую аварийную защиту, предназначенную для немедленного (аварийного) прекращения цепной ядерной реакции и остановки реактора. Ее физические принципы сходны с описанными выше, однако для ее механизмов свойственны существенно более высокие скорости действия и значительная техническая автономия (в частности, по электропитанию).

**5****вопрос**

## Какие бывают реакторы и что означают их названия?

Основа ядерных мощностей в мире – это энергетические реакторы, предназначенные для получения электроэнергии. Кроме того, существуют исследовательские реакторы, которые используются для проведения научных экспериментов и наработки радионуклидной продукции, а также реакторные судовые установки и реакторы специального назначения. Некоторые реакторы являются многоце-

левыми, т. е. одновременно выполняющими в управляемом режиме несколько функциональных задач (например, получение электроэнергии и опреснение воды, получение электроэнергии и теплоснабжение промышленности и ЖКХ).

Сокращения в названиях реакторов отражают их назначение, а также важнейшие физико-технические и конструктивные особенности. Так, аббревиатура «ВВЭР-1000» означает «водяной энергетический реактор» (реактор электрической мощностью 1000 МВт, где вода – и замедлитель, и теплоноситель). «РБМК-1000» – это «реактор большой мощ-



*Реакторный зал  
Ленинградской АЭС  
с реактором РБМК-1000*

ности канальный электрической мощностью 1000 МВт», «БН» – «быстрый натриевый» (реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем). Иногда реакторы называются и по другим особенностям: например, ВВЭР часто называют реактором с водой под дав-

лением (по основному принципу теплосъема), а РБМК – водо-графитовым кипящим (вода – теплоноситель, графит – замедлитель, и вода превращается в пар непосредственно в активной зоне). У всех реакторов есть свои особенности, в том числе по применяемому топливу.

## Может ли реактор на АЭС взорваться, как атомная бомба?

6  
вопрос

Нет. Разумеется, физический принцип действия атомной бомбы и ядерного реактора один и тот же – цепная реакция деления тяжелых ядер. Однако базовой физической общности совершенно недостаточно для заключений об общности и основных закономерностей анализируемых процессов.

Например, в космической ракете и турбореактивном самолете используется один и тот же базовый принцип движения – реактивный. Но из этого вовсе не следует, что на турбореактивном самолете, как и с помощью ракеты, можно достигнуть Луны. Помимо совершенно различных масштабов энерговооруженности

этих машин, есть и принципиальное препятствие: в двигателях самолета в качестве рабочего тела и окислителя используется воздух, в космическом пространстве отсутствующий.

Точно так же обстоит дело с атомной бомбой и ядерным реактором – при использовании одного и того же базового физического способа получения энергии (цепная реакция деления ядер расщепляющегося материала) существуют принципиальные различия в технической реализации этого способа и, как следствие, в закономерностях его протекания.

Главным из этих различий является соотношение между важнейшими временны-

ми параметрами работы бомбы и реактора. Бомба является «быстрым» устройством – в ней время полного выделения энергии многократно (примерно в 1000 раз) мало в сравнении со временем разрушения конструкции. Для реактора – «медленного» устройства – наблюдается обратная картина, и конструкция разрушается раньше полного энерговыделения для данного избытка делящегося матери-

ала над критичностью (который, к слову говоря, реально всегда существенно меньше, чем в бомбе).

Поэтому ни в каких, даже чисто гипотетических по своей катастрофичности, сценариях развития реакторной аварии ничего похожего на взрыв ядерной бомбы, со всеми его чудовищными по масштабу поражающими факторами, принципиально не может произойти.

7

вопрос

## Что представляет собой атомная электростанция?

На АЭС происходит три взаимных преобразования форм энергии: ядерная энергия переходит в тепловую, тепловая – в механическую, механическая – в электрическую. Тепло, отбираемое теплоносителем (в современных АЭС теплоносителем чаще всего является вода) в активной зоне реактора, тем или иным способом используется для получения водяного пара, вращающего турбину электрогенерато-

ра в турбинном зале. Станция (обычно она включает в себя несколько реакторов, называемых энергоблоками) – это комплекс зданий, в которых размещено соответствующее технологическое оборудование. В главном корпусе находится реакторный зал.



*Общий вид АЭС:  
Балаковская  
(видны 4 блока)*

## Что такое «одноконтурная АЭС»?

Число контуров АЭС характеризует, во-первых, принцип теплосъема в активной зоне и, во-вторых, механизм образования рабочего тела (водяного пара), вращающего турбину электрогенератора.


На одноконтурных АЭС теплоноситель (вода), проходя через активную зону реактора,

частично там же превращается в пар. Такие реакторы называются кипящими, или реакторами на кипящей воде.

В современной атомной энергетике существуют две основные модификации кипящих реакторов. В одной из них паро-водяная смесь

**8**  
вопрос



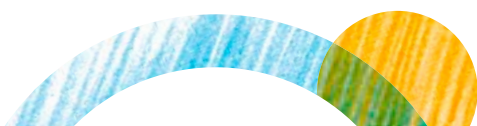


образуется при циркуляции воды сквозь активную зону, находящуюся в заполненном водой баке. Простейшим физическим аналогом такого реактора, по международной классификации обозначаемых как BWR (boiled water reactor), является обыкновенный кипящий котел. На их долю приходится около 22% мировой ядерной электрогенерации, больше всего их в США и Японии. В СССР и России такие реакторы не строились и не строятся, однако обеспечивающие почти половину отечественной и около 3,5% мировой ядерной электрогенерации реакторы РБМК-1000 также принадлежат к типу кипящих одноконтурных. В них паро-водяная смесь образуется в содержащих ядерное топливо технологических каналах активной зоны, сформированной в виде сборной графитовой кладки.

Далее в специальных устройствах (сепараторы и осушители) пар отделяется от воды и подается на турбину, а затем, охладившись в конденсаторе, в виде воды возвращается в активную зону (контур замыкается). При этом рабочее давление в контуре, поддерживаемое циркуляционными насосами (в со-

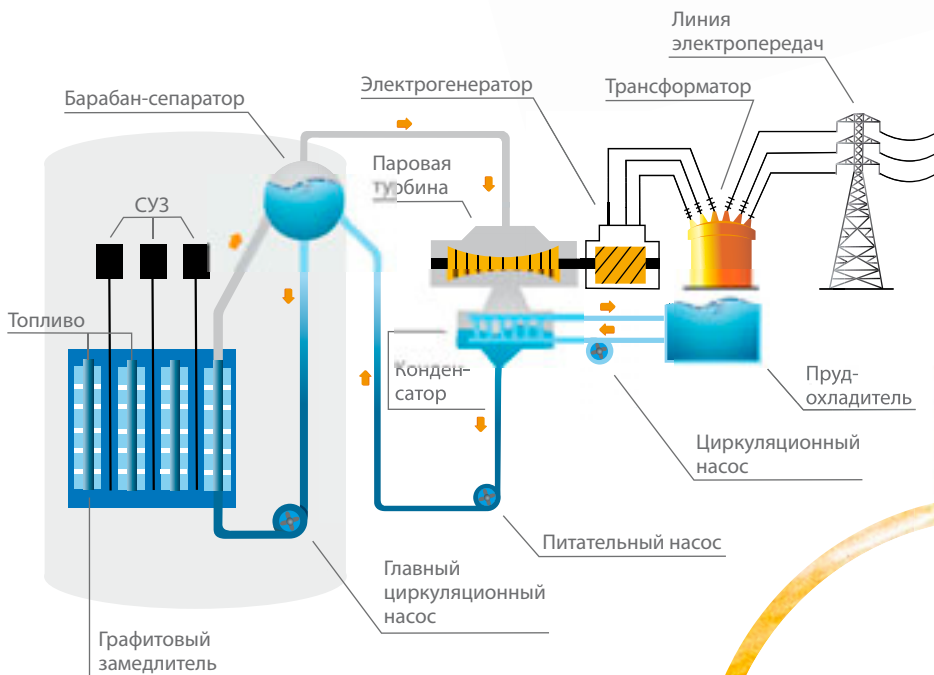
временных реакторах – около 60 атмосфер), везде одинаково.

Главное преимущество одноконтурной схемы АЭС – относительная конструктивная простота. Однако ее серьезным недостатком является принципиальная невозможность локализации в малом технологическом объеме так называемой наведенной радиоактивности. Она образуется при нейтронной активации воды и паро-водяной смеси при их прохождении через активную зону реактора. Поскольку контур замыкается через турбину, конденсатор и циркуляционные насосы, что обуславливает значительную общую длину трубопроводов, возникает дополнительная проблема организации биологической защиты персонала от внешнего излучения этих конструктивных элементов. Поэтому считается, что радиационные риски на одноконтурных АЭС несколько выше, чем для других компоновочных схем, хотя и дозы облучения сотрудников, и выбросы радиоактивности во внешнюю среду для АЭС всех типов (включая и одноконтурные) во много раз ниже предельно-допустимых величин.





## Схема АЭС, выполненной по одноконтурной схеме с водо-графитовым кипящим реактором (реактор РБМК-1000)





9

вопрос

## Почему наиболее распространенной компоновочной схемой АЭС в настоящее время является двухконтурная?

Главной особенностью двухконтурной схемы является технологическое разделение контуров теплоносителя и рабочего тела турбины.

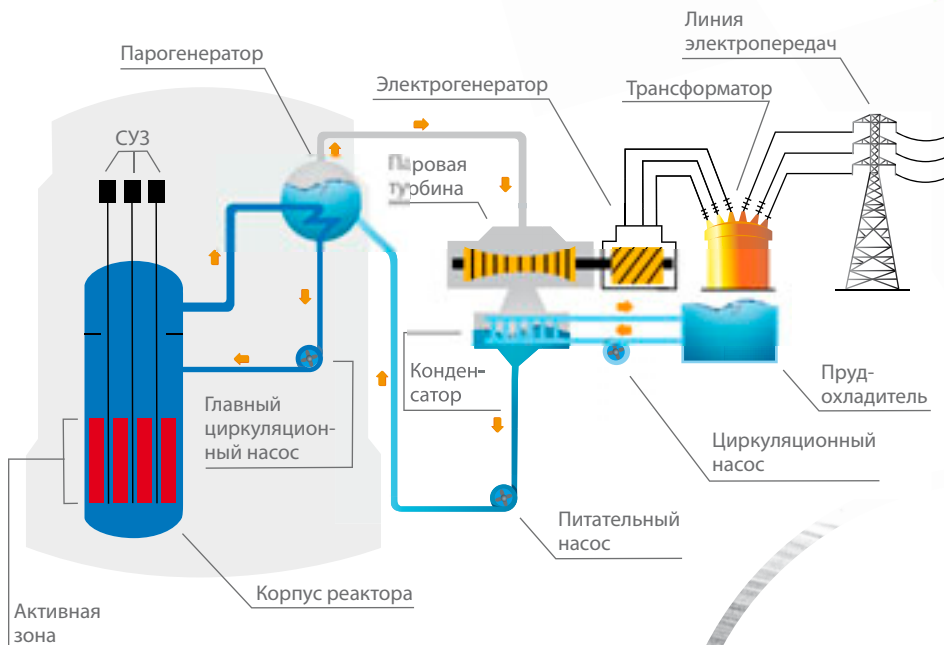
Конструктивной основой первого контура в такой схеме является наполненный водой высокопрочный бак, в котором размещена активная зона. Вода (теплоноситель) прокачивается через нее циркуляционными насосами. В баке (и в первом контуре в целом) поддерживается высокое давление (в реакторе ВВЭР-1000 – 160 атмосфер), поэтому паровой компоненты в теплоносителе нет, несмотря на высокую температуру на выходе из зоны (324° С). Отсюда и название таких реакторов – реакторы с водой под давлением.

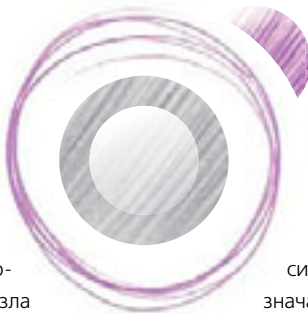
Нагретая вода из бака поступает в парогенератор – специальное устройство, отсутствующее в одноконтурной схеме. Там тепло пере-

дается воде второго контура, при этом прямой контакт между водой первого и второго контуров отсутствует. Давление во втором контуре существенно ниже (в реакторе ВВЭР-1000 – 60 атмосфер), и в нем под действием переданного тепла образуется пар, в виде рабочего тела поступающий на турбину. Далее второй контур, как и в одноконтурной схеме, замыкается через конденсатор.

Принципиально важны два обстоятельства. Во-первых, ни вода второго контура, ни образующийся в нем пар не являются радиоактивными – через активирующие нейтронные потоки активной зоны они не проходят, а наведенное излучение воды первого контура не содержит нейтронной компоненты, и при близком взаимном расположении в парогенераторе их не активирует. Во-вторых, функциональные элементы ради-

## Схема АЭС, выполненной по двухконтурной схеме (реактор ВВЭР)





ационно-опасного первого контура (реактор и парогенератор) в такой схеме конструктивно оформляются в виде относительно компактного общего узла с короткими трубопроводами, необслуживаемого при работе реактора на мощности и снабженного развитой системой барьеров безопасности. Это препятствует поступлению

техногенной радиоактивности во внешнюю среду.

По международной классификации такие реакторы обозначаются как PWR (pressured water reactor), к этому же типу относятся отечественные ВВЭР. На долю двухконтурных реакторов приходится около 60% мировой атомной генерации.



## Почему в реакторах на быстрых нейтронах (типа отечественного БН-600) используется более сложная (трехконтурная) схема?

Это вызвано использованием в них в качестве теплоносителя вещества, не обладающего замедляющими свойствами – жидкого натрия. Он сильно активируется при прохождении через активную зону и, к тому же, бурно реагирует с водой с выделением и самовоспламенением водорода. Эти обстоятельства,

при выборе двухконтурной схемы по принципу «радиоактивный натрий (теплоноситель) в первом контуре – парогенератор – нерадиоактивная вода и пар во втором контуре», делают гипотетическую (пусть и маловероятную) аварию с серьезной поломкой парогенератора и вступлением радиоактивного натрия в пря-



мой контакт с водой чрезвычайно опасной. Поэтому в таких реакторах предусмотрен промежуточный натриевый контур. Сначала тепло от радиоактивного натрия первого контура в специальном устройстве (теплообменнике) передается нерадиоактивному натрию второго контура, который, проходя через парогенера-

тор, передает тепло третьему контуру (нерадиоактивная вода и пар). Устройство и принцип замыкания третьего контура такие же, как для второго контура АЭС с водой под давлением. Многолетняя эксплуатация Белоярской АЭС с реактором БН-600 показала высокую надежность и безопасность такой схемы.

## Что такое «внешний контур охлаждения АЭС»?

11  
вопрос

Наличие на АЭС трех форм преобразования энергии (см. вопрос №7) приводит к тому, что ее коэффициент полезного действия (отношение количеств произведенной электроэнергии и энергии, выделившейся при делении ядер урана и/или плутония в ядерном топливе) в настоящее время относительно невелик – он не превышает 0,30-0,35 (30-35%). Это означает, что на каждую получаемую единицу электроэнергии около 2 единиц тепла должно быть отведено (сброшено) в окружающую среду. Частично это происходит естественным

путем (конвективное охлаждение нагретых поверхностей), однако главным механизмом теплоотвода является система охлаждения конденсатора (иногда его называют холодильником) турбины.

Для этого создаются специальные технические комплексы. Они основаны на проходящем в конденсаторе теплообмене между паровым контуром АЭС и внешней средой через особый водяной контур. Он и называется внешним контуром охлаждения АЭС.

Важнейшим его отличием от иных технологических контуров АЭС (см. вопрос №8) является наличие прямой физической связи с внешней средой – в некоторой своей части он лишен изолирующих защитных барьеров. Это

обстоятельство налагает чрезвычайно жесткие требования гарантированного исключения непосредственного контакта между водой внешнего контура охлаждения и паровым контуром турбины, что всегда выполняется на практике.

**12**  
вопрос

## Что такое «пруд-охладитель»?

Чаще всего в качестве основного физического резервуара теплоотвода во внешнем контуре охлаждения используют водоем, называемый прудом-охладителем. В качестве такового используется либо естественный водоем, либо искусственно созданный. Следует отметить, что и вода, и биота в пруде-охладителе непре-

менно контролируется на радиоактивность. При этом обязательным требованием является соблюдение естественных для данного региона фоновых радиационных уровней, что является гарантией отсутствия негативного влияния техногенных ионизирующих излучений на экосистемы пруда-охладителя.



*Чемпионат России  
по ловле рыбы поплавочной  
удочкой, пруд-охладитель  
Нововоронежской АЭС,  
2009 год*

## Какие технические решения применяются при недостаточной тепловой емкости пруда-охладителя?

**13**  
вопрос

В этом случае важным элементом обустройства внешнего контура охлаждения АЭС яв-

ляется градирня. Она является основой так называемой оборотной системы охлаждения.

Главным элементом градирни является башня, в которой и производится охлаждение воды. Вода подается в нее на некоторой высоте, поступает в распределительную систему и в виде струй стекает вниз, охлаждаясь по пути за счет испарительного охлаждения. В нижней части градирни она собирается и откачивается циркуляционными насосами к конденсаторам турбин. Холодный воздух поступает через окна ниже уровня сброса воды и, двигаясь ей навстречу, нагревается за счет ее частичного испарения. Нагретый воздух вы-

брасывается в атмосферу, создавая, вследствие формы башни, естественную тягу.

Еще один элемент внешнего контура охлаждения АЭС – брызгальные бассейны, также предназначенные для понижения температуры нерадиоактивной воды второго контура или оборудования энергоблока. Температура воды в брызгальных бассейнах понижается благодаря двум факторам: охлаждению брызг воздухом и испарению.

Следует еще раз напомнить, что устройство всех систем внешнего контура охлаждения надежно исключает прямой контакт содержащейся в нем воды с какими-либо радиоактивными веществами и материалами. Поэтому быть источником радиоактивного загрязнения внешней среды эта вода не может в принципе.



*Градирни  
Нововоронежской АЭС*



## Имеют ли они отношение к атомным станциям так называемые кислотные дожди?

Природное органическое топливо (уголь, нефть, газ), используемое на тепловых электростанциях и в других отраслях промышленности, содержит 1,5-4,5% серы. Образуясь при его сгорании окислы серы выбрасываются в атмосферу, где, вступая в контакт с влагой, образуют слабый раствор серной кислоты. Выпадая затем вместе с дождями на почву, этот раствор наносит огромный ущерб растительности, разрушает структуру почвы, изменяя ее состав. При определенных условиях кислотные дожди могут создать значимые проблемы и в сфере водопользования. Особо следует отме-

тить непоправимый вред, причиняемый ими культурному наследию человечества (разрушение исторических скульптур и памятников архитектуры).

Одна ТЭС мощностью 1000 МВт, работающая на угле с содержанием серы около 3,5%, несмотря на применение средств очистки, выбрасывает в атмосферу 140 тыс. т. сернистого ангидрида в год, из которого образуется около 280 тыс. тонн серной кислоты.

АЭС к кислотным дождям не имеют никакого отношения, поскольку они не используют органического топлива.

# 15

вопрос

## Как разные типы электростанций влияют на окружающую среду?

Большой, по сравнению с АЭС, удельный (на единицу произведенной электроэнергии) выброс дает угольная станция (в 5-10 раз выше, чем АЭС). В угле всегда содержатся природные радиоактивные вещества – торий, два долгоживущих изотопа урана, продукты их распада (включая радиотоксичные радий, радон и полоний), а также долгоживущий радиоактивный изотоп калия – калий-40. При сжигании угля они практически полностью попадают во внешнюю среду. С другой стороны, выход туда радиоактивных материалов и веществ, содержащихся в ядерном топливе и образующихся при работе реактора, надежно предотвращается защитными барьерами системы безопасности АЭС; во внешнюю среду попадает лишь очень незначительное количество короткоживущих

радиоактивных газов, обладающих весьма низкой радиотоксичностью.

Кроме того, значительная доля природных радионуклидов, содержащихся в угле, скапливается в шлаковых отвалах ТЭС и попадает в организм людей по пищевым цепочкам при размытии водой. В 1 тонне золы ТЭС содержится до 100 г радиоактивных веществ. На АЭС такой канал их распространения отсутствует вообще, поскольку технологии обращения с удаленным из реактора облученным ядерным топливом (ОЯТ) исключают его прямой контакт с внешней средой. В целом же радиационное воздействие ТЭС на население оказывается примерно в 20 раз выше, чем у АЭС равной мощности (хотя в обоих случаях оно, разумеется, многократно меньше влияния естественного фона).

# Каковы экологические преимущества атомной энергии?

16  
вопрос

Их много, но главное состоит в том, что в процессе производства электроэнергии на АЭС отсутствуют потребление кислорода и выбросы загрязняющих, токсичных и канцерогенных веществ, а также «парниковых» газов. Между тем физически неизбежные отходы ТЭС составляют весьма значительные величины.

Следует также учитывать серьезный экологический ущерб, наносимый «традиционной» тепловой энергетикой в ходе прокладки и эксплуатации необходимых для ее функционирования топливообеспечивающих комму-

никаций (нефте- и газопроводов). Этот фактор также отсутствует для атомной энергетики.

Совокупность негативных климатических, санитарно-гигиенических и экологических последствий реализации любой технологии объединяется понятием ее «внешней цены», определяемой уровнем затрат на ликвидацию этих последствий. По оценкам отечественных специалистов, «внешняя цена» различных энерго-технологий может быть оценена следующими величинами (евроцент/кВт·час): уголь – 15, мазут – 4,5, газ – 3, атомная энергия – 0,2.

## Некоторые экологические последствия годичной эксплуатации энергоблока мощностью 1Гвт (эл) на различных видах топлива

ТЭС			АЭС	ТЭС			АЭС
Уголь	Мазут	Газ		Уголь	Мазут	Газ	
потребление атмосферного кислорода млрд м3				выбросы углекислого газа млн т			
5,5	3,4	4,4	-	10	6	2	-
выбросы оксидов серы, тыс. т				выбросы азота, тыс. т			
124,4	84	-	-	34,2	21,9	23,6	-
выбросы золы и сажи, тыс. т				выбросы бензапирена (один из наиболее опасных канцерогенов, кг)			
7,3	1,3	-	-	12	13	-	-

# Каковы общие принципы обеспечения безопасности на АЭС и других ядерных объектах?

17  
вопрос

Основным принципом обеспечения безопасности ядерных объектов является оптимальное сочетание четырех направлений деятельности: юридического, организационного, кадрового и технического. Юридическое заключается в разработке и совершенствовании ядерного законодательства, в котором вопросам безопасности эксплуатации объектов принадлежит главенствующая роль.

Кадровое предусматривает систему мер, исключающую принятие на работу на такие объекты сотрудников, непригодных по профессиональным или медицинским соображениям.

Организационное состоит в неукоснительном соблюдении действующих норм,

правил и регламентов по безопасной эксплуатации ядерных объектов, а также совокупности инструктивных мер, предусматривающих комплекс необходимых действий при возникновении аварийных ситуаций. Кроме того, все АЭС являются особо охраняемыми объектами, они оснащены несколькими поясами ограждений, контрольно-пропускными пунктами и прочими элементами физической защиты.

Технические мероприятия включают создание и поддержание в работоспособном состоянии систем диагностики, информирования и защиты. Все эти системы предусматривают обязательное резервирование сил и средств, необходимых для предотвращения аварии.

## Что такое системы безопасности атомных станций?

При эксплуатации в штатном режиме АЭС не представляют опасности для персонала, населения и окружающей среды. Однако предотвращение инцидентов и аварий на АЭС должны быть всесторонне обеспечены, и важную роль при этом играют системы безопасности (СБ) АЭС.

Безопасность современных АЭС основана на концепции «защиты в глубину», предусматривающей комплексную функциональную взаимосвязь обеспечивающих ее систем.

По характеру выполняемых ими функций СБ подразделяются на защитные, локализующие, управляющие и обеспечивающие.

Защитные СБ служат для предотвращения или ограничения повреждения ядерного топлива, оболочек твэлов, оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные вещества. Локализующие СБ предназначены для предотвращения или ограничения

распространения выделившихся при инцидентах и авариях (если они все же произошли) радиоактивных веществ и материалов. Управляющие СБ осуществляют приведение в действие всех отвечающих обстановке систем и средств и обеспечивают контроль и управление ими в процессе выполнения заданных функций. Обеспечивающие СБ предназначены для снабжения защитных, локализующих и управляющих систем безопасности энергией, рабочей средой и создания условий их безотказного функционирования.

Эксплуатация, техническое обслуживание и ремонт СБ производятся по специально разработанным инструкциям и регламентам. Их постоянная готовность является обязательным предметом периодических проверок (в первую очередь – со стороны Ростехнадзора).

# Каковы главные принципы совершенствования технических систем безопасности АЭС?

19  
вопрос

Они заключаются во всемерном увеличении количества обеспечивающих безопасность физико-технических решений, эффективность которых не зависит от действий обслуживающего персонала (концепция «внутренней», или «внутренне присущей» безопасности), что резко уменьшает негативное влияние пресловутого «человеческого фактора». При этом реализуются два основных технических подхода: увеличение доли отрицательных обратных связей в динамике реактора и уменьшение доли энергозависимых (активных) локализирующих, управляющих и обеспечивающих систем безопасности в пользу пассивных систем, действие которых не зависит от квалификации персонала и приводящих обстоятельств, а подчиняется лишь фундаментальным законам природы.

Обратной связью называется форма ответной (и при этом не предусматривающей вмешательства персонала) реакции системы

на самопроизвольное возмущение (малое изменение) некоторого параметра, характеризующего ее состояние. Если в ответ на возмущение система реагирует такими внутренними процессами, которые усиливают первоначальное изменение, обратная связь является положительной, если такими, которые уменьшают – отрицательной. Простейшим наглядным примером является поведение шарика на неровной поверхности. Если он расположен на вершине выпуклости, то небольшой толчок вызовет непрерывно ускоряющееся скатывание шарика вниз (положительная обратная связь). Если же шарик находится на дне вмятины, то после такого толчка и нескольких осцилляций (колебаний) система самопроизвольно придет в первоначальное состояние (отрицательная обратная связь).

Ясно, что для обеспечения должной степени безопасности АЭС обратная связь

по важнейшим эксплуатационным параметрам реактора (мощности и температуре) должна быть отрицательной. В реакторах современных и перспективных конструкций это требование уже выполняется (и будет выполняться) неукоснительно, а ранее построенные реакторы модифицированы с учетом необходимости его выполнения. Это было предпринято, например, на всех реакторах РБМК-1000, положительная обратная связь по содержанию пара в технологических каналах у ранних модификаций которого и стала одной из основных причин чернобыльской аварии.

Примером пассивной системы безопасности является т. наз. «ловушка расплава» – специальная емкость, расположенная в новейшей модификации реактора ВВЭР-1000 снизу от активной зоны реактора. В случае реакторной аварии с расплавлением активной зоны высокорadioактивный топливный расплав стекает вниз и самолокализуется в ограниченном объеме. Это резко сокращает масштабы гипотетической тяжелой аварии. Понятно, что это происходит без участия персонала – лишь под действием силы земного тяготения, имеющей фундаментальный характер.

## 20 вопрос

# В чем смысл многоуровневой системы барьеров?

Барьером называется любой фактор (специальная конструкция или одно из функциональных свойств иных технических устройств АЭС), относящийся к числу защитных и локализирующих систем безопасности и препятствующий выходу радиоактивных веществ и материалов во внешнюю среду. Последовательное

(уровневое) системное расположение барьеров является важным элементом концепции «защиты в глубину».

Например, на пути распространения радиоактивных веществ и материалов, содержащихся в ядерном топливе, на АЭС с реактором ВВЭР-1000 существуют четыре уровня барье-



## Защитные барьеры АЭС



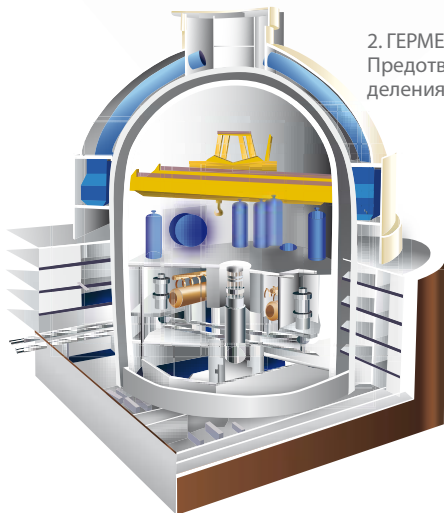
**1. ТОПЛИВНАЯ ТАБЛЕТКА (МАТРИЦА)**  
Использование топлива в форме таблеток предотвращает выход подавляющего количества нуклидов, образующихся в процессе деления



**2. ГЕРМЕТИЧНАЯ ОБОЛОЧКА ТВЭЛА**  
Предотвращает выход продуктов деления из циркониевых трубок



**3. СИСТЕМА ПЕРВОГО КОНТУРА**  
Предотвращает выход продуктов деления из корпуса реактора и теплоносителя первого контура



**4. ВНЕШНЯЯ ЗАЩИТНАЯ ОБОЛОЧКА**  
Стены из железобетона около метра толщиной (контейнмент) и система герметизации предотвращают выход продуктов деления в окружающую среду из реакторного зала. Внутри (в шахте) размещается все оборудование и трубопроводы первого контура: бак реактора, парогенераторы, циркуляционные ветви с главными циркуляционными насосами, компенсатор давления, гидроемкости аварийного охлаждения

## Защита АЭС от внешних факторов



ПАДЕНИЕ САМОЛЕТА  
весом 20 тонн  
со скоростью 200м/с  
(720 км/ч)

УРАГАНЫ, СМЕРЧИ  
максимальная скорость  
ветра 56 м/с (201,6 км/ч)



СЕЙСМИЧЕСКИЕ  
ВОЗДЕЙСТВИЯ  
землетрясение силой  
в 8 баллов  
(из 12 по шкале MSK-64)



НАВОДНЕНИЕ

ров: топливная таблетка, металлическая оболочка тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ), прочный корпус реактора с трубопроводами первого контура и бетонная герметичная оболочка (контейнмент), укрывающая все радиационно-опасное оборудование первого конту-

ра: реактор, парогенераторы, трубопроводы и т. д. Современная конструкция контейнмента позволяет выдерживать практически все виды внешних воздействий: землетрясения, смерчи, ураганы, пыльные бури и даже падение самолета.

## Что такое САОР, как она работает? Какова вероятность ее отказа?

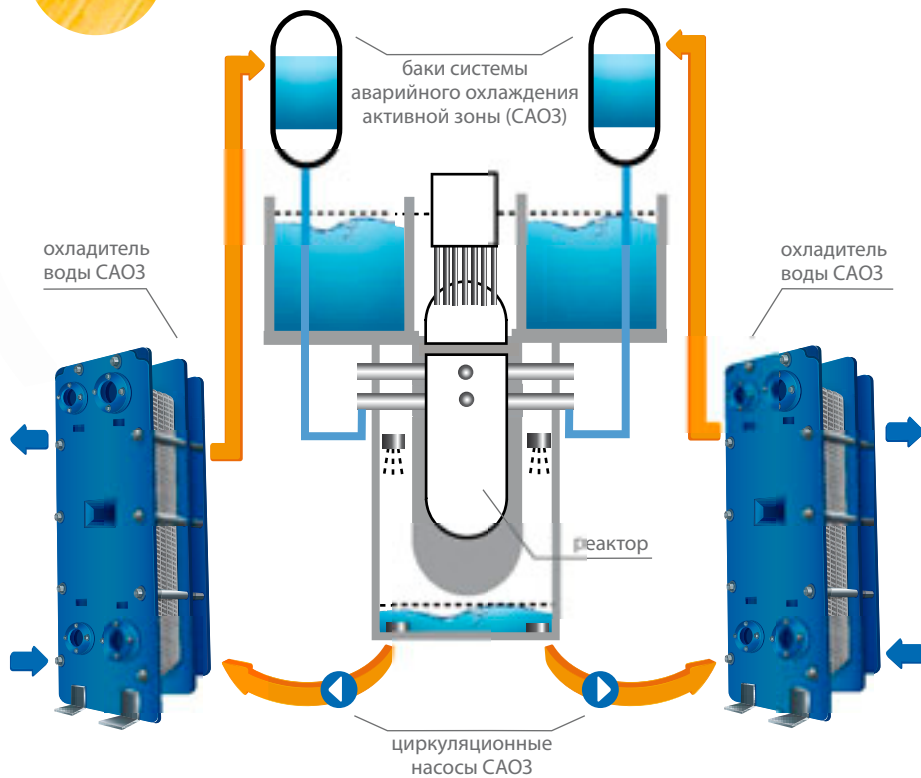
**21**  
вопрос

САОР (система аварийного охлаждения реактора) предназначена для предотвращения развития тяжелой аварии (расплавления активной зоны) при потере теплоносителя, когда остаточное тепловыделение в облученном ядерном топливе обуславливает резкое увеличение его температуры. В этом случае САОР срабатывает автоматически, обеспечивая теплоотвод из активной зоны реактора и поддержание температуры топлива в безопасном диапазоне.

В легководных реакторах (ВВЭР, РБМК и др.) это обеспечивается непрерывной принудительной подачей воды в активную зону.

Вероятность отказа САОР ничтожна из-за высокой степени резервирования, предусмотренной в ее конструкции. Для этого предусмотрены дублирующие компоненты, оборудование и даже целые подсистемы, которые автоматически берут на себя функции отказавшей части системы.

## Система аварийного охлаждения активной зоны (CAOЗ)



## Что такое «работа АЭС в маневренном режиме»?

**22**  
вопрос

Термин «маневренность» используется для обозначения работы электростанций (в том числе и АЭС) в режиме суточного маневрирования мощностью (то есть снижения мощности ниже номинальной и последующего подъема ее до обычного уровня).

Это необходимо для оптимизации нагрузки в энергосистеме при суточном изменении объемов потребления (например, в ночные часы, когда спрос на энергию минимален). Для АЭС такой режим является, в общем, неблагоприятным – современные мощные ядерные энергоблоки оптимальны при работе на номинальной мощности, близкой к максимальной. Поэтому они ис-

пользуются для покрытия базовой (постоянной) части суточного графика нагрузок, которая составляет около трети пиковой. Эта величина и определяет оптимальную долю ядерной генерации в рамках ныне существующих ЯТЦ.

Однако, если эта доля, в силу различных причин, выше (как, например, в Украине, где она составляет около половины), то обеспечение режима суточного маневрирования мощностью становится актуальным. АЭС Украины в настоящий момент готовятся к работе в маневренных режимах. Соответствующее обоснование по топливу уже подготовлено Топливной компанией «ТВЭЛ».

## Что такое КИУМ?

**23**  
вопрос

КИУМ – коэффициент использования установленной мощности – это отношение (в %)

фактической энерговыработки реакторной установки за период эксплуата-

ции к расчетной энерговыработке при непрерывной работе на номинальной мощности. Он всегда меньше единицы (100%), но чем он больше – тем лучше. Этот коэффициент характеризует эффективность и надежность работы энергоблоков АЭС и является важнейшим экономическим показателем ее работы.

Наибольшим проектным КИУМ обладают каналные реакторы, допускающие перегрузку топлива «на ходу», без остановки энергоблока (например, канадский тяжеловодный CANDU и отечественный водо-графитовый

РБМК-1000). У корпусных легководных реакторов, для которых перегрузка топлива без остановки энергоблока невозможна, проектный КИУМ заметно ниже.

Увеличение КИУМ для данной конструкции реактора обеспечивается за счет увеличения надежности работы его оборудования, повышения качества и сокращения сроков ремонтных работ, выполнения комплекса модернизации энергоблоков. В 2009 году КИУМ на атомных станциях России увеличился на 0,7 процентных пункта – до 80,2%.

## 24 вопрос

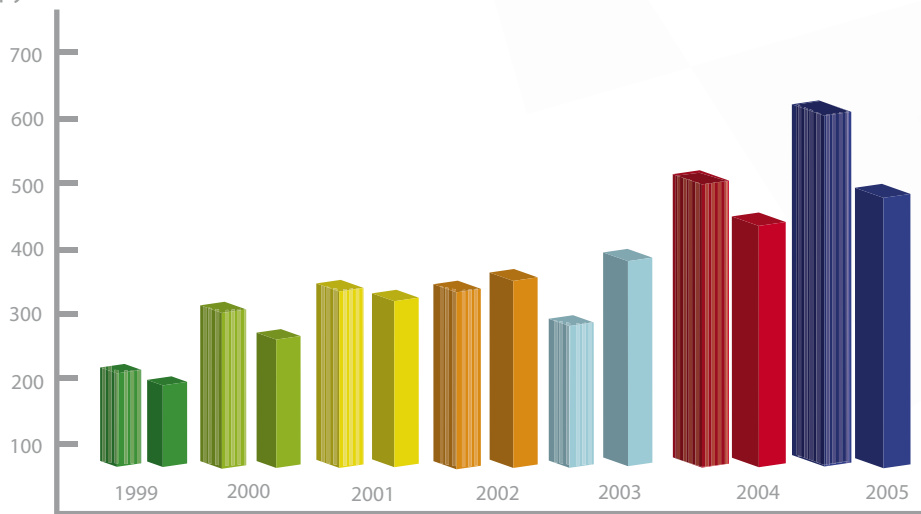
# Какова сравнительная стоимость электричества, вырабатываемого с помощью АЭС?

Расчетная себестоимость производства электричества на атомных станциях (без учета начальных инвестиций) ниже, чем на теплоэлектростанциях (уголь, газ, мазут, см. диаграмму) и гораздо ниже, чем при использовании альтернативных источников энергии

(ветер, энергия солнца, приливов и т.д.). Стоит также отметить, что у АЭС по сравнению с ТЭС в цене киловатт-часа значительно ниже доли топливной составляющей (18-25% против 45% у угольных ТЭС и 65% у газовых). Но при этом стоимость сооружения АЭС выше и стро-

## Тарифы на электроэнергию, произведенную на ТЭС и АЭС России в 1999 - 2005 гг., руб. / МВт.ч

руб. / МВт.ч



ТЭС



АЭС

ются они дольше, чем тепловые станции такой же мощности, поэтому и срок окупаемости начальных инвестиций для АЭС больше, чем ТЭС равной мощности. Соответственно, срок окупаемости начальных инвестиций для АЭС больше, и они, в общем, тем выгоднее, чем дольше работают. Поэтому продление срока эксплуатации действующих АЭС экономически вполне оправдано (разумеется, при неукоснительном соблюдении требований безопасной эксплуатации).

Далее, само назначение АЭС и ТЭС, в общем, различно. Если мощные АЭС це-

лесообразно применять для покрытия т. наз. базисной (не зависящей от времени суток) части суточного графика нагрузок, то газовые станции – для пиковых и полупиковых частей. Поэтому наилучшим путем для развития энергетики в целом является вовсе не противопоставление АЭС и ТЭС, а их оптимальное сочетание, учитывающее, среди прочего, как структуру и территориальное расположение объектов производства и потребления энергии, так и состояние и прогнозные изменения доступности и цены топливной базы и транспортных услуг.

**25**  
вопрос

## Как часто нужно ремонтировать АЭС?

Энергоблок любой атомной станции – это сложный комплекс механизмов и систем для выработки электроэнергии, нуждающийся в регулярном профилактическом обслуживании. Поэтому раз в год каждый энергоблок останавливается для проведения планово-предупредительного ремонта (ППР). Обычно этим перерывом в ра-

боте блока пользуются также для перезагрузки ядерного топлива (выгружается отработанное топливо и догружается свежее). Каждые три года проводятся плановые капитальные ремонты, в ходе которых проводится исследование корпуса реактора (с выгрузкой топлива). Для каждой АЭС существует график плановых сред-





них и капитальных ремонтов, с указанием всех работ, планируемых в ремонтную кампанию.

Кроме плановых, существуют текущие ремонты, они могут проводиться

либо на работающем оборудовании, либо с отключением блока (в случае выхода из строя какого-либо оборудования).

## Где появилась первая АЭС?

Первая в мире атомная электростанция была введена в эксплуатацию в 1954 году в СССР, в г. Обнинск Калужской области. Она была оснащена уран-графитовым реактором типа

АМ («Атом мирный») электрической мощностью всего 5 МВт. Станция безаварийно проработала почти 50 лет. В настоящее время на ее базе создается музей ядерной энергетики.



*Первая в мире АЭС, г. Обнинск*

**26**  
вопрос

## 27 вопрос

# Сколько атомных станций работает в мире и в России?

По данным Всемирной ядерной ассоциации (WNA), в настоящее время в 29 странах мира работает 439 ядерных энергоблоков (считая остановленные на плановый ремонт) общей мощностью около 372,7 ГВт. Больше всего действующих ядерных энергоблоков в США (104), далее идут Франция (58) и Япония (54).

На сегодняшний день в России функционирует 10 АЭС, на которых установлено 32 энергоблока (см. стр. 37). Их суммарная электрическая мощность – более 24 тыс.

МВт, – делится примерно поровну между двумя группами реакторов: водо-водяными (ВВЭР-440, ВВЭР-1000) и кипящими канальными водо-графитовыми (РБМК-1000, ЭГП-6). Кроме того, на Белоярской АЭС работает единственный в мире энергетический реактор на быстрых нейтронах БН-600. Атомные станции России в 2009 году показали абсолютный рекорд за все время существования атомной энергетики – 163,1 млрд кВт•ч электроэнергии, что на 0,6% выше выработки 2008 года.

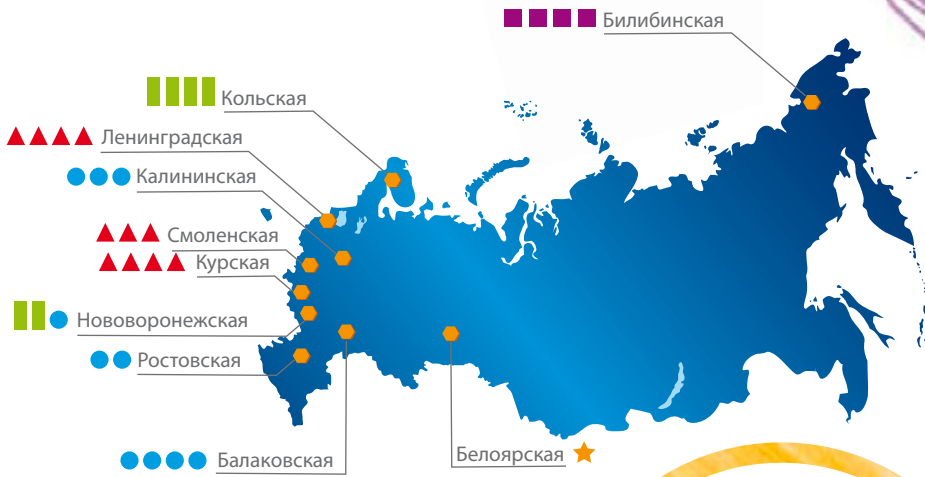
## 28 вопрос

# Объединены ли АЭС России какой-либо организационной структурой?

Да, конечно. Такой структурой является ОАО «Концерн Росэнергоатом», одновременно являющийся генерирующей компанией и эксплуатирующей организацией. Он организа-

ционно объединяет все 10 действующих АЭС России (имеющие статус его филиалов), а также дирекции строящихся АЭС и предприятия, оказывающие услуги по эксплуатации, ремон-

## Действующие АЭС России



- ▲ РБМК-1000
- ВВЭР-1000
- ▮ ВВЭР-440
- ★ БН-600
- ЭГП-6

ту и научно-технической поддержке. Он несет также всю полноту ответственности за обеспе-

чение ядерной и радиационной безопасности на всех этапах жизненного цикла АЭС.

**29**  
вопрос

## Какая часть электроэнергии вырабатывается на АЭС в мире и в России?

По данным WNA, атомная энергетика обеспечивает примерно 15% мировой электрогенерации. Этот показатель близок к современному российскому (около 16%). В то же время в европейской части России доля атомной генерации существенно выше – около 30%, а на северо-западе страны доходит до 40%.

Для сравнения: эта доля в США – около 16%, в Японии – 25%. В 16 странах мира атомная генерация составляет более четверти от общей. Самая большая доля АЭС в ге-

нерации – во Франции (более 75%). Более половины электроэнергии производится на АЭС в Бельгии, Словакии, немногим менее 50% – в Украине, Швеции и Словении. От 30 до 40% общей генерации приходится на АЭС в Финляндии, Германии, Армении, Болгарии, Венгрии, Южной Корее, Чехии и Швейцарии.

В то же время в таких странах, как Индия и Китай, заявивших на сегодняшний день наиболее масштабные программы промышленного развития, доля АЭС в генерации пока невелика – 3,7 и 1,2%, соответственно.

# Каковы перспективы развития атомной энергетики в мире?

**30**  
вопрос

С учетом истощения запасов нефти и газа и негативных экологических последствий масштабного сжигания угля альтернатив потребности человечества в электричестве могут быть удовлетворены преимущественно за счет атомной энергии.

По прогнозу МАГАТЭ (2009 г.), к 2020 году в мире будет введено примерно 73 ГВт новых атомных генерирующих мощностей, к 2030 году – от 511 до 807 ГВт, значительно больше, чем предполагалось еще несколько лет назад. В настоящее время в 13 странах мира уже строится 53 энергоблока АЭС мощностью более 51 ГВт.

В 80-х годах прошлого века было построено 218 атомных энергоблоков – в среднем

каждые 17 дней. А в 2015 году, по одному из сценариев МАГАТЭ, в мире будет в среднем вводиться по 1000 МВт (типичная мощность современного атомного энергоблока) каждые 5 дней. «Атомная пауза» сменилась «атомным ренессансом».

Наиболее высокие темпы развития атомной энергетики ожидаются в Китае и Индии. В КНР в настоящее время строятся 20 атомных энергоблоков, планируются к строительству 37 и заявлено о возможных проектах по созданию еще 120. При этом действуют в стране пока лишь 11 энергоблоков. Индия располагает парком в 18 энергоблоков, строит еще 5, планирует – 23 и говорит о возможных проектах еще 15.

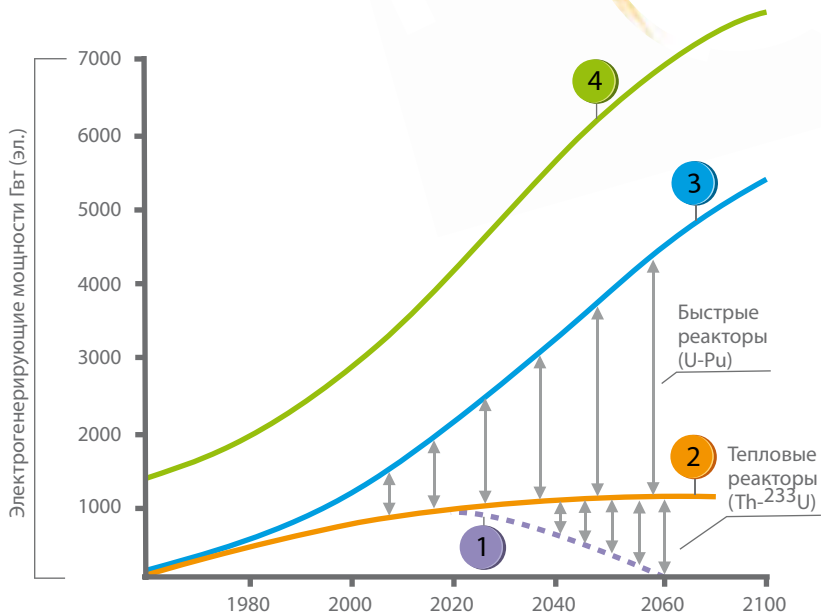
## Имеет ли особенности развитие атомной энергетики в России?

Россия, разумеется, не может игнорировать развитие атомной энергетики как важнейшую технологическую тенденцию наших дней. При этом следует учитывать довольно неблагоприятные особенности развития российской атомной энергетики.

Дело в том, что сооружение и пуск 28 из 32 действующих российских атомных энергоблоков с проектным сроком эксплуатации 30 лет были осуществлены с начала 70-х до конца 80-х годов прошлого века, когда «атомная пауза» (в СССР, и позже – в России, многократно осложненная последствиями Чернобыля) на долгие годы почти остановила рост национальной атомной энергетики. И, хотя этот срок, с разрешения государственного надзорного ведомства (Ростехнадзора), в ряде случаев может быть продлен еще на 15 лет, к 2030 г. без опережающего ввода в строй новых энергоблоков страну неминуемо ждет обвальное падение атомной генерации.

Для России это – системная катастрофа, и не только энергетическая. Это катастрофа промышленная – массовое закрытие АЭС вызовет неминуемую (и необратимую) деградацию всей национальной атомной отрасли. Катастрофа социальная – пополнение российской армии безработных сотнями тысяч квалифицированных специалистов-атомщиков грозит непредсказуемыми последствиями. Катастрофа ресурсная – в предвидении истощения «традиционных» топливных ресурсов вместо их экономии последует резкое повышение расхода. Во многих случаях катастрофа финансовая – в ряде областей России налоговые отчисления находящихся там АЭС являются основой региональных бюджетов. Наконец, катастрофа технологическая – атомная отрасль является мощнейшим локомотивом инновационного развития (кстати говоря, одной из немногих, где Россия занимает достойное место в мире, подобающее великой державе).

## Ориентировочный сценарий роста энергетических мощностей. Топливный ресурс атомной энергетики в зависимости от вида ЯТЦ



- 1 - развитие ЯЭ на тепловых реакторах <sup>235</sup>U
- 2 - тепловые реакторы с топливным циклом (Th-<sup>233</sup>U)

- 3 - ядерные мощности в целом (тепловые и быстрые реакторы)
- 4 - общие мощности (ядерные и неядерные)

## Каковы планы развития атомной энергетики в России?

Была разработана и распоряжением Правительства РФ от 6 октября 2006 года утверждена Федеральная целевая программа (ФЦП) «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007-2010 годы и на перспективу до 2015 года». В ней поставлена задача ускоренного ввода в эксплуатацию новых энергоблоков, которые предлагается сделать серийными (типовыми). Это позволит сократить расходы на их проектирование и сооружение. В соответствии с ФЦП примерно с 2012 года в России будут закладываться ежегодно два новых энергоблока АЭС мощностью более 1 ГВт каждый. К 2030 году планируется построить не менее 40 энергоблоков, что позволит

повысить долю атомной генерации до 25% (с учетом выбывающих мощностей).

В первую очередь достраиваются энергоблоки, сооружение которых было начато еще во времена СССР и затем законсервировано. Первым в рамках указанной ФЦП был достроен и введен в действие энергоблок №2 Ростовской АЭС (энергетический пуск реактора ВВЭР-1000 состоялся 22 января 2010 г.). Достраиваются энергоблок №4 Калининской АЭС (пуск – 2011 г.), энергоблок №4 Белоярской АЭС с реактором на быстрых нейтронах БН-800 (2014 г.), энергоблоки №1 и 2 Нововоронежской АЭС-2 (2012 и 2015 гг.) и энергоблоки №1 и 2 Ленинградской АЭС-2 (2013 и 2015 гг.).



## Как выбирают площадки для строительства новых АЭС?

**33**  
вопрос

Выбор площадки для размещения атомной станции - это сложная комплексная задача. При ее решении, в том числе, учитываются:

- текущие и перспективные энергопотребности региона. Нет никакого смысла сооружать АЭС там, где вырабатываемая ею электроэнергия никем не востребована. Следует также иметь в виду, что режим эксплуатации современных АЭС не предусматривает частых пауз – они останавливаются лишь для проведения плановых или вынужденных ремонтно-профилактических работ (не чаще, чем раз в полгода). Поэтому АЭС эффективны для использования в основном в базовой (неизменной по времени) части суточного графика сетевых нагрузок, т. е. там, где в числе потребителей есть энергоемкие предприятия непрерывного рабочего цикла либо крупные населенные пункты;

- геологические, почвенные и гидрологические особенности рассматриваемой площадки. Безопасность будущей АЭС несовместима с возможностью деформации грунтов при сооружении и, тем более, при эксплуатации АЭС, образованием приповерхностных карстовых пустот, размывами рельефа площадки, паводковыми затоплениями, оползневыми явлениями и т. п.;

- степень вероятности, характер и масштаб природных чрезвычайных ситуаций (землетрясения, наводнения, ураганы) и сопутствующие им риски для будущей АЭС;

- уровень развитости и перспективы промышленности, транспортной и энергетической инфраструктур региона;

- социальная ситуация в регионе и возможности ее адаптации к предстоящему сооружению и эксплуатации АЭС, с учетом кадровых потребностей станции.

## Есть ли у России опыт строительства АЭС за рубежом и как он используется в настоящее время?

Есть, и опыт немалый. Он был накоплен еще во времена СССР, когда за рубежом был построен 31 атомный энергоблок (в Германии, Венгрии, Словакии, Болгарии, Финляндии). Сейчас Госкорпорация «Росатом» строит АЭС в Индии, КНР, Болгарии и Иране. Имеются реальные перспективы заключения контрактов на строительство новых АЭС и расширение

действующих в Индии, КНР, Республике Беларусь, Турции, странах Юго-Восточной Азии и Латинской Америки.

Ведущей организацией, входящей в систему Росатома и реализующей контракты РФ в рамках межправительственных соглашений по строительству новых и реконструкции действующих АЭС отечественной постройки за рубежом, является ЗАО «Атомстройэкспорт».

Все построенные СССР и Россией за рубежом атомные энергоблоки выполнены на базе отечественных реакторов ВВЭР (-440 и -1000) и снабжаются ядерным топливом, изготавливаемым предприятиями Топливной компании «ТВЭЛ».

*Тяньваньская АЭС  
(КНР)*





*АЭС «Куданкулам»  
(Индия)*



*АЭС Бушер  
(Иран)*

## 35 вопрос

# Существуют ли нормы на удаленность населенных пунктов от АЭС?

Все действующие российские АЭС проектировались и строились по нормам бывшего СССР, согласно которым расстояние от АЭС до городов с численностью населения свыше 50 тыс. человек должно составлять не менее 25 км. По-

селок (город) работников АЭС не должен иметь население более 50 тыс. человек и не может размещаться ближе 8 км от станции. Эти нормы в целом соответствуют европейской и мировой практике.

## 36 вопрос

# Как юридически регулируются вопросы, связанные с использованием атомных электростанций в России?

Эти вопросы объединяются понятием «ядерного права» – совокупностью нормативных документов, которые определяют права и обязанности организаций-участников процесса использования атомной энергии, меру их ответственности и порядок установления компенсации при причинении ущерба отдель-

му человеку, предприятию или окружающей среде.

В частности, в Российской Федерации основополагающим в этой сфере является Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ (редакция от 05.02.2007) «Об использовании атомной энергии». В дополнение к нему

недавно был также принят Федеральный закон от 05.02.2007 № 13-ФЗ «Об особенностях управления и распоряжения имуществом и акциями организаций, осуществляющих деятельность в области использования атомной энергии, и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».

Разумеется, «ядерное право» является неотъемлемой системной частью националь-

ной законодательной базы в целом, и многие важные аспекты деятельности атомной отрасли страны другими законами и иными нормативными актами. В частности, вопросы радиационной безопасности регулируются Федеральным законом от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения» и Федеральным законом от 30.03.1999 № 52-ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения».

## Почему именно уран используется при изготовлении топлива для ядерной энергетики?

**37**  
вопрос

Уран – единственный элемент таблицы Менделеева, один из встречающихся в природе изотопов которого – уран-235 – хорошо делится медленными нейтронами (что необходимо при создании технических условий для реализации управляемой цепной реакции деления в ядерных реакторах). Такими свойствами обладают и некоторые другие ядерные мате-

риалы (уран-233, плутоний-239), однако их в природе нет, они могут быть получены лишь искусственно (из тория-232 и урана-238 соответственно), с неизменным использованием тех же ядерных реакторов. Поэтому эти ядерные материалы принято называть вторичными, в отличие от первичного урана-235, который в ядерной энергетике ничем не заменить.

## Сколько урана на Земле? Какие урановые руды считаются богатыми, какие – бедными?

Средняя концентрация урана в земной коре довольно велика –  $3 \cdot 10^{-4}$  %. Это больше, чем, например, серебра (почти в 30 раз) или золота (примерно в 1000 раз). Его всегда довольно много, например, в гранитах – около 25 грамм на тонну. Немало его и в морской воде – примерно 3,4 мкг/л. В относительно тонком 20-километровом верхнем слое Земли содержится около 1014 т урана. Однако уран принадлежит к числу рассеянных элементов – лишь малая его часть сконцентрирована в рудных месторождениях с содержанием урана свыше 0,3%.

Тем не менее, ранняя добыча урана происходила из очень богатых руд. Так, уранинит из Конго (ныне – Республика Заир), использованный США при создании атомного оружия, содержал до 65% (по весу) чистой двуокиси урана. В настоящее время о таких рудах можно

лишь мечтать, и к категории богатых относятся руды с содержанием урана свыше 0,3%. Руды с меньшим содержанием считаются бедными. Современным пределом экономической рентабельности целевой добычи урана (при цене до 130 долл. США/кг) считается величина от 0,001% до 0,5%.

В то же время экономическая целесообразность существенно зависит от того, является ли уран целевым продуктом добычи или же одновременным, либо побочным при комплексной переработке руд (как, например, при добыче фосфатов, золота, молибдена, ванадия, редкоземельных элементов). Добыча урана из морской воды с использованием имеющихся технологий обойдется примерно в 750 долл. США/кг и в обозримое время не имеет экономических перспектив.

## Мировая карта месторождений урана



## Где расположены урановые месторождения в мире и в России? Сколько урана на них добывается и каковы перспективы развития урановой отрасли?

Суммарные мировые запасы урана оцениваются величинами от 5 до 11 млн. тонн. Лидеры по количеству запасов – Австралия, Казахстан и ЮАР. За ними следуют Намибия, Канада, Нигерия, Узбекистан и США.

Российские разведанные запасы урана оцениваются более чем в 615 тыс. тонн. Наиболее масштабная промышленная добыча урана ведется в настоящее время на «Приаргунском производственном горно-химическом объединении» (ППГХО, г. Краснокаменск Читинской обл.), входящем в состав уранового холдинга ОАО «Атомредметзолото» (АРМЗ). ППГХО разрабатывает месторождения

Стрельцовского рудного поля, на предприятии работают три рудника, разведанные запасы которых оцениваются в 170 тыс. тонн. Годовое производство урана на ППГХО составляет порядка 3 тыс. тонн в год. АРМЗ также ведет опытно-промышленную эксплуатацию горнодобывающего предприятия «Хиагда» (с. Романовка, Баунтовский район Бурятии). Запасы этого рудного поля оцениваются в 150 тыс. тонн. Кроме того, вскоре в промышленную эксплуатацию будет пущена первая очередь горнодобывающего предприятия «Далур» на Далматовском месторождении в Курганской области (разведанные запасы – 30 тыс. тонн).



# Ведется ли в России поиск новых месторождений урана?

**40**  
вопрос

После распада СССР в России осталось лишь около четверти разведанных запасов урана стран СНГ. Поэтому поиск новых урановых месторождений входит в число главных приоритетов атомной отрасли страны. Этой работой активно занимается Министерство природных ресурсов РФ, а также и другие организации. Наиболее многообещающими для промышленного освоения являются Эльконский (гото-

вится к опытно-промышленной эксплуатации) и Витимский рудные районы (Республика Саха, Якутия). Определенными перспективами обладают также Онежский и Западно-Сибирский (северо-восточнее г. Новосибирска) районы, а также Зейско-Бурейская, Хапкойская (юг Приморского края), Охотская, Юндоми-Майская (север Магаданской обл.) и Чукотская рудные площади.

# 41

вопрос

## Как добывают уран? Насколько это безопасно для населения прилегающей к месторождению территории?

Из трех используемых методов добычи урана два являются традиционными для горнодобывающей промышленности: подземный (шахтный) и открытый (карьерный). Третий метод - скважинного подземного выщелачивания -

используется относительно недавно, с 60-х годов XX века.

Выбор метода определяется, исходя из конкретных особенностей разрабатываемого месторождения. Открытый метод может применяться лишь для небольших глубин залегания руды (до 500 м). Шахтный метод может быть использован при наличии выраженных рудных жил в крепких горных породах. Этим методом добывается уран на месторождениях Стрельцовского рудного поля, разрабатываемых ОАО «ППГХО» (Читинская область, Россия).



*Добыча урана  
открытым методом*

Метод подземного выщелачивания основан на заполнении рудных пород растворяющими уран химическими реагентами и откачке урансодержащих растворов на поверхность. Он может быть использован при минерализации урана в пористых породах, расположенных между водонепроницаемыми слоями. Преимущества этого метода – отсутствие наземных хранилищ рудных отвалов и выделений радона при добыче. Этот метод считается наиболее экологически чистым. Именно он применяется на новых российских урановых месторождениях – Далматовском

(ЗАО «Далур») и Хиагдинском (ОАО «Хиагда»).

При обустройстве и эксплуатации любого уранового месторождения разрабатывается и реализуется система мер по обеспечению безопасности. Она учитывает геологические и гидрологические особенности объекта, розу ветров, характеристики добываемой руды, сложившуюся инфраструктуру и др. При соблюдении всех установленных ограничений (как правило, они относятся к сфере землепользования и водопользования), добыча урана безопасна для проживающего рядом населения.

## Какие стадии уран проходит в процессе его превращения в ядерное топливо?

Первая стадия – концентрирование урановой руды. После дробления перемолотую руду растворяют в химическом растворе, затем осажденную концентрированную соль урана

высушивают до получения сухого уранового концентрата. Следующий стадией технологической цепочки является аффинаж (тонкая химическая очистка от недопустимых примесей).

**42**  
вопрос

## Технологическая схема производства ядерного топлива



Ее продукт - чистые оксиды урана, которые направляются на конверсию (фторирование). Полученный газ - гексафторид урана ( $UF_6$ ), - транспортируется в специальных контейнерах на обогатительный комбинат для изотопного обогащения по урану-235 (от природного 0,71% до требуемого для каждого конкретного вида топлива).

На финальном этапе обогащенный уран переводится в форму чистого диоксида, а затем

с использованием методов порошковой металлургии из него получают топливные таблетки. Последней стадией производства топлива является упаковка топливных таблеток в твэлы (тепловыделяющие элементы) и изготовление из них тепловыделяющих сборок (ТВС).

Все технологические операции на каждой стадии производства топлива сопровождаются соблюдением требований безопасности и тщательным контролем качества.

## Как и где обогащается уран? В чем сущность процесса обогащения?

Производство ядерного топлива для большинства АЭС в мире невозможно без обогащения урана. Так, российские энергетические реакторы используют ядерное топливо со следующим обогащением по урану-235: ВВЭР – 1,6-5%; РБМК-1000 – около 3%; БН-600 – до 27%.

Физическая сущность процесса обогащения не зависит от используемого метода

и заключается в изъятии из естественной смеси изотопов урана (где урана-235 – 0,71%, урана-238 – 99,29%) некоторого количества урана-238 (отвал), после чего относительное содержание урана-235 в оставшейся смеси (продукт) возрастает. Так как химические свойства изотопов урана одинаковы, в основе методов обогаще-



ния лежат физические процессы, в ходе которых атомы или молекулы различных масс ведут себя по-разному. В настоящее время наиболее прогрессивным методом такого рода является разделительная центрифуга. В ней при очень быстром вращении рабочего цилиндра более тяжелые молекулы газа опускаются вниз и концентрируются у стенки, а легкие – выше у оси цилиндра. Организовав соответствующий отбор, можно получить некоторое обогащение по изотопному составу. Это прodelьвается многократно. Центрифуги объединяют

в ступени (параллельно, для увеличения производительности) и каскады (последовательно, для увеличения степени обогащения).

Поскольку центрифужное разделение осуществляется в газовой фазе, необходимым промежуточным продуктом для обогащения является гексафторид урана ( $UF_6$ ) – единственное соединение урана, существующее в газообразном состоянии при разумно достижимых технических условиях. Гексафторид урана получается в результате химико-технологического процесса переработки уранового концентрата – конверсии урана (см. вопрос № 42).

В России в настоящее время действуют четыре обогатительных комбината: Уральский электрохимиче-



*Каскад газовых центрифуг на Электрохимическом заводе*



ский комбинат в г. Новоуральске, Сибирский химический комбинат в г. Северске, Ангарский электролизно-химический комбинат в г. Ангарске и Электрохимический завод

в г. Зеленогорске. Все они находятся под управлением Топливной компании «ТВЭЛ» и объединяют, в общей сложности, около 40% мировых обогатительных мощностей.

**44**  
вопрос

## Что такое Международный центр по обогащению урана? Для чего он был создан?

ОАО «Международный центр по обогащению урана» (МЦОУ) был создан в 2007 году на базе Ангарского электролизного комбината для того, чтобы обеспечить доступ к ядерным технологиям любой стране, желающей развивать атомную энергетику. Дело в том, что обогащение урана является технологией двойного назначения – она может использоваться как для гражданских, так и для военных нужд.

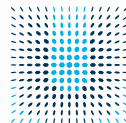
На сегодняшний день обогатительными мощностями промышленного масштаба располагает ограниченное число стран, в числе которых Россия, США, Великобритания, Франция, Китай, а также Индия.

При этом в России сосредоточено более 40% этих мощностей.

МЦОУ призван стать своеобразной «страховкой» и гарантией того, что страна, по каким-либо причинам лишенная возможности купить обогащенный уран на свободном рынке, сможет в любой момент обеспечить себя необходимым количеством сырья и изготовить из него свежее ядерное топливо, чтобы ее АЭС продолжили устойчиво работать. В то же время международное сообщество получает гарантии того, что технология обогащения используется исключительно в мирных целях.



Центр работает под эгидой МАГАТЭ. На сегодняшний день к МЦОУ уже присоединился Казахстан. Вскоре полноправными участниками центра станут также Украина и Армения. Переговоры ведутся с целым рядом стран, в частности, с Финляндией, Южной Кореей и Бельгией.



**МЦОУ**  
Международный центр  
по обогащению урана

## Что представляет собой топливо для реакторов АЭС?

**45**  
вопрос



Конструктивной основой ядерного топлива реакторов является тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ) – герметичная металлическая трубка, в которой размещается делящийся, или расщепляющийся материал (чаще всего – спеченный диоксид урана) в виде цилиндрических таблеток.

*Топливные таблетки*

ТВЭЛы конструкционно объединяются в тепловыделяющие сборки (ТВС). Для придания жесткости конструкции, подачи теплоносителя и проведения операций по загрузке и замене топлива ТВС снабжена дополнительными элементами (дистанцирующие решетки, хвостовик, головка).

Конструкция и размеры твэлов для реакторов разных типов различаются. Например, твэлы основного российского энергетического реактора ВВЭР-1000 имеют длину более 3,5 м при диаметре 9,1 мм. Их оболочка выполнена из цирконий-ниобиевого сплава, а расщепля-

ющийся материал представляет собой таблетки спеченного диоксида урана с обогащением 1,6-5% и массой урана около 1,6 кг на 1 твэл.

Общая загрузка активной зоны для реактора ВВЭР-1000 составляет 163 ТВС (примерно 80 тонн топливного диоксида урана), для РБМК-1000 – 3386 ТВС (около 220 тонн). Необходимым свойством ТВС является их унификация, т. е. возможность их загрузки в активную зону, планового перемещения по ее объему, удаления оттуда по мере выгорания и замены на свежее топливо без изменения конструктивных параметров активной зоны.



Общий вид ТВС

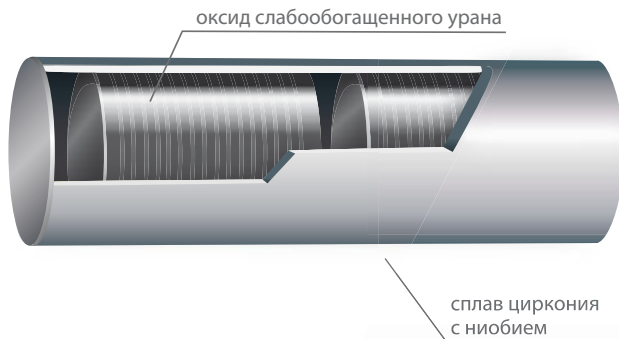
## Какие материалы, кроме урана, используются при производстве ТВЭлов?

Во-первых, это конструкционные материалы, используемые для изготовления оболочек ТВЭлов. Для реакторов ВВЭР и РМБК основной таких материалов являются сплавы на основе циркония. Оболочки ТВЭлов для реактора БН-600 выполняются из коррозионно-стойких сталей специального состава. А в производ-

стве ТВЭлов для исследовательских реакторов широко применяются также сплавы на основе алюминия.

Во-вторых, это материалы, вводимые в небольших количествах непосредственно в состав топлива для улучшения эксплуатационных характеристик реактора. Таковы,

### Устройство ТВЭЛа



например, выгорающие поглотители – смеси на основе материалов, интенсивно поглощающих нейтроны. Для этого используются оксиды редкоземельных материалов: в топливе для реакторов ВВЭР – гадолиния, РМБК – эрбия. Их добавление в топливо по-

зволяет существенно повысить главный технико-экономический показатель работы энергетического реактора – глубину выгорания топлива, а также обеспечить такие физические характеристики активных зон, которые делают эксплуатацию реакторов более безопасной.

**47**  
вопрос

## **Насколько радиоактивен диоксид урана, используемый в ядерном топливе? Что имеет большую удельную (на единицу массы урана) активность: урановая руда или диоксид урана?**

Еще супруги Кюри обнаружили, что удельная активность урановых руд (в пересчете на содержащийся в них уран) значительно превосходит активность выделенного из них химически чистого урана. Причина этого заключается в том, что в рудах, помимо урана, содержатся менее долгоживущие продукты его распада. Они об-

разуют так называемые радиоактивные цепочки, или ряды, и находятся в состоянии радиационного равновесия (сколько ядер любого члена ряда в единицу времени образуется, столько же и распадется). При этом активность любого члена ряда равна активности исходного материала (урана), а количество ядер обратно пропорцио-

нально периоду полураспада. Поэтому удельная активность урановой руды возрастает, в сравнении с чистым ураном, во столько раз, сколько радиоактивных ядер в рассматриваемом ряду – 14 у урана-238 и 11 – у урана-235. Среди них – открытые Пьером и Марией Кюри полоний и радий, а также самый тяжелый инертный газ – радон. Заканчиваются оба ряда стабильными изотопами свинца.

Для установления радиационного равновесия необходимо время, в несколько раз превышающее период полураспада наиболее долгоживущего члена ряда. В природе такое время у изотопов урана было – возраст Земли составляет, по современным представлениям, свыше десяти миллиардов лет. Однако если выполнить химическую очистку урана от дочерних радионуклидов (а именно это и происходит на одном из начальных этапов и производства ядерного топлива), то в нем за относительно короткое время его хранения накопятся только короткоживу-

щие члены ряда, непосредственно следующие за ядрами урана. В ряду урана-238 таких два (торий-234 и протактиний-234), в ряду урана-235 – один (торий-231). Соответственно уменьшается и удельная активность, которая у топливного урана приблизительно в 5 раз меньше, чем у руды (в пересчете на уран). У топлива для реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 она равна 0,14 и 0,086 МБк/г, соответственно.

Интенсивность же излучения, измеряемая внешними детекторами, упадет для топливного урана еще гораздо сильнее, чем для руды, так как она обусловлена в основном гамма-излучением. Испускающие же его дочерние продукты распада чистого топливного урана (в частности, радий) смогут достичь равновесных количеств в материале топлива лишь через несколько миллионов лет. Сам же уран гамма-излучения почти не испускает, а его альфа-излучение целиком задерживается самим материалом.

## 48 вопрос

# Представляет ли радиационную опасность ядерное топливо перед его загрузкой?

Ядерное топливо до загрузки в реактор не представляет радиационной опасности. Альфа-излучение обоих изотопов урана, а также слабые бета- и гамма-излучение трех их короткоживущих дочерних нуклидов, содержащихся в топливных таблетках, практически полностью поглощается в них самих и в оболочке твэла, что исключает внешнее воздействие излучения. Мощность дозы внешнего гамма-излучения 1 кг свежес-

го ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 на расстоянии 1 м составляет 0,29 и 0,17 мкЗв/час соответственно, что в первом случае не превышает максимальных значений внешнего радиационного фона в Москве, а во втором – близко к его средней величине. Герметичность оболочки предотвращает возможность радиоактивного загрязнения кожи, а также попадания радиоактивных веществ внутрь организма.

## 49 вопрос

# В чем главные отличия процессов сгорания ядерного и органического топлива?

Их несколько. Во-первых, для сгорания ядерного топлива не нужен ни кислород, ни какой-

либо иной окислитель – процесс энерговыделения в нем (деление ядер урана) обусловлен

ядерными взаимодействиями, а не химическими реакциями. Во-вторых, на ТЭС сгорает все органическое топливо, подаваемое в топку – «несгораемых запасов» при этом не образуется. В цепной же реакции деления, проходящей в ядерном реакторе, выгорает не весь расщепляющийся материал (уран-235), а только его избыток над критической массой для данной

активной зоны. Однако невыгоревший уран после регенерации может быть снова (в отличие от золы и шлаков органического топлива) использован в качестве топлива. Наконец, при облучении урана в ядерном топливе образуется новый делящийся материал – плутоний, который также можно использовать в качестве топлива.

## Какова энергоёмкость ядерного топлива в сравнении с органическим?

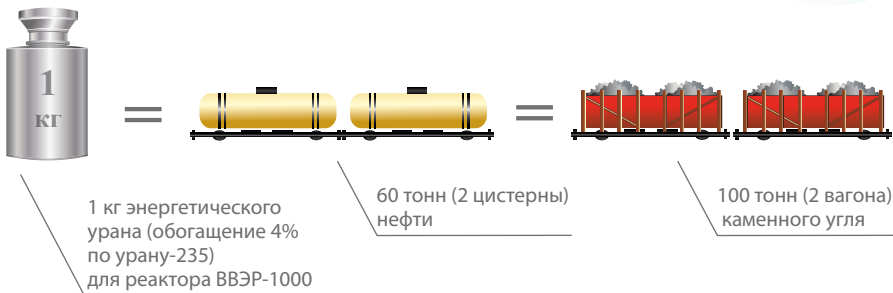
**50**  
вопрос

Один килограмм низкообогащенного урана (4% по урану-235), используемого в ядерном топливе, при полном расщеплении ядер урана-235 выделяет энергию, эквивалентную сжиганию примерно 100 тонн высококачественного каменного угля или 60 тонн нефти. Если годовое потребление всех угольных ТЭС мира составляет примерно 2,6 млн. тонн (140 вагонов в день), то атомные станции – всего

27 тонн ядерного топлива (в пересчете на металлургический уран).

Следствиями этого является существенно меньшая зависимость АЭС, по сравнению с ТЭС, от степени развитости транспортной инфраструктуры района ее нахождения, а также многократно меньшая доля транспортной составляющей в цене киловатт-часа.

## Энергоемкость ядерного топлива



**51**  
вопрос

## Какие требования предъявляются к ТВЭлам и тепловыделяющим сборкам?

Этих требований очень много, и они относятся как собственно к ядерному топливу, так и к его конструктивному оформлению. Вот лишь некоторые требования, существенно влияющие на уровень безопасности эксплуатации АЭС: жесткое соответствие ТВЭлов заданным прочностным, весовым и геометрическим характеристикам; герметичность оболочек ТВЭлов,

исключающая выход за пределы их внутреннего объема высокорadioактивных продуктов деления расщепляющегося материала; недопустимость разрушения или растрескивания оболочки вследствие «распухания» (свеллинга) топливных таблеток, происходящего при образовании в топливе инертных газов: гелия – при альфа-распаде обоих изотопов урана и более



тяжелых криптона и ксенона – в ходе деления ядер урана-235; устойчивость оболочек твэлов по отношению к высокотемпературной коррозии в агрессивной среде.

Гарантией выполнения этих (и многих других) требований является безусловное соблюдение норм, стандартов и правил, действу-

ющих на всех стадиях производства топлива, а также постоянный контроль со стороны надзорных и регулирующих организаций – в первую очередь Ростехнадзора. Помимо этого, при поставках ядерного топлива за рубеж обязательно также выполнение норм и стандартов, действующих в стране-импортере.

## Взаимозаменяемы ли ТВС для различных типов реакторов?

**52**  
вопрос

Нет. Каждый тип реактора рассчитан на работу со «своими» ТВС, отличающимися друг от друга не только общей конструкцией и геометрическими размерами, но и параметрами топлива, температурными и прочностными характеристиками и др. Например, сборки отечественных водо-водяных реакторов под давлением (ВВЭР) имеют шестигранное сече-

ние, а большинства иностранных реакторов такого же типа (PWR) – квадратное. Даже в каждый конкретный реактор загружаются ТВС с различной степенью обогащения по урану-235, при этом их расположение в активной зоне при перегрузках топлива изменяется. Это делается для обеспечения оптимального режима эксплуатации реактора.

## 53 вопрос

# Насколько произведенное в России ядерное топливо соответствует международным стандартам качества?

Российский производитель ядерного топлива ОАО «ТВЭЛ» в 2004 г. получил сертификат соответствия систем менеджмента качества международным стандартам ISO 9001. Основные производственные предприятия Топливной компании «ТВЭЛ» (Новосибирский завод химконцентратов, Челябинский механический

завод и Машиностроительный завод) в 2003 – 2004 гг. также прошли сертификационный аудит и были сертифицированы в соответствии с международным стандартом качества ISO 9001:2000. Эти предприятия стали первыми в российской атомной отрасли, получившими такие сертификаты.

## 54 вопрос

# Что такое «радиоактивные отходы»?

Радиоактивные отходы (РАО) – это побочные продукты, образующиеся на всех стадиях ядерного топливного цикла и не представляющие ценности для дальнейшего использования, а также все материальные вещества и изделия, загрязненные радионуклидами до уровней, не соответствующих нормам ра-

диационной безопасности (считаются таковыми до их дезактивации).

Образование РАО – неотъемлемая особенность ядерных технологий, а обращение с ними – важная часть проблемы безопасности ядерной энергетики. Основная задача здесь состоит в том, чтобы исключить распространение

в окружающей среде радиоактивных веществ, образующихся в реакторе АЭС и предотвратить негативное воздействие их ионизирующего и теплового излучения на человека и природу при хранении, переработке и перевозках.

По агрегатному состоянию РАО могут быть твердыми, жидкими и газообразны-

ми. По удельной активности и уровню тепловыделения их подразделяют на высокоактивные (ВАО), среднеактивные (САО) и низкоактивные (НАО). В зависимости от этого, РАО разных категорий подлежат различным способам обращения и утилизации.

## Каким образом происходит переработка и хранение РАО?

**55**  
вопрос

С наибольшим техническими трудностями связана утилизация ВАО, хотя их доля в общем физическом объеме РАО невелика. К высокоактивным РАО относятся продукты химической переработки ОЯТ (в основном – жидкие РАО) и облученные ТВС в открытом ядерном топливном цикле.

Утилизация ВАО включает следующие стадии:


- промежуточное хранение – с учетом необходимости теплоотвода, обеспечения химической стойкости емкости хранения и удаления водорода, образующегося при радиолизе

технологических растворов (для жидких ВАО), предотвращения возникновения самопроизвольной неконтролируемой цепной реакции деления в невыгоревшем ядерном топливе (облученные ТВС);

- выпаривание жидких ВАО – для уменьшения их объема;

- отверждение концентрированных ВАО (стеклование, иммобилизация в керамику или искусственные минералоподобные материалы);

- промежуточное хранение иммобилизирующих матриц с ВАО в стальных контейнерах



(30-50 лет) при контроле температурного режима и герметичности;

- окончательное захоронение (также и облученных ТВС в открытом топливном цикле) в подземных геологических формациях. Для этого в настоящее время рассматриваются соляные пласты, глинистые и скальные породы. Толщина стен и перекрытий обеспечивает механическую прочность и биологическую защиту и исключает возможность попадания в них грунтовых вод и атмосферных осадков.

Принципиальным отличием технологий утилизации CAO и НАО от методов обращения с ВАО является отсутствие необходимости учета собственного тепловыделения. Поэтому эти технологии, в сравнении с ВАО, существенно проще.

Для жидких CAO и НАО конечной стадией обращения чаще всего является битуминизация (смешивание сухого остатка упаривания с битумной массой, контейнеризация после затвердевания смеси и последующее захоронение). Используется также цементирование (включение в состав бетона).

Утилизация твердых НАО включает:

- кондиционирование (технологическое уменьшение физического объема) – сжигание

(объем уменьшается в 10 – 100 раз) и/или пресование (до 10 раз);

- иммобилизация (обычно – цементирование, реже – битуминизация);

- контейнеризация и захоронение на специальных отчужденных площадках (полигоны, могильники), удовлетворяющих ряду обязательных требований (почвенные и геологические свойства, отсутствие водоносных горизонтов, сейсмическая безопасность и др.).

На всех производствах, где происходит образование радиоактивных отходов, предусматривается обязательный сбор всех радиоактивных веществ, непрерывный контроль их вида и активности, переработка, изоляция от окружающей среды, хранение в специально оборудованных хранилищах. Ввод в действие атомных станций, а также любых других производств атомной промышленности, без полностью подготовленных систем сбора, переработки и хранения РАО не допускается. Значительное сокращение объема и активности РАО – одно из важнейших требований к ядерным технологиям нового поколения, в том числе – к производству и переработке ядерного топлива.

## **Существуют ли технологии, позволяющие не просто изолировать РАО от попадания в доступные для человека экосистемы, а физически уничтожать их (или хотя бы наиболее опасные из входящих в состав РАО радионуклиды)?**

Да, есть. Они основаны на облучении выделенных фракций этих радионуклидов в интенсивных нейтронных полях. При этом при захвате нейтронов ядра долгоживущих радионуклидов, обуславливающие наибольшие экологические риски, преобразуются в короткоживущие либо стабильные ядра, для которых такие риски невелики либо все отсутствуют.

Например, образующийся в качестве продукта деления урана или плутония долгоживущий (период полураспада  $2,1 \cdot 10^5$  лет) технеций-99, обладающий к тому же высо-

кой миграционной способностью и обуславливающий поэтому экологические проблемы в контексте захоронения РАО, в ходе такой процедуры при захвате нейтрона превращается в короткоживущий технеций-100, в ходе бета-распада быстро (период полураспада 15,8 с) переходящий в стабильный (и поэтому безопасный) молибден-100. Сходным образом обстоит дело и для других экологически проблемных долгоживущих техногенных радионуклидов.

Однако практическая реализация таких технологий наталкивается на ряд серьезных

трудностей. Главной из них является «высокая цена нейтрона» у современных ядерных реакторов – иначе говоря, и на поддержание цепной реакции ядерного деления, и на одновременную трансмутацию долгоживущих радионуклидов в промышленных масштабах нейтронов попросту не хватит. На тепловых реакторах это делает трансмутацию вообще практически невозможной, на быстрых реакторах с топливом на основе

плутония некоторые возможности ее реализации существуют, но лишь за счет отвлечения части нейтронов, предназначенных для воспроизводства нового топливного плутония из урана-238.

В то же время очевидно, что по совокупности всех обстоятельств – технических, экономических, экологических – реализация таких технологий возможна, но лишь в некоторой перспективе.

## 57 вопрос

# Что такое ОЯТ и чем оно отличается от радиоактивных отходов?

ОЯТ – это отработанное (облученное) ядерное топливо. Оно образуется при плановом (обычно от трех до пяти лет) нахождении ядерного топлива в активной зоне реактора. По сравнению со свежим топливом в его составе меньше урана-235 (поскольку он выгорает), зато накапливаются изотопы плутония, другие трансурановые элементы, а также осколки деления –

ядра средних масс (от галлия до гольмия). С течением времени, под действием интенсивных радиационных полей, ухудшаются также и механические параметры конструкционных материалов ТВС.

В определенный момент, вследствие воздействия перечисленных факторов, ТВС становятся непригодными для нормальной работы

реактора и планоно удаляются из него, образуя ОЯТ как таковое.

При замыкании ядерного топливного цикла (см. вопрос №63) или в сценарии «отложенного решения», который принят в России, ОЯТ становится ценным вторичным энергетическим сырьем – в нем содержится достаточно много «недожженного» урана и вновь наработанного плутония,

которые в перспективе можно использовать как топливо для определенного типа реакторов. В открытом ядерном топливном цикле, не предусматривающем радиохимическую переработку ОЯТ, оно с этого момента становится РАО и подлежит соответствующей утилизации (к настоящему времени ни одного пункта «окончательного захоронения» ОЯТ в мире не существует).

## Представляет ли ядерное топливо (свежее, отработанное) опасность с точки зрения террористической угрозы?

Свежее ядерное топливо не представляет никакой угрозы в любых реалистических сценариях террористической атаки. Это связано с тем, что его радиационная опасность ничтожна, а химическая токсичность относительно низка. ОЯТ же, как любой высокорadioактивный материал, при попытке его хищения пред-

ставляет потенциальную опасность – причем в первую очередь для злоумышленника. Однако любая попытка такого рода не имеет никаких шансов на успех. Во-первых, все объекты, имеющие отношения к ОЯТ (АЭС, спецшелены для транспортировки, хранилища, заводы по переработке) находятся под усиленной

**58**  
вопрос

охраной, обладающей особыми полномочиями. Во-вторых, технология обращения с ОЯТ вообще исключает контакт человека с ним. А, в-третьих, габаритные, весовые и физические характеристики отработавших ТВС (это громоздкие конструкции весом несколько сот килограммов, обладающие высоким уровнем радиоактивности) превращает их в очень непривлекательные объекты для попыток хищения – в том числе и с террористическими целями.

Вообще же специалисты единодушны в том, что основной «поражающий фактор» радиационного терроризма, если он станет реальностью, – не нанесение значимого вреда жизни и здоровью людей (такое практически исключено), и даже не причинение материального ущерба, а весьма вероятная в этом случае массовая паника – вследствие неадекватного представления многих людей о радиоактивности, биологическом действии излучений, ядерных материалах и технологиях.

## 59 вопрос

# Не способствует ли производство ядерного топлива и утилизация ОЯТ распространению ядерного оружия?

Низкообогащенный уран, используемый в ядерном топливе подавляющего большинства энергетических реакторов, принципиально непригоден для создания ядерного оружия. В то же время обе обсуждаемые технологии относятся к технологиям двойного назначе-

ния, допускающим техническую возможность переключения на наработку оружейных ядерных материалов. В особенности это относится к обогащению урана. Переработка ОЯТ энергетических реакторов, при определенных условиях, тоже может вызвать озабоченность



в обсуждаемом смысле. Следует, однако, отметить, что плутоний, выделенный из ОЯТ при штатной (2-3 года) длительности облучения топлива в энергетическом реакторе, имеет такие особенности изотопного состава, которые делают его практически непригодным для использования в ядерном оружии.

Способы предотвращения переключения ядерных технологий хорошо известны. Это – присоединение стран, развивающих ядерную энергетику, к Договору о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО) и добросовестное выполнение взятых в со-

ответствии с этим обязательств, включая сотрудничество с МАГАТЭ в осуществлении системы гарантий по недопущению переключения. Поскольку к ДНЯО присоединилось подавляющее большинство государств мира, нет оснований полагать, что производство ядерного топлива, без которого невозможна ядерная энергетика, способствует распространению ядерного оружия. Существенной дополнительной гарантией в обсуждаемом смысле могло бы стать также создание международных центров по обогащению урана и утилизации ОЯТ.

## Какова дальнейшая судьба отработанного топлива после выгрузки из реактора?

Первым этапом является удаление облученных сборок из активной зоны и их перемещение во временное пристанционное хранилище. Эта операция выполняется с помощью специальной перегрузочной

машины. Пока активность и тепловыделение ОЯТ высоки, оно хранится в пристанционных бассейнах выдержки. После 3-5 лет хранения становится возможным его вывоз с площадки АЭС.

**60**  
вопрос



В России ОЯТ транспортируется либо на ПО «Маяк» (г. Озерск, Челябинская обл.) для переработки (ОЯТ реакторов ВВЭР-440, БН-600, судовых и исследовательских), либо на завод РТ-2 Горнохимического комбината (г. Железногорск, Красноярский край) для длительного хранения (ОЯТ реакторов ВВЭР-1000). В перспективе на заводе РТ-2 будет осуществляться и длительное хранение ОЯТ реакторов РБМК-1000 после его вывоза из станционных хранилищ.

*Бассейн выдержки ОЯТ  
на Красноярском ГХК*

## Как перевозится отработанное топливо? Насколько безопасны такие перевозки?

Перевозки ОЯТ осуществляются, в основном, железнодорожным и автомобильным транспортом. Материалы загружаются в специальные транспортные контейнеры с использованием особых мер безопасности с соблюдением всех отечественных и международных требований и нормативов защи-

ты (технологической, физической, ядерной и радиационной). Испытания показали безаварийность конструкции контейнеров даже в серьезных чрезвычайных ситуациях, например, при нахождении в зоне пожара при температуре 800°C, падении с девятиметровой высоты на жесткое основание и на стальной штырь, приложении ударных нагрузок, соответствующих падению самолета. В мире для перевозок ОЯТ используются также суда специальной конструкции. За более чем 50 лет выполнения в мире перевозок ядерных материалов не возникло ни одной аварийной ситуации.



*Вагон для перевозки ОЯТ*

## 62 вопрос

# Что такое регенерированное топливо?

Регенерированным называется топливо, содержащее уран, выделенный из ОЯТ в ходе радиохимической переработки. Относительное содержание в нем делящегося урана-235 ниже, чем в свежем топливе. Поэтому для повторного использования в таком же ядерном реакторе этот уран не очень подходит. Зато из него можно делать топливо для других реакторов, требу-

ющих меньшего обогащения по урану-235. Так и организован в России ЯТЦ с частичным замыканием по урану: более двух третей топлива для реакторов РМБК-1000 с относительно низким обогащением (около 3%) получено из регенерированного урана, перерабатываемого на ПО «Маяк». Подобная организация ЯТЦ расширяет топливную базу ядерной энергетики.

## 63 вопрос

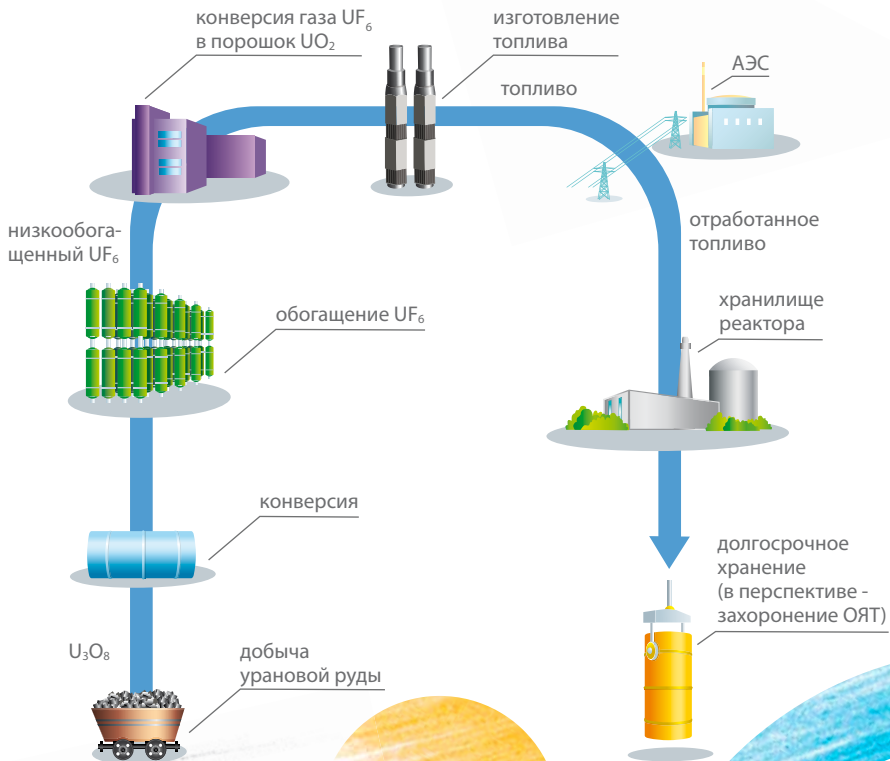
# Что такое ядерно-топливный цикл и каковы его основные типы?


Ядерно-топливным циклом (ЯТЦ) называется совокупность устройств, производств и технологий, охватывающих всю цепочку обращения ядерного топлива – от добычи руды до утилизации облученного ядерного топлива. Термин «топливный цикл» указывает на тот факт, что отработавшее или облученное

ядерное топливо (ОЯТ) после прохождения специальной переработки может использоваться повторно.

В упрощенном понимании ЯТЦ можно разделить на три стадии. Начальная охватывает операции от добычи урановой руды до поставки изготовленных тепловы-

## Открытый (разомкнутый) ядерный топливный цикл





деляющих сборок на площадку АЭС. Далее следует стадия использования топлива в реакторе для выработки электроэнергии. Заключительная стадия предполагает отправку облученного топлива в специальное хранилище или на завод по переработке ОЯТ.

Вариантов ЯТЦ, в принципе, может быть очень много – в зависимости от типа (или типов) реакторов, технологических связей, характера и значимости внутренних и внешних материальных и энергетических потоков и т. д. В некоторой аналогии планирование структуры ЯТЦ напоминает игру в конструктор «Лего» – комбинируя положение определенных элементов схемы, можно добиться ее конфигурации с заданными функциональными свойствами.

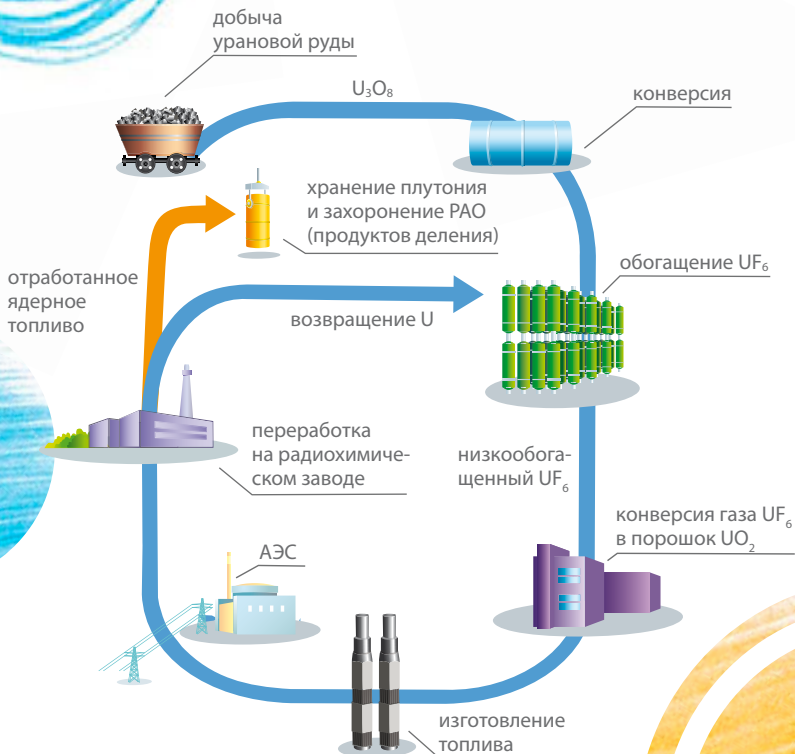
Тип ЯТЦ, в общем, целиком определяется подходом к обращению с ОЯТ. В простейшем варианте ЯТЦ дальнейшее использование ОЯТ после его удаления из реактора вообще не предусматривается, оно отправляется на долгосрочное хранение, а в перспективе – на окончательное («вечное») захоронение. Такой цикл называется «открытым», или «ра-

зомкнутым» (см. схему на стр. 79), и в современной атомной энергетике он является преобладающим. Его преимуществами является относительная простота и дешевизна, недостатком – очень низкий уровень использования природного урана.

Однако ОЯТ можно переработать на радиохимическом заводе, чтобы вновь использовать в качестве ядерного топлива невыгоревший уран-235 и образовавшийся в ядерном топливе при его облучении в реакторе плутоний. Такой вариант ЯТЦ называется «замкнутым» (по урану или по урану и плутонию).

В настоящее время в большинстве стран темпы наработки ОЯТ как по техническим, так и по экономическим причинам превосходят мощности по его радиохимической переработке. Поэтому большая часть ОЯТ после выгрузки из реактора и выдержки в пристанционном хранилище направляется на длительное (десятилетия и более) хранение для последующей переработки. Такой подход к организации ЯТЦ называется «отложенным решением». Он принят, в частности, и в России.

## Ядерный топливный цикл, замкнутый по урану





## Используются ли в качестве ядерного топлива другие делящиеся материалы, кроме урана? Какие и как именно?

В настоящее время в ряде стран внедряется технология производства и использования «смешанного» или МОКС-топлива (от MOX – Mixed-Oxide Fuel), включающего плутоний («энергетический», выделенный в ходе переработки ОЯТ или «оружейный», признанный избыточным для целей национальной обороны) в смеси с ураном.

Опытные образцы ТВС с МОКС-топливом созданы и в России. Их пробная эксплуатация дала хорошие результаты. В отличие от стран Запада, где МОКС-топливо загружается в уже действующие реакторы на тепловых нейтронах, в России его с самого начала предполагается использовать в реакторах на быстрых нейтронах. Это позволит многократно расширить топливную базу ядерной энергетики.

Следует также иметь в виду возможность ее расширения и за счет тория. Трудность здесь

заключается в том, что, в отличие от урана, один из природных изотопов которого (уран-235) делится нейтронами низких энергий и поэтому может быть непосредственно использован в качестве ядерного топлива, природный торий таких изотопов не содержит. Он целиком состоит из единственного неделиющегося изотопа – тория-232, который сам по себе цепной ядерной реакции не поддерживает и в этом смысле подобен урану-238. Однако, как из урана-238 в реакторе образуется новый делящийся материал – плутоний-239, так из тория-232 – уран-233. Как ядерное топливо он не уступает урану-235, а по ряду показателей – и превосходит. Однако его использование в этом качестве требует значительной модификации существующих ЯТЦ – вплоть до создания принципиально новых.



## На какое время хватит человечеству делящихся материалов в различных сценариях развития ядерной энергетики?

Это зависит от выбора варианта ЯТЦ (см. стр. 80). При доминировании открытого либо замкнутого по урану ЯТЦ на основе лишь реакторов на тепловых нейтронах, сжигающих лишь «редкий» уран-235 (0,71% в естественной смеси изотопов урана), ядерная генерация уже в середине текущего века столкнется с ограниченностью сырьевой базы на разумном уровне рентабельности добычи урана. Это вызовет постепенный естественный спад ядерной энергетики и ее практическое исчезновение к 2080 – 2090 гг. Использование регенерированного плутония в составе МОКС-топлива способно отодвинуть этот срок лишь на 15-20 лет.

Более оптимистично выглядит вариант масштабного включения в ЯТЦ тория, запасы которого на Земле в 3-4 раза превышают урановые. При оптимальной организации ториевого ЯТЦ с сжиганием урана-233, нарабаты-

ваемого из тория-232 в реакторах на тепловых нейтронах, в таких же реакторах ядерная генерация может быть выведена на постоянный уровень, однако до удовлетворения с ее помощью большей части растущих потребностей человечества в электроэнергии очень далеко.

Положение меняется только при включении в ЯТЦ реакторов-размножителей на быстрых нейтронах (бридеров) с топливом на основе плутония-239. Они производят из неделящегося урана-238 больше плутония-239, чем сжигают. Это позволяет, во-первых, вовлечь в топливный цикл все почти неиспользуемые в открытом ЯТЦ запасы урана-238 и, во-вторых, наиболее эффективно вовлечь в топливный цикл имеющиеся и накапливаемые запасы плутония. Правильная организация ЯТЦ с оптимальным сочетанием реакторов на тепловых нейтронах и бри-

дерев позволит удовлетворить потребности человечества в энергии в течение тысяч лет.

Именно поэтому развитие новой технологической платформы российской атомной

энергетики, предусмотренное Федеральной целевой программой «Ядерные энерготехнологии будущих поколений», рассматривает данное направление в качестве приоритетного.

## 66 вопрос

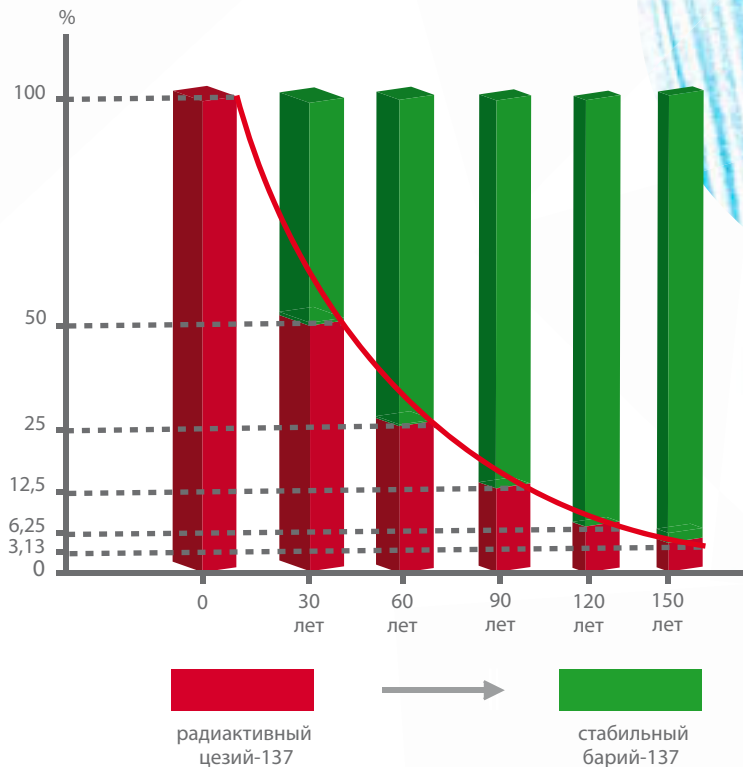
# Что такое ядерно-топливный цикл и каковы его основные типы?

Радиоактивность (радиоактивный распад) есть свойство некоторых ядер спонтанно (самопроизвольно) изменять свой нуклонный состав и/или энергетическое состояние. Мерой нестабильности радиоактивного вещества является период полураспада – время, требующееся для распада половины атомов рассматриваемого радиоактивного вещества. Например, у одного из продуктов деления, в больших количествах находящегося в ОЯТ – цезия-137 – период полураспада составляет 30 лет. Это значит, что через 30 лет останется половина от его начального количества, через 60 лет – половина из оставшейся половины (1/4), через 90 лет – 1/8 и т. д.

Период полураспада строго индивидуален, искусственно изменить его нельзя. Для некоторых ядер он огромен. Например, период полураспада урана-235 – 710 миллионов лет, тория-232 – 14 миллиардов лет.

На практике значимы типы радиоактивности, которые сопровождаются испусканием (эмиссией) ионизирующего излучения, – альфа- и бета-распад. Альфа-излучение – это эмиссия альфа-частиц (ядер гелия-4), обладающих скоростью около  $10^7$  м/с. Оно характерно для наиболее тяжелых ядер таблицы Менделеева – в том числе урана, тория и плутония. Проникающая способность альфа-излучения мала, оно полностью задерживается несколькими

## Радиоактивный распад цезия-137 (период полураспада 30 лет)



сантиметрами воздуха или, например, листом бумаги. Бета-излучение – эмиссия электронов, часто обладающих очень высокими (околосветовыми) скоростями. Оно типично для ядер всех масс, соотношение чисел нейтронов и протонов в которых отлично от энергетически наиболее выгодного (для легких ядер – около 1, для тяжелых – примерно 1,5).

Бета-излучателями является большинство радиоактивных продуктов деления урана, а также некоторые природные радионуклиды. Проникающая способность бета-излучения за-

метно выше, чем у альфа-частиц – чтобы его задержать, необходимы метры воздуха или несколько миллиметров алюминия или оргстекла.

При радиоактивном распаде ядер обычно образуется также электромагнитное (квантовое) излучение с очень малой длиной волны – гамма-излучение. Оно обладает очень высокой проникающей способностью: чтобы поглотить его, необходимы десятки сантиметров, а иногда и метры плотных сред. Наилучшей защитой от гамма-излучения являются тяжелые материалы (например, свинец).

## 67 вопрос

# Что такое ионизирующее излучение? В чем заключается главная причина его негативного воздействия на человека?

Ионизирующим излучением называют поток частиц достаточно высокой энергии, способных удалить электрон из атома подвергаемого облучения вещества (включая и биологическое). Ионизирующими являются все излучения, сопровождающие

радиоактивный распад и ядерные реакции: альфа-, бета-, гамма- и нейтронное излучение. Радиоволны всех диапазонов и свет в оптическом интервале длин волн ионизирующим излучением не являются. При ионизации электрически нейтральный

атом, лишившись электрона, превращается в положительный ион. Выбитый же электрон может на короткое время «прилипнуть» к другому атому, образовав уже отрицательный ион. Именно на ионизацию тратится почти вся энергия частиц ядерного излучения при их взаимодействии с веществом.

При воздействии на органы и ткани организма ионизирующее излучение «ломает»

молекулы биологических структур, не только нарушая при этом биохимические и биофизические функции организма, но и образуя биотоксины в виде «осколков» молекул тканей и так называемых свободных радикалов. Этим и обусловлено негативное воздействие ионизирующих излучений на человеческий организм.

## Что такое активность источника ионизирующих излучений, в чем она измеряется?

**68**  
вопрос

Активность источника есть количество ядерных превращений, происходящее в нем в единицу времени. Системной единицей активности является беккерель (Бк) – активность такого источника, в котором (в среднем, статистически) происходит одно ядерное превращение в секунду. 1 Бк – это очень маленькая активность (например, равновесная активность тела человека равна 7500 Бк), поэтому часто используются килобеккерель

(кБк – 1000, или  $10^3$ , Бк), мегабеккерель (МБк – 1000000, или  $10^6$ , Бк) и еще более «крупные» величины.

До сих пор часто применяется также внесистемная единица активности – кюри (Ки). 1 Ки =  $3,7 \cdot 10^{10}$  Бк. 1 Ки – на практике часто довольно большая активность, что обуславливает частое применение дробных частей этой единицы – милликюри (мКи – 0,001, или  $10^{-3}$  Ки), микрокюри (0,000001, или  $10^{-6}$  Ки).

## Что такое доза излучения, в чем она измеряется?

Термин «доза излучения» неоднозначен. В радиационной физике (иногда и в медицине) обычно используется понятие «поглощенная доза». Ее системная единица – грей (Гр). 1 Гр соответствует 1 джоулю энергии ионизирующего излучения, поглощенной в 1 кг вещества. Используется также и внесистемная единица поглощенной дозы – рад (р).  $1 \text{ р} = 0,001 \text{ Зв}$ .

Различия между человеческим организмом и любым другим веществом применительно к понятию поглощенной дозы отсутствуют. Поэтому в вопросах радиационной безопасности, когда речь идет о мере риска возникновения негативных последствий облучения человека, вводится специальное понятие «эффективной дозы». Ее единица – зиверт (Зв). Она связана с поглощенной дозой набором коэффициентов, учитывающих как относительную опасность различных видов излучений, так и индивидуальную радиочувствительность разных органов и тканей тела человека.

1Зв – достаточно большая доза излучения, в обычных условиях человек за всю жизнь получает примерно в пять раз меньше. Поэтому часто используются ее дробные доли: миллизиверт (мЗв – 0,001, или  $10^{-3}$  Зв), микрозиверт (мкЗв – 0,000001, или  $10^{-6}$  Зв).

Вплоть до настоящего времени в дозиметрии ионизирующих излучений используется и внесистемная единица биологической дозы – рентген (Р). При воздействии на человека внешних полей гамма-излучения, что встречается чаще всего, 1 Р соответствует 0,01 Зв. Это дает возможность использовать в этом случае старые бытовые дозиметры со шкалами, отградуированными в рентгенах.

Доза, отнесенная ко времени ее воздействия, называется мощностью дозы (например, микрозиверт в секунду). Мощность дозы является важным показателем: чем больше доза и меньше время облучения, тем выше вероятность возникновения негативных по-

следствий. При нормировании биологического воздействия ионизирующих излучений ба-

зовой величиной является эффективная доза, получаемая за год (мЗв/год).

## Часто приходится слышать о физических и биологических различиях между воздействием на человеческий организм природных и техногенных ионизирующих излучений. Существуют ли такие различия?

**70**  
вопрос

Конечно, нет. Характер и степень этих воздействий определяется лишь физическими характеристиками излучений и (био)химическими свойствами испускающих их радионуклидов, но никак не способами их получения – в ходе естественных или же техногенных процессов.

Кстати говоря, из того, что какой-либо радионуклид имеет естественное происхож-

дение, вовсе не следует, что он, при определенных условиях, менее опасен, нежели радионуклиды, получаемые искусственно. Например, одним из самых опасных как при внешнем, так и (особенно!) при внутреннем облучении является радий-226 – естественный радионуклид, член природного радиоактивного ряда урана-238.

# 71

вопрос

## Каковы дозы ионизирующего излучения, получаемые человеком? Какова при этом значимость различных факторов?

Все живое на Земле так или иначе находится под воздействием естественного радиационного фона. Его формируют ионизирующие излучения из недр планеты и космоса. Существует также техногенная компонента фона, обусловленная технической деятельностью человека (см. табл. на с. 91). С учетом сказанного, средняя (по Земле в целом) фоновая доза для каждого человека составляет около 2,4 мЗв в год.

Нетрудно видеть, что различие средней годовой дозы для жителей развивающихся

и индустриальных стран вызвано в основном использованием ионизирующих излучений в медицине. При этом различия природных и социальных условий жизни россиян могут обусловить принадлежность той или иной группы населения России по получаемой годовой дозе как к «индустриальной», так и к «слаборазвитой» категориям. Обращает на себя внимание чрезвычайно малый вклад, вносимый в нее в обеих категориях предприятиями атомной энергетики и ЯТЦ.



## Средние годовые дозы, приходящиеся на взрослого человека, от постоянных источников излучения (на уровне моря)

Источник облучения	Население Земли в целом (6 млрд. чел.)		Население промышленно-развитых стран (1 млрд. чел.)	
	Доза, мЗв	Вклад, %	Доза, мЗв	Вклад, %
Естественный фон, в том числе:	<b>0,8</b>	<b>33</b>	<b>0,8</b>	<b>22,6</b>
- долгоживущие естественные радионуклиды (кроме радона и продуктов его распада при вдыхании)	<b>0,5</b>	<b>20,6</b>	<b>0,5</b>	<b>14,1</b>
- космическое излучение	<b>0,3</b>	<b>12,4</b>	<b>0,3</b>	<b>8,5</b>
Радон и продукты его распада при вдыхании	<b>1,2</b>	<b>50</b>	<b>1,5</b>	<b>42,3</b>
Ионизирующие излучения в медицине	<b>0,4</b>	<b>16</b>	<b>1,2</b>	<b>33,8</b>
Глобальные выпадения продуктов ядерных испытаний	<b>0,015</b>	<b>0,5</b>	<b>0,023</b>	<b>0,63</b>
Космические лучи (при высотных авиаперелетах)	<b>0,001</b>	<b>0,04</b>	<b>0,002</b>	<b>0,05</b>
Прочее	<b>0,001</b>	<b>0,04</b>	<b>0,002</b>	<b>0,05</b>
Общепромышленные выбросы	<b>0,011</b>	<b>0,38</b>	<b>0,02</b>	<b>0,54</b>
Предприятия атомной энергетики и ЯТЦ	<b>0,001</b>	<b>0,04</b>	<b>0,001</b>	<b>0,03</b>
Всего	<b>2,4</b>	<b>100</b>	<b>3,6</b>	<b>100</b>

## Есть ли различия в дозах от естественных источников радиации в зависимости от места пребывания и жительства?

Да, и иногда большие – по двум причинам. Первая – атмосфера Земли довольно значительно сокращает мощность космического излучения, действуя как защитный экран. Поэтому мощность дозы облучения на уровне моря намного меньше, чем на больших высотах. При полете в самолете на высоте 12 км она составляет 5 мкЗв/час, в горах (на высоте 4 км) – 0,2 мкЗв/ч, а на уровне моря – лишь 0,03 мкЗв/ч. По этой же причине средние дозы, получаемые населением «горных» регионов, а иногда и стран, заметно выше, чем для «равнинных».

Вторая причина заключается в том, что радиационный фон сильно варьируется в разных местах из-за различий в концентрации долгоживущих природных радиоактивных элементов (урана и тория), находящихся в почве и скальных породах. В некоторых регионах, где эта концентрация велика, радиационный фон значительно (иногда в 10-20 раз) превышает средние общепланетные значения. Такие регионы встречаются, например, в Индии и Бразилии.


# Какие уровни воздействия ионизирующего излучения могут представлять угрозу для жизни и здоровья человека и в какой форме?

**73**  
вопрос

Значимые доказательства негативного влияния ионизирующего излучения на уровне радиационного фона (и даже несколько выше) отсутствуют. Напротив, существует немало данных, свидетельствующих о наличии т. наз. радиационного гермезиса – явления благоприятного воздействия на организм ионизирующего излучения при незначительном превышении фоновых уровней. В этой связи можно упомянуть радоновые водо- и грязелечебницы, условия жизни долгожителей в высокогорных районах Кавказа. Существуют и другие данные такого рода. В то же время следует определенно сказать, что однозначных доказательств существования радиационного гермезиса нет – как и упомянутого выше (и противоположного по смыслу) негативного влияния околофоновых уровней ионизирующего излучения.

Если, однако, уровень его воздействия существенно (в несколько десятков раз) превышает фоновый, положение меняется. Вплоть до определенных пределов у человека еще не возникает негативных эффектов, специфических именно для воздействия ионизирующего излучения (лучевой болезни). Однако вероятность возникновения некоторых «обычных» (встречающихся в природе безотносительно к воздействию радиации) заболеваний, при этом и очень тяжелых (лейкемия, злокачественные опухоли) возрастает, как принято считать, приблизительно пропорционально полученной дозе (зависимость «доза-вероятность»). Такие эффекты называются стохастическими, или вероятностными.

При длительном воздействии на организм человека ионизирующего излучения на уровне полученных доз в несколько сотен мЗв,



наряду с «обычными» заболеваниями, начинают наблюдаться и специфические именно для воздействия ионизирующего излучения (хроническая лучевая болезнь). При этом зависимость «доза-вероятность» уступает место зависимости «доза-эффект», т. е. лучевые поражения наблюдаются у всех без исключения пострадавших, но их тяжесть приблизительно линейно зависит от дозы. Такие эффекты называются детерминистскими (однозначно предопределенными).

Наконец, при «разовых» (полученных за короткое время) дозах несколько менее 1Зв и выше детерминистские эффекты доминируют, и зависимость «доза-эффект» линейна

с очень хорошей точностью. В этих случаях речь идет об острой лучевой болезни. При разовых дозах 2,5-3 Зв уже возможны обусловленные именно переоблучением единичные смертельные случаи, при 4,5 Зв – смертность, без оказания квалифицированной медицинской помощи, составляет около 50% (т. наз. «ЛД-50»), при 10 Зв и выше прогноз обычно безнадежен (смертность 100%).

Надо, однако, с полной определенностью сказать, что столь высокие дозы облучения (и, соответственно, тяжелые их последствия) не имеют ни малейшего отношения к функционированию атомной энергетики в штатных условиях эксплуатации АЭС.

## Может ли человек без помощи специальных приборов ощущать ионизирующую радиацию или почувствовать радиоактивное загрязнение продуктов питания и питьевой воды на вкус?

Нет. К сожалению, чувствительные органы, способные ощутить даже очень высокие, заведомо опасные для жизни и здоровья уровни ионизирующей радиации или радиоактивное загрязнение продуктов питания, у человека отсутствуют.

Что же до заявлений (часто широко распространяемых прессой) отдельных людей об

их якобы способности к такому восприятию, то здесь вопрос стоит лишь о подоплеке таких заявлений. Это может быть истерическое самовнушение, стремление к рекламе-однодневке, намеренная ложь (вероятно, с корыстными целями), – все что угодно, кроме истины.

## **Какие принципы легли в основу формирования предельно-допустимых уровней радиационного воздействия для сотрудников атомной промышленности и энергетики и для населения в целом?**

В основу системы радиационного нормирования, принятой в России, положены следующие базовые подходы:

- предельно-допустимые уровни радиационного воздействия устанавливаются лишь для воздействия техногенной компоненты ионизирующего излучения и не устанавливаются – для естественной компоненты;
- в их основе лежат общественно-приемлемые значения оценочных рисков;
- эти значения для населения в целом и для сотрудников атомной промышленности и энергетики различны, при этом несколько более высокие оценочные риски для последних должны компенсироваться дополнительными имущественными и социальными преимуществами.

## Какими льготами пользуются сотрудники АЭС и предприятий ЯТЦ?

В зависимости от нормативной категоричности условий выполняемой работы - это:

- надбавка (24%) к должностному окладу;
- бесплатное питание (суточный рацион, обед, молоко);
- сокращенный рабочий день и увеличенный отпуск;
- обязательный бесплатный ежегодный медосмотр и при необходимости, бесплатная диспансеризация и лечение;
- раннее наступление пенсионного возраста (45 лет для женщин и 50 – для мужчин

вместо 55 и 60, соответственно, на общих основаниях).

Необходимо особо отметить, что перечисленные льготы установлены законодательно, определяются лишь по факту трудовой деятельности сотрудника в определенных производственных условиях как такового и не зависят от дополнительных обстоятельств (финансово-экономическое положение предприятия, результаты внутренних аттестаций сотрудника и т. д.). Отказ от их исполнения со стороны администрации преследуется по закону.

## Что такое риски и каковы основные области их приемлемости для общества?

Риск - это вероятность смерти (или наступления иных негативных последствий) за год от воздействия некоторого фактора потенциальной угрозы или совокупности таких факторов.

Шкала смертельных рисков имеет три основных области. Во-первых, существует нижний граничный уровень такого риска, который, если он не превышен, принимается обществом без необходимости планирования и проведения мероприятий по его уменьшению. Таким уровнем является величина порядка  $10^{-6}$  (один смертельный случай в год на миллион людей), и риски ниже этой величины принадлежат области безусловно допустимых рисков.

Во-вторых, существует и верхний граничный уровень, при превышении которого, если рассматриваемый риск обусловлен реализацией некоторой технологии, эта технология должна быть отвергнута, невзирая ни на какие

прогнозируемые перспективы. На практике этот уровень соответствует величине  $10^{-2}$  (один смертельный случай в год на сто людей), и область рисков выше этой величины называется областью неприемлемых рисков.

Эти граничные уровни (нижний и верхний) определяют практически значимый интервал (область регулируемых рисков). В нем и принимаются решения по нормативному ограничению негативных факторов техногенного воздействия (в том числе и радиационных). При этом учитываются не только медико-гигиенические соображения, но и экономические, социальные и иные обстоятельства. В корректном совместном учете всех этих факторов и принятием по его результатам разумных, адекватных решений состоит одна из важнейших задач цивилизованного общества – оптимизация технологических рисков.



## Как классифицируются риски по способу их оценки и каковы их уровни в реальной жизни?

Различают статистические и оценочные риски. Статистический риск рассчитывается на основании фактической информации, его оценки обладают относительно высокой достоверностью. Например, риск от интенсивного курения (более 20 сигарет в день), по статистике, равен примерно  $5 \cdot 10^{-3}$ . Это означает, что из 1000 курильщиков вследствие именно курения в год умирают пять. Риск смерти от ДТП для гражданина России равен  $3 \cdot 10^{-4}$ , это значит, что в год, по статистике МВД, на дорогах гибнет приблизительно три человека на 10 000 населения. Статистическими являются и многие профессиональные риски. Например, для работников легкой промышленности он весьма низок (примерно  $1,5 \cdot 10^{-5}$ ), для монтажников, шахтеров и работников химической промышленности очень высок (до  $1 \cdot 10^{-2}$ , на грани общественно-допустимого).

Вот величины некоторых других среднемировых статистических рисков:

- болезни: в целом  $10^{-2}$ , в том числе от спонтанного рака  $1,3 \cdot 10^{-3}$ ;
- естественная среда обитания (стихийные бедствия):  $10^{-5}$ , в том числе от наводнений  $4 \cdot 10^{-6}$  и землетрясений  $3 \cdot 10^{-6}$ ;
- искусственная среда обитания (загрязнение окружающей среды, взрывы, пожары, отравления, несчастные случаи на транспорте): в совокупности около  $10^{-3}$ ;
- социальная среда обитания (преступность, терроризм, военные действия, курение, наркотики):  $10^{-4}$ - $10^{-2}$ , при резкой неоднородности по регионам и временным интервалам;
- непрофессиональная деятельность (хобби, спорт): на уровне  $10^{-4}$  и менее, при резком повышении (до  $10^{-2}$ ) для отдельных видов спорта (скачки с препятствиями, альпинизм).

Другой тип рисков является оценочным. Статистика для их расчета по тем или иным причинам отсутствует, а часто ее получение в принципе невозможно – например, если речь идет об оценке значимости каждого из множества действующих одновременно факторов потенциальной угрозы, заведомо сравнимых по масштабу воздействия. Напри-

мер, риск смерти от рака является статистическим, но значимость каждого из примерно 200 факторов, со сравнимой обоснованностью вызывающих рак, можно оценить лишь приближенно – с помощью дополнительной информации, моделей и гипотез. Радиационные риски от атомной энергетики относятся именно к этой категории.


**79**  
вопрос

## Каким образом устанавливаются предельно-допустимые нормативы по воздействию ионизирующих излучений на организм человека?

Ионизирующие излучения, в контексте такого воздействия, имеют две компоненты: естественную (принципиально неустранимую и не подлежащую нормированию вовсе) – 0,8 мЗв/год и техногенную (нормируемую). В таких случаях в качестве первоначального значения предельно-допустимого норматива для населения для техногенной компоненты обычно выбирается величина порядка значи-

мости естественной с учетом ее статистических флуктуаций, в данном случае – 1 мЗв/год.

На следующем этапе оценивается соответствующий этой величине уровень риска. Поскольку статистический подход в данном случае исключен, для такой оценки используется априорное допущение о линейной зависимости негативных эффектов радиационного воздействия (как стохастических, так и детерминистских) от



полученной дозы всем интервале доз, включая и фоновые уровни. Иными словами, предполагается, что любая, сколь угодно малая, доза вызывает некоторое увеличение степени риска. Такое предположение (т. наз. «линейная беспороговая гипотеза» – ЛБГ) экспериментального подтверждения не имеет. Более того, имеются веские основания предполагать обратное, т. наз. «радиационный гермезис» (см. вопрос № 73). Поэтому все опирающиеся на ЛБГ оценки радиационных рисков заведомо «консервативны», т. е. они преувеличивают оценочные риски по отношению к реальным. Тем не менее, именно ЛБГ стала методической основой современного радиационного нормирования.

С опорой на нее и был оценен предел индивидуального пожизненного риска для техногенного облучения населения в целом, соответствующий годовой эффективной дозе 1 мЗв/год. Он оказался равным  $5 \cdot 10^{-5}$ , т. е. лежащим в нижней части области регулируемых рисков. С учетом «консервативности» оценки на основе ЛБГ такое значение риска признано общественно-приемлемым.

Предельно-допустимая годовая доза для профессиональных сотрудников атомной

промышленности и энергетики (персонала) устанавливалась, исходя из допустимости примерно десятикратного превышения средней фоновой дозы (2,4 мЗв/год). С одной стороны, достоверно известно, что воздействие таких доз (20 мЗв/год) в некоторых отчетливо локализованных регионах Земли не вызывает статистически значимого негативного влияния на состояние здоровья людей, с другой – установление такого норматива не вызывает чрезмерных материальных и финансовых затрат, экономически неприемлемых для атомной отрасли.

Оценка с помощью ЛБГ риска, соответствующего средней годовой дозе 20 мЗв/год, дает величину  $1,5 \cdot 10^{-4}$ , т. е. он находится в нижней части не только области профессиональных рисков, но и более широкой области регулируемых рисков. На основании этого он признан приемлемым.

С учетом нежелательности «пиковых» радиационных воздействий предельно-допустимая эффективная доза для населения в целом, по НРБ-99 (см. вопрос 85), не должна превышать 1 мЗв/год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв/год. Соот-

ветствующая доза для персонала составляет 20 мЗв/год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв/год. Следует, однако, отметить, что для определенных групп лиц из числа персонала (в частности, для женщин репродуктивного возраста) некоторые ограничения, вводимые НРБ-99, уменьшают уровень профессионального риска практически до принятого для населения в целом. Эти

величины не включают дозы от природного и медицинского облучений.

Разумеется, НРБ-99 содержат большое количество и других обязательных норм (в том числе пределы годового поступления радионуклидов в организм с воздухом, водой и пищей), но среднегодовая эффективная доза является основным, базовым нормативом.

## **Насколько отличаются реальные уровни облучения персонала АЭС и предприятий ЯТЦ от предельно-допустимых? Не подвергается ли при работе АЭС повышенному облучению население прилегающих территорий?**

Дозы, получаемые сотрудниками атомной отрасли и энергетики, существенно меньше предельно допустимых. Среднегодовая эффективная доза сотрудников АЭС России, стоящих

на индивидуальном дозиметрическом контроле, с 2000 года составила 2,43 мЗв (то есть примерно на уровне фоновой дозы). А для 30-километровых зон вокруг АЭС обусловлен-

**80**  
вопрос

ная ими компонента годовой техногенной дозы не превышает 0,01 мЗв (в 350 раз меньше общей годовой фоновой дозы для населения России). Инструментально такие ничтожные дозы не обнаруживаются, так как они существенно меньше и естественных колебаний радиаци-

онного фона, и погрешностей измерительных приборов. При этом оценочное значение риска для населения этих зон от техногенного облучения, обусловленного работой АЭС ( $0,2 \cdot 10^{-6}$ ) заведомо ниже верхней границы области безусловно допустимых рисков.

## Имеет ли смысл населению прилегающего к АЭС региона, как об этом говорят, пить йод «для профилактики радиационных поражений»?

**81**  
вопрос

Это, примерно, то же самое, чтобы для профилактики обморожения отрезать себе уши – большей глупости трудно придумать.

Йодная профилактика, или йодная блокада, действительно применяется при тяжелых реакторных авариях с разрушением активной зоны, когда одной из главных опасностей становится внутреннее облучение за счет избирательного поглощения радиоактивного изотопа йода-131 в щитовидной железе че-

ловека. Именно так было в Чернобыле, когда в течение первого месяца после аварии именно йод-131 (период полураспада 8,03 дня) определял радиационную обстановку, в том числе и в регионах, подвергшихся радиоактивному загрязнению. Чтобы уменьшить это воздействие, люди получали для приема внутрь таблетки, содержащие йодистый калий, йод в которых, естественно, был «нормальный», стабильный. При этом щитовидная железа

на некоторое время насыщалась йодом «до-сыта», после чего другой йод, радиоактивный в том числе, ею просто не усваивался и сравнительно быстро выводился из организма естественным путем. Правильно проведенная йодная профилактика позволяет снизить парциальную эффективную дозу от внутреннего облучения йодом-131 в десятки раз.

Но это – при ликвидации последствий тяжелейшей и единственной за все время существования мировой атомной энергетики реакторной аварии с разрушением активной зоны и выходом йода-131 из ядерного топлива во внешнюю среду! А вот для «профилактики просто так»...

4 ноября 2004 года. Незначительная неисправность на Балаковской АЭС вызвала краткосрочную (на два дня) остановку одного из четырех энергоблоков ВВЭР-1000. Радиационная опасность отсутствовала в принципе (неисправность произошла в турбинном зале станции с двухконтурными реакторами). И, тем не менее, началось нечто неопишемое.

Оперативно осуществленный посредством хорошо организованных и умело управляемых слухов и сплетен «залповый

информационный вброс» чудовищных нелепиц о «тяжелой аварии на АЭС» и «страшной угрозе жизни людям во всем приволжском регионе», при запоздалой и непозволительно вялой реакции на происходящее со стороны официальных инстанций привел к тому, чего организаторы кампании, собственно, и добились – к массовой панике. А поскольку призыв «пить йод» был в этих слухах и сплетнях практически единственным, хотя и вопиюще безграмотным, рекомендуемым позитивом (о каких-либо иных алгоритмах действий населения в условиях аварийной ситуации на АЭС первоисточники сплетен, вероятно, просто не знали), население стало его пить... Йод, в виде обычного спиртового раствора для дезинфекции порезов кожи, был буквально выметен из аптек и «включен в рацион» – иногда в количествах, явно не безвредных для здоровья, поскольку при внутреннем употреблении он ядовит. Не обошлось и без отравлений – хорошо, что в легких формах...

Главные выводы из этой истории, разумеется, гораздо шире локального вопроса «пить или не пить йод» – и они следующие. Во-первых, паника в этом случае, как и в лю-

бом другом – наихудший советчик, решения, продиктованные ей, почти всегда ошибочны. И, во-вторых, перед нами – прекрасный пример того, что получается, когда нарушается единственно возможный принцип существования человека в современном технологическом обществе – доверять профессионалам. Таковыми, применительно к атомной энергетике, являются сотрудники служб по связям

с общественностью, существующих на всех современных АЭС России (к слову сказать, работа этих служб со времени «балаковской истории» существенно улучшилась). А самое плохое – доверять тем из непрофессионалов, главной целью деятельности которых является борьба с ядерными технологиями, для которых единственно приемлемой формой атомной энергетики является ее отсутствие в стране.

## Правда ли, что кагор защищает от радиации? А что еще, кроме кагора?

Ну почему же только кагор?.. В списке того, что «народными целителями» предлагалось (и предлагается) в качестве радиопротекторов (средств, снижающих негативное воздействие ионизирующей радиации) значатся также экстракт сибирских грибов, настои боярышника и медвежьих ушек, прополис, мумие, кокосовые орехи, вытяжка из акульей печени... И, разумеется, пиво и водка

(последнее средство вообще почти универсально).

Все эти «самодельные» средства (и другие, часто весьма экзотичные) объединяет в лечебно-профилактическом смысле только одно: полнейшая бесполезность, а то и прямой вред (если не считать возможного психологического эффекта самоуспокоения).

**82**  
вопрос

# 83

вопрос

## Каковы основные принципы обеспечения радиационной безопасности?

При нормальных условиях эксплуатации – это:


- нормирование – непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующих излучений;

- обоснование – запрещения всех видов деятельности по использованию источников ионизирующего излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным к естественному радиационному фону излучением;

- оптимизация – поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника ионизирующего излучения.

При радиационной аварии эти принципы дополняются следующим: мероприятия по ликвидации ее последствий должны приносить больше пользы, чем вреда.





## **Есть ли в России единые нормативные документы, лежащие в основе правил работы с источниками ионизирующих излучений и в условиях их воздействия?**

**84**  
вопрос

Да, разумеется. С 1 января 2000 г. это – Нормы радиационной безопасности НРБ-99 и Основные санитарные правила по обеспечению радиационной безопасности ОСПОРБ-99. Они разработаны с учетом действующих феде-

ральных законов и рекомендаций Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ). Их соблюдение по действующему российскому законодательству является строго обязательным во всех случаях.

## **В чем заключается базовая концепция предельно-допустимых нормативов радиационного воздействия, заложенная в НРБ-99?**

**85**  
вопрос

Смысл основанных на НРБ-99 нормативах радиационной безопасности состоит вовсе не в том,

что их превышение непременно приводит к возникновению негативных последствий для жизни

и здоровья людей (как это часто представляется в средствах массовой информации). Он в том, что соблюдение этих нормативов (пусть ценой огром-

ных, часто объективно неоправданных затрат) с громадным, многократным запасом исключает такие последствия. Это далеко не одно и то же!

**86**  
вопрос

## Отвечают ли требования НРБ-99 международной практике радиационной защиты и гигиены?

Предельно-допустимые дозовые нагрузки по НРБ-99 соответствуют рекомендациям Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ), действующей под эгидой ООН. Они являются одними из наиболее жестких в мире. Значения

предельно-допустимых годовых эффективных доз и сопутствующих им радиационных рисков по НРБ-99 находятся на уровне европейских и японских нормативов и существенно (примерно в 2,5 раза) ниже величин, установленных в США и Китае.

**87**  
вопрос

## Как соотносятся риски при различных способах получения энергии?

В 2004 году группой независимых экспертов по поручению Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) выполнены оцен-

ки величин относительных коллективных рисков при реализации различных способов производства энергии. При принятии общего (обусловлен-

ного не только ионизирующим излучением) коллективного риска для АЭС за условную единицу,

для ГЭС было получено значение 3,3, для солнечной электростанции – 40, для угольной ТЭС – 170.

## Что такое МАГАТЭ и каковы ее главные задачи?

88  
вопрос

МАГАТЭ (Международное агентство по атомной энергии) – межправительственная организация, содействующая мирному и безопасному использованию атомной энергии. Создано 29 июля 1957 года в качестве независимого учреждения в рамках системы Организации Объединенных Наций. Штаб-квартира расположена в г. Вене (Австрия). На 1 января 2010 г. в число членов МАГАТЭ входят 145 государств.

Основными органами Агентства являются Генеральная конференция (в составе которой входят все члены МАГАТЭ), Совет управляющих (из 35 членов, включая т. наз. «назначаемые» государства, наиболее развитые в области технологий атомной энергии) и Секретариат, возглавляемый генеральным директором (с 1 декабря 2009 года – Юкия Аmano). Если Генеральная конференция соби-

рается раз в год на одну неделю для принятия принципиальных решений, то Совет управляющих, многократно собирающийся на свои сессии в течение всего года, руководит в соответствии с Уставом практически всей деятельностью МАГАТЭ на регулярной основе.

Основными направлениями деятельности МАГАТЭ являются:

- гарантии и проверка: проведение на основе юридических соглашений с государствами инспекций по гарантиям с целью проверки использования ядерных материалов и деятельности исключительно в мирных целях;
- безопасность: становление норм безопасности, создание сводов положений и руководств и оказание государствам содействия в их применении;

- наука и технология: техническая и научная поддержка применения ядерных методов в энергетике, сельском хозяйстве, охране окружающей среды, здравоохранении и других сферах.

МАГАТЭ – одна из наиболее эффективно работающих универсальных межправительственных организаций системы ООН. Этому способствует отлаженное в течение многих лет прагматическое взаимодействие в интересах использования атомной энергии исключительно в мирных целях как между основными ядерными государствами – Россией и США, так и другими государствами – членами МАГАТЭ.



**IAEA**

**International Atomic Energy Agency**

**89**  
вопрос

## Что такое Госкорпорация «Росатом»?

Госкорпорация «Росатом» (Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом») – организация, осуществляющая проведение государственной политики Российской Федерации и обеспечение единства управления в сфере использования

атомной энергии, стабильного функционирования организаций атомного энергопромышленного и ядерного оружейного комплексов, ядерной и радиационной безопасности, выполнение Россией международных обязательств в области мир-

ного использования атомной энергии и ядерного нераспространения.

Госкорпорация «Росатом» создана в соответствии с Федеральным законом РФ от 1 декабря 2007 г. № 317-ФЗ и Указом Президента РФ от 20 марта 2008 г. № 369.

Органами управления корпорации являются Наблюдательный совет, Правление и генеральный директор (в настоящее время – С.В. Кириенко). Члены наблюдательного совета и генеральный директор назначаются Президентом РФ.



**РОСАТОМ**

## Что такое Топливная компания «ТВЭЛ»?

Топливная компания «ТВЭЛ» является топливным дивизионом Госкорпорации «Росатом». Основной деятельностью компании является разработка, производство и реализация (включая экспорт) ядерного топлива, а также сопутствующей ядерной и неядерной продукции. В настоящее время в состав Топливной компании «ТВЭЛ» входят активы по фабри-

кации топлива, разделительно-сублиматный комплекс, а также предприятия по производству газовых центрифуг и оборудования к ним. Топливная компания на базе «ТВЭЛа» создавалась в соответствии с решением Госкорпорации «Росатом» в целях выстраивания оптимальной структуры управления предприятиями ядерно-топливного цикла для

**90**  
вопрос

повышения эффективности работы и конкурентоспособности на глобальном рынке.

Деятельность «ТВЭЛа» направлена на решение стратегических задач Госкорпорации «Росатом» по обеспечению роста экспорта ядерных технологий на уровне соизмеримом с использованием этих технологий внутри страны.

В рамках достижения лидерства на мировом рынке продукции и услуг ЯТЦ предусматривается закрепление Топливной компании к 2025 году на следующих позициях:

- доля на рынке услуг по обогащению урана - не менее 45%;
- доля на рынке услуг по фабрикации ЯТ - не менее 25%.

Для этого компанией осуществляется комплекс мероприятий по удержанию и расширению своей доли на традиционных рынках, а также экспансии на новые рынки, в частности, топлива для АЭС западного дизайна.



ТОПЛИВНАЯ КОМПАНИЯ РОСАТОМА

**ТВЭЛ**

# Есть ли в России независимый надзорный орган в сфере использования атомной энергии?

91  
вопрос

Да. Таким органом является Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор).

Постановлением Правительства Российской Федерации установлено, что Ростехнадзор является регулирующим органом по Конвенции о ядерной безопасности и компетентным органом Российской Федерации по Базельской конвенции о контроле за трансграничной перевозкой опасных отходов и их удалением, а также осуществляет нормативное правовое регулирование по вопросам взимания платы за негативное воздействие на окружающую среду.

Функции Ростехнадзора как регулирующего органа включают:

- установление правил в области ядерной и радиационной безопасности;
- лицензирование;
- надзор и инспектирование;
- правоприменение.

Эти международно-признанные функции Ростехнадзора развиты в соответствующих российских нормативных документах, основным из которых является Федеральный Закон «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995 № 170-ФЗ.

## Как классифицируются инциденты на ядерных объектах?

Согласно ИНЕС (INES – International Nuclear Event Scale – международная шкала ядерных событий, введенная в СССР с 1 сентября 1990 г. и действующая в России и в наши дни).

ИНЕС оценивает все нештатные события на ядерных объектах по восьмибальной шкале уровней. Они начинаются с нулевого (событие, несущественное для безопасности или находящееся ниже шкалы). Далее следуют уровни событий, существенных для безопасности: 1-й (аномалия), 2-й (инцидент), 3-й (серьезный инцидент), 4-й (авария без значительного риска за пределами площадки), 5-й (авария с риском за пределами площадки), 6-й (серьезная авария), 7-й (крупная авария).

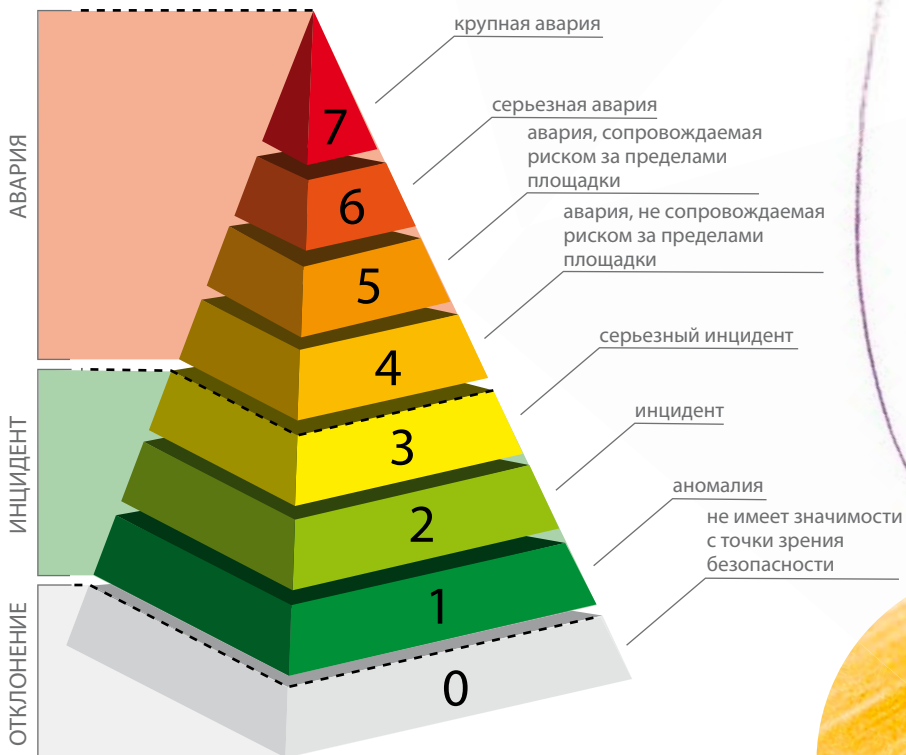
подавляющее большинство нештатных событий в работе АЭС и предприятий ЯТЦ либо

лежат вне шкалы, либо относятся к нулевому и первому уровням. За последние 5 лет в работе российских АЭС не произошло ни одного события выше 1 уровня.

Количество ядерных аварий высоких уровней во всем мире исчисляется единицами, все они произошли еще до введения шкалы ИНЕС и были классифицированы по ней «задним числом». Так, аварий уровня 6 было две, обе в 1957 г.: пожар на газографитовом реакторе военного назначения в Уиндскейле (Великобритания) с частичным разрушением активной зоны и Южно-Уральская авария – тепловой взрыв емкости для хранения высокорadioактивных продуктов деления на радиохимическом комбинате «Маяк» (тогда Челябинск-65). В списке аварий уровня 7 лишь одна – Чернобыльская (1986 г.).



## Международная шкала ядерных событий



## Оцениваются ли количественно риски тяжелых аварий на современных и перспективных АЭС?

Да, конечно. Для этого разработаны специальные компьютерные коды, подвергаемые, для гарантии методической унификации, процедуре международной аттестации. Они являются основой т. наз. вероятностного анализа безопасности (ВАБ).

По результатам ВАБ, вероятность тяжелой аварии на АЭС за год с частичным или полным расплавлением активной зоны для ныне действующих реакторов оценивается величиной  $10^{-5}$  (одна авария за 100 000 лет). При современном объеме мировой атомной энергетики это соответствует вероятности одной аварии примерно за 2000 лет. Реально таких аварий на АЭС за все время существования мировой атомной энергетики было две (Три-Майл-Айленд, США, 1979 г., 5-й уровень по шкале ИНЕС, и Чернобыль, СССР, 1986 г., 7-й уровень). Правда, надо отметить, что в те годы уровень без-

опасности на АЭС был значительно ниже, чем в наши дни.

Тем не менее, для вновь сооружаемых АЭС такой уровень признан неприемлемо большим, и в современные проекты (такие, как российский проект «АЭС-2006») с учетом новейших технических решений закладывается в 10 раз меньшая вероятность такой аварии ( $10^{-6}$ , или одна авария за 1 000 000 лет). Таким образом, эта вероятность уменьшена до уровня т. наз. бытового риска, в практической деятельности человеком не учитываемой.

С помощью ВАБ оценена и заложенная в современные проекты вероятность наиболее тяжелой реакторной аварии – с расплавлением активной зоны и выходом значительного количества накопленных в реакторе радиоактивных материалов во внешнюю среду (что требует эвакуации населения). Такая авария была всего одна – Чернобыльская (на АЭС «Три-Майл-

Айленд» такого выхода удалось избежать благодаря контейнменту). Ввиду недопустимости подобных аварий в принципе (еще одна такая авария навсегда выведет атомную энергетику за рамки общественной приемлемости) годовая вероятность такой аварии для одного энергоблока принята равной  $10^{-8}$ . Такая вероятность

(иногда называемая «исчезающе малой») на порядок меньше, например, вероятности гибели человека от прямого попадания метеорита (примерно  $10^{-7}$ ).

Это, в практическом смысле, позволяет считать повторение столь тяжелых аварий надежно исключенным.

## Каковы текущие технические перспективы российской атомной энергетики?

Основой атомной энергетики России еще некоторое время будут АЭС с двухконтурными водо-водяными реакторами ВВЭР-1000. Этот реактор является в своем классе одним из лучших в мире, при этом в его конструкцию заложены большие резервы для модернизации.

Такой модернизацией станут АЭС проекта «АЭС-2006» с реакторами повышенной мощности и безопасности ВВЭР-1200, строящиеся на площадках Нововоронежской АЭС-2 и Ленинградской АЭС-2. Их ввод в эксплуатацию

планируется в 2013 г. За счет таких реакторов площадка Нововоронежской АЭС-2 до 2019 г. будет расширена до двух энергоблоков, Ленинградской АЭС-2 и Ростовской АЭС – до четырех. Кроме того, в 2016 г. планируется ввод в эксплуатацию первого, а в 2019 г. и второго энергоблоков с реакторами ВВЭР-1200 на Балтийской АЭС в Калининградской области.

Параллельно с этим будут вестись работы по расширению «линейки» водо-водяных реакторов по мощности (с учетом прогнозируемых



экспортных заказов). Здесь речь идет в первую очередь об энергоблоке с реактором средней мощности ВВЭР-640.

*Проект Нововоронежской АЭС-2*

## Как видятся сейчас основные этапы качественного технологического развития российской атомной энергетики и ЯТЦ?

В 2014 г. предполагается ввод в эксплуатацию второго блока Белоярской АЭС с реактором на быстрых нейтронах БН-800, изначально использующего ядерное топливо на основе

плутония. Он станет основой для промышленной отработки бриджерного ЯТЦ с замыканием по плутонию, позволяющего в сотни раз расширить топливную базу атомной энергетики.

**95**  
вопрос

Это потребует существенной модернизации мощностей радиохимической переработки ОЯТ и технологии производства топлива.

Далее, в 2012 г. планируется ввод в опытную эксплуатацию референтного блока плавучей атомной теплоэлектростанции (ПАТЭС) с серийным двухконтурным водо-водяным реактором КЛТ-40 с установленной электрической мощностью 70 МВт, успешно используемым на отечественных атомных энергоблоках. ПАТЭС остро востребованы для промышленного освоения севера нашей страны (особенно с учетом предстоящей острой борь-

бы за арктический шельф) и, кроме того, имеют значительный экспортный потенциал.

Наконец, с середины 20-х годов ожидается интенсивное развитие еще одной реакторной технологии – ЯТЦ на основе высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР). Такие реакторы, со специальными шаровыми топливными композициями на основе графита, позволяют достичь очень высокой температуры гелиевого теплоносителя – около 1000°C. Для сравнения: штатная температура водяного теплоносителя на выходе первого контура реактора ВВЭР-1000 составляет 324°C.

Поэтому технология ВТГР позволит добиться прорыва в практической реализации важнейшего направления энергетики будущего – атомно-водородной энергетики.



*Проект плавучей АЭС*

## Что такое «тяжелая вода», какова ее роль в атомной энергетике?

Тяжелая вода ( $D_2O$ , окись дейтерия) – вода, в молекуле которой два атома обыкновенного водорода замещены атомами дейтерия. Ввиду значительной разницы молекулярных весов обычной ( $H_2O$ ) и тяжелой воды (18,02 и 20,03, соответственно) их физические, химические и биохимические свойства заметно различаются. Так, их плотности составляют (при 25°C) 0,997 и 1,104 г/см<sup>3</sup>, температура плавления – 0 и 3,8°C, кипения – 100 и 101,43°C, соответственно.

Исключительная роль тяжелой воды в ядерных технологиях обусловлена тем, что она является наилучшим из всех известных замедлителей. Ее коэффициент замедления (некоторый обобщенный показатель, учитывающий как характерные размеры замедляющего объема, так и потерю нейтронов в замедлителе; чем он больше, тем выше качество замедлителя) равен 5700, в то время как для легкой воды – 61, графита – 205.

Уникальные замедляющие свойства тяжелой воды открывают возможность создания

ядерных реакторов с топливом на основе природного урана (без обогащения по урану-235, как у легководных реакторов). Такие реакторы используются в атомной энергетике ряда стран (Канада, Индия, Аргентина, Республика Корея и др.). Вклад реакторов на тяжелой воде в мировую ядерную генерацию составляет (по мощности) около 5%.

Наиболее распространенными типом энергетического тяжеловодного реактора является канадский CANDU – двухконтурный канальный реактор с горизонтальным расположением ТВС в баке с тяжелой водой (каландре). Она в CANDU – и замедлитель, и теплоноситель первого контура, поэтому ее общее количество в таком реакторе весьма значительно (сотни тонн).

Важным экономическим преимуществом ЯТЦ, основанного на таких реакторах, является отсутствие необходимости изотопного обогащения топлива по урану-235, что необходимо для ядерной энергетике с легководными реак-

торами. Следует также учитывать возможность работы CANDU в режиме перегрузки топлива «на ходу», чем достигается весьма высокий коэффициент установленной мощности. Однако экономические показатели такого ЯТЦ серьезно ухудшает высокая энергоемкость произ-

водства тяжелой воды и ее значительная стоимость (600 – 700 долл. США/литр). Кроме того, недостатками CANDU являются более низкий, в сравнении с легководными реакторами, КПД (не выше 30%) и необходимость частой перегрузки топлива.


## Что такое «атомно-водородная энергетика» и как в ее развитии могут помочь ВТГР?



Основным принципом развития мировой энергетики, несомненно, является постепенное замещение угля, газа и нефти ядерной энергетикой и т. наз. возобновляемыми источниками (доля которых в мировом топливно-энергетическом балансе, впрочем, в самых оптимистических прогнозах не превысит 10%). Однако, если замещение угля и газа в их «энергетических нишах» (производство электричества и бытового тепла) ядерной энергией технически вполне реализуемо уже в настоящее время, то вопрос с нефтью (а ее доля в мировом

топливно-энергетическом балансе составляет около 40%) обстоит существенно сложнее.

Дело в том, что на современных ТЭС и ТЭЦ нефть почти не используется (за исключением тяжелой фракции ее перегонки – мазута). Ее «энергетическая ниша» – топливо для транспорта (бензин, керосин, солярка). И вот здесь «ядерное замещение» напрямую практически невозможно – кроме, в заведомо незначительных объемах, морского транспорта и перевода на электротягу железных дорог. Огромные потребности авто- и авиатранспорта «зависают».



В то же время именно в этой «энергетической нише» существует прекрасное топливо – молекулярный водород. Его удельная (на единицу массы) теплотворная способность почти втрое больше, чем у бензина, практическая возможность использования в двигателях внутреннего сгорания подтверждена уже сейчас, а «экологическая чистота» почти абсолютна – продуктом сгорания является обыкновенная вода. Трудность только одна, но очень существенная – его нет в природе в свободной (химически несвязанной) форме, хотя в виде соединений с кислородом (вода) и с углеродом (метан, основа природного газа) очень много.

Поэтому главная задача водородной энергетики – получение промышленных количеств водорода в свободной форме. Такая технология хорошо известна – по совокупности технологических и экономических обстоятельств это т. наз. паровая конверсия метана. Однако ее реализация требует значительного количества высокотемпературного (1000°C) тепла. Вот здесь и сказываются эксплуатаци-

онные возможности ВТГР, способные это обеспечить.

Становится понятной примерная структура топливно-энергетического комплекса обозримого будущего. Угольная компонента, вероятно, будет сохранена, но в формах, резко уменьшающих ее промышленные и экологические риски (например, подземная газификация). Использование газа как топлива для производства электричества и бытового тепла будет сокращаться, постепенно замещаясь ядерной генерацией и теплоснабжением, а некоторое количество ВТГР будут использоваться для наработки водорода из замещаемого газа. При этом ВТГР, благодаря своей многофункциональности, могут избежать неблагоприятного «маневренного режима» – ночью, когда суточный график нагрузок близок к базовой части, они полностью работают на производство водорода (базовую часть суточного графика обеспечивают «традиционные» реакторы). Днем же они, не изменяя мощности, принимают участие в покрытии пиков суточного графика электрических нагрузок.



# Что такое термоядерный синтез и какова его возможная роль в энергетике будущего?

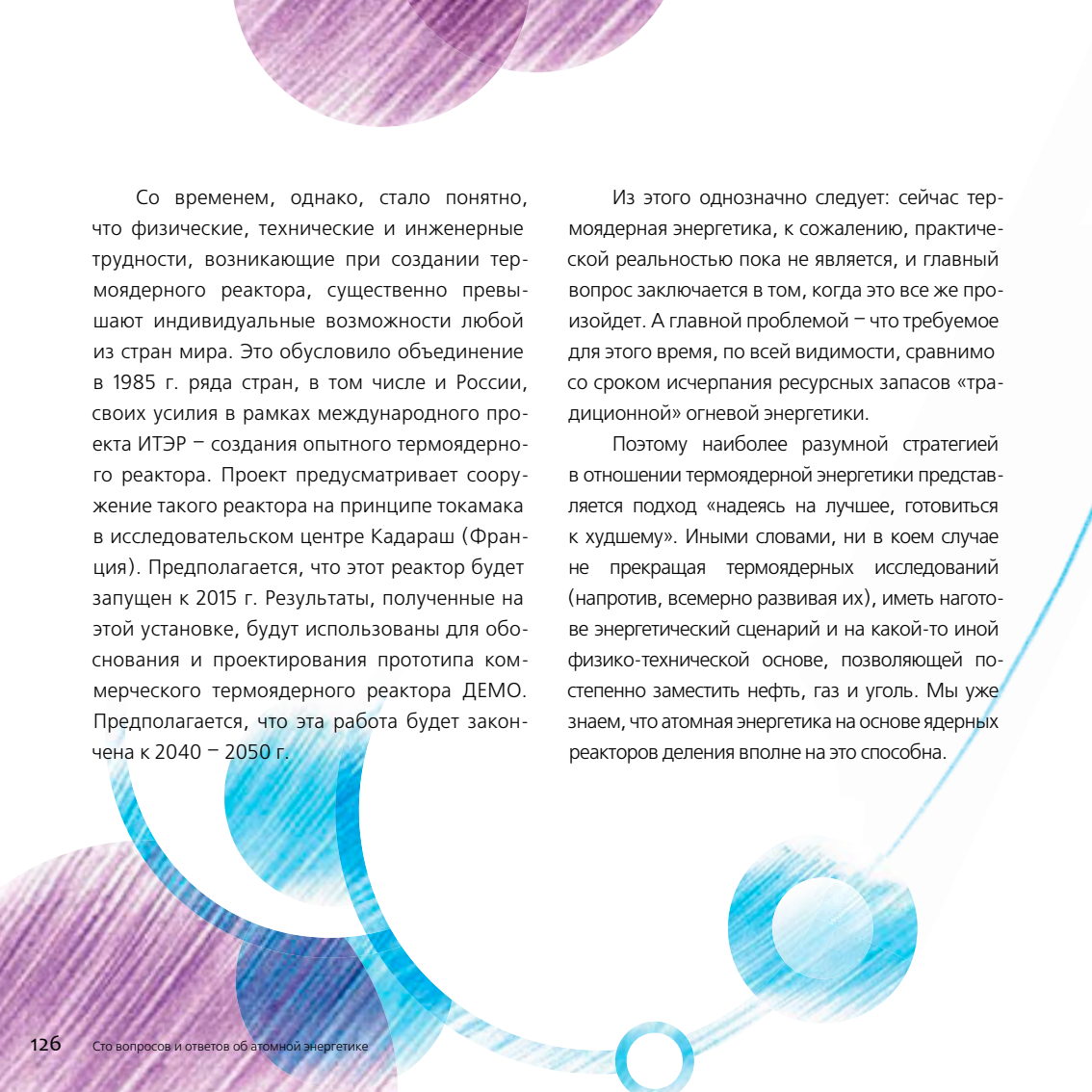
98  
вопрос

Термоядерный синтез – ядерная реакция, процесс взаимодействия (слияния) легких ядер с образованием более тяжелого ядра и выделением огромного количества энергии. Именно термоядерный синтез лежит в основе энергетики звезд, в том числе и нашего Солнца. Поэтому ему в этом смысле мы обязаны жизнью.

После «успешной реализации» неуправляемого термоядерного синтеза при испытаниях термоядерных бомб встал вопрос о его управляемом режиме. Понятно, почему: термоядерная энергетика, хотя бы в рассматриваемых к настоящему времени технических подходах, вполне способна обеспечить всему человечеству энергетическое изобилие. Это обусловлено крайне высокой энергоемкостью синтезного топлива при практически неограниченном (в случае реализации DD-цикла) ресурсном обеспечении. Ведь дейтерий есть в обычной воде, пусть и в малом количестве (0,015%

по числу ядер от всего водорода). А потенциал его громаден – расчетное количество энергии, запасенное лишь в 1 л воды, эквивалентно, при полном протекании термоядерных реакций DD-цикла, сжиганию примерно 400 л нефти или около 600 кг высококачественного угля.

Годы исследований, предпринятых во всем мире, позволили выйти на наиболее, вероятно, перспективную концепцию термоядерного реактора – токамак. Этот термин был введен советскими физиками И.Е. Таммом и А.Д. Сахаровым в 50-е годы XX века как сокращение названия «тороидальная камера с магнитными катушками». Первый токамак был разработан под руководством академика Л. А. Арцимовича в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова в Москве и продемонстрирован в 1968 г. В настоящее время в мире действует несколько подобных установок на принципе токамака, несравненно более мощных.

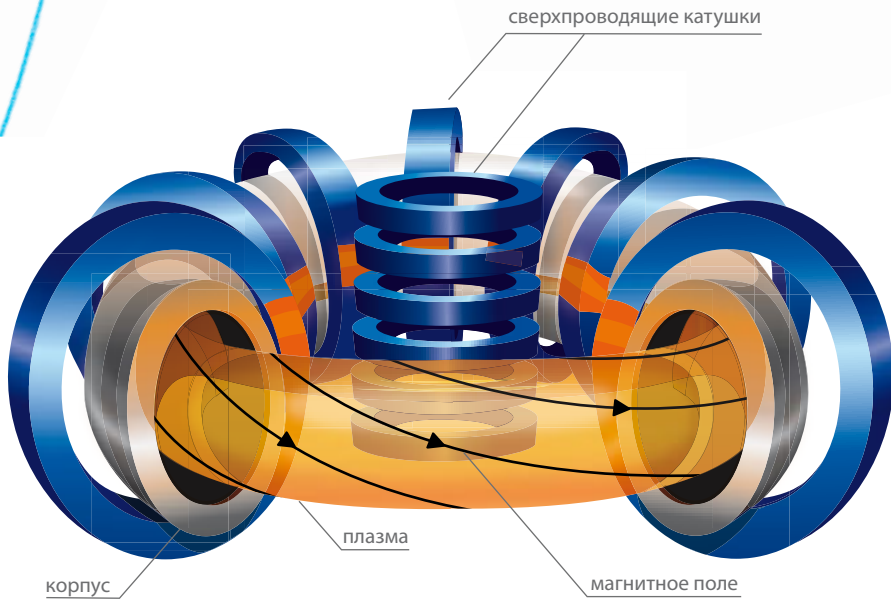


Со временем, однако, стало понятно, что физические, технические и инженерные трудности, возникающие при создании термоядерного реактора, существенно превышают индивидуальные возможности любой из стран мира. Это обусловило объединение в 1985 г. ряда стран, в том числе и России, своих усилия в рамках международного проекта ИТЭР – создания опытного термоядерного реактора. Проект предусматривает сооружение такого реактора на принципе токамака в исследовательском центре Кадараш (Франция). Предполагается, что этот реактор будет запущен к 2015 г. Результаты, полученные на этой установке, будут использованы для обоснования и проектирования прототипа коммерческого термоядерного реактора ДЕМО. Предполагается, что эта работа будет закончена к 2040 – 2050 г.

Из этого однозначно следует: сейчас термоядерная энергетика, к сожалению, практической реальностью пока не является, и главный вопрос заключается в том, когда это все же произойдет. А главной проблемой – что требуемое для этого время, по всей видимости, сравнимо со сроком исчерпания ресурсных запасов «традиционной» огневой энергетике.

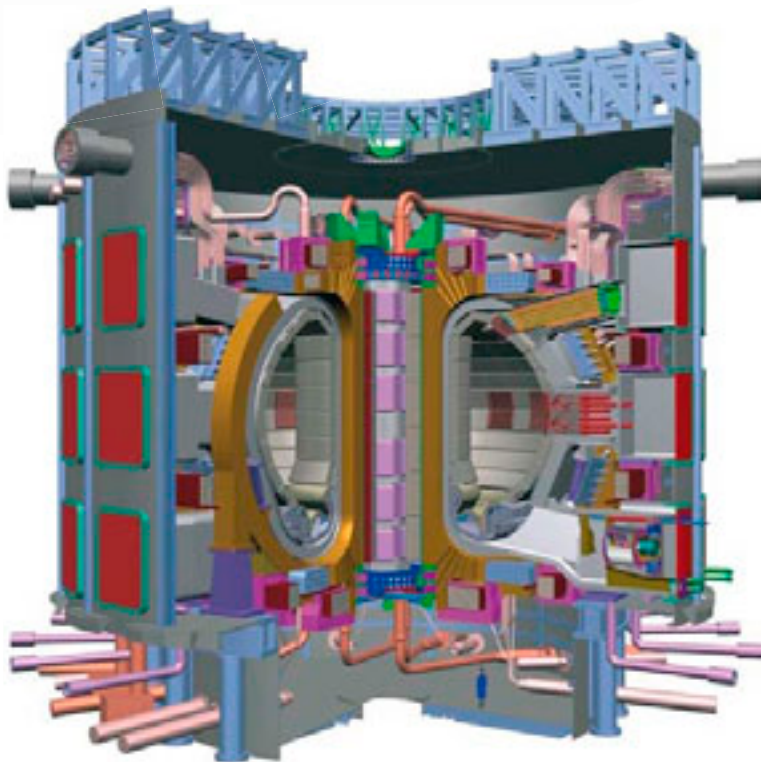
Поэтому наиболее разумной стратегией в отношении термоядерной энергетике представляется подход «надеясь на лучшее, готовиться к худшему». Иными словами, ни в коем случае не прекращая термоядерных исследований (напротив, всемерно развивая их), иметь наготове энергетический сценарий и на какой-то иной физико-технической основе, позволяющей постепенно заместить нефть, газ и уголь. Мы уже знаем, что атомная энергетика на основе ядерных реакторов деления вполне на это способна.

## Принцип действия токамака (тороидальная камера, магнитная катушка)



Принцип работы токамака: горячая плазма (показана на рисунке оранжевым цветом) удерживается в тороидальном корпусе мощными магнитными полями, создаваемыми сверхпроводящими катушками.

## Проект опытного термоядерного реактора ИТЭР на принципе токамака



# Используются ли ядерные технологии в неэнергетических целях?


99  
вопрос

Разумеется. Речь идет о весьма обширных областях жизнедеятельности человека – индустриальных технологиях, интенсификации производства продуктов питания («зеленая революция»), совершенствовании водоснабжения, борьбе с вредителями сельского хозяйства и человека (например, мухой цеце) и др. Все эти применения основаны на тех или иных свойствах ядерных ионизирующих излучений: высокая проникающая способность, возможность избирательной инструментальной регистрации, стерилизующее (в больших дозах) воздействие на живые организмы. Они пользуются неизменным вниманием и приоритетной поддержкой со стороны Международного Агентства по атомной энергии (МАГАТЭ).

Следует особо отметить медицинские применения ядерных технологий – лучевая терапия (прежде всего онкологических за-

болеваний), радиофармакология, изотопная, рентгеновская и томографическая диагностика. Мировое количество процедур с использованием средств ядерной медицины в настоящее время исчисляется миллиардами, их суммарная рыночная стоимость огромна. Например, в США общий стоимостной объем ядерно-медицинского бизнеса в несколько раз превышает ядерно-энергетический.

К сожалению, с 1980-х годов в СССР, а позже в России в ядерной медицине заметно отставание от развитых стран, имевшее, к тому же, неблагоприятную динамику. Так, в США в настоящее время диагностические радионуклидные исследования проводятся в среднем 40 пациентам на 1 тыс. человек, в Японии – 25, в Австрии – 19, в России – 7. На сегодняшний день в мировой медицинской практике применяют около 190 радиодиагностических методов, в Рос-



сии – лишь 22. Годовой объем стоимости реализации ядерно-медицинских услуг в России составляет 210 млн. руб., что удовлетворяет потребности страны всего на 1- 3 %. Между тем известно, что инвестирование 1 долл. США в радионуклидную диагностику и терапию приносит государству от 4,5 до 6 долл. экономии.

Неотложные меры по ускоренному развитию отечественных ядерно-медицинских технологий были обсуждены на заседании Комиссии по модернизации и технологическому

развитию экономики России 29 апреля 2010 г. в г. Обнинске под председательством Президента РФ Д.А. Медведева и с участием министра здравоохранения Т.А. Голиковой и генерального директора Госкорпорации «Росатом» С.В. Кириенко. В числе этих мер – создание трех специализированных Центров ядерной медицины (в Дмитровграде, Обнинске и Томске), а также приоритетное развитие производств радионуклидной продукции и радиофармпрепаратов на их основе.



## Какие ВУЗы готовят специалистов для атомной отрасли России?

Базовым ВУЗом атомной отрасли России является Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (НИЯУ МИФИ), созданный во исполнение Указа Президента Российской Федерации от 7 октября 2008 г. № 1448 и распоряжения Правительства Российской Федерации от 8 апреля 2009 г. № 480-р на базе прослав-

ленной отечественной «кузницы атомных кадров» – Московского инженерно-физического института.

НИЯУ МИФИ является университетом нового типа, реальным воплощением нового подхода к системной модернизации отечественной науки и образования. Он сформирован как инновационный сете-

вой регионально-распределенный образовательно-научный комплекс, в состав которого входят 22 образовательных учреждения в 5 федеральных округах России.

Подготовка специалистов в НИЯУ МИФИ является «сквозной» (под лозунгом «от парты до диплома и далее»), концептуально реализующей современный общемировой принцип непрерывности образования. Она осуществляется по 60 специальностям высшего и 45 – среднего профессионального образования, с использованием уникального научного оборудования, разветвленной материально-технической базы и передовых методических подходов. Более 1600 профессоров, преподавателей и научных сотрудников НИЯУ МИФИ имеют ученые степени доктора и кандидата наук.

По результатам «Рейтинга российских ВУЗов по научным достижениям», составленного в 2009 г. независимым рейтинговым агентством в сфере образования «РейтОР», НИЯУ МИФИ занял третье место, пропустив вперед лишь МГУ им. Ломоносова и СПбГУ.

Высокий уровень и комплексный характер подготовки выпускников НИЯУ МИФИ обеспечивают их высокую конкурентоспособность

на рынке труда и востребованность в современных областях инновационных высоких технологий – в первую очередь в атомной технике и энергетике.

Кроме НИЯУ МИФИ, подготовку отечественных специалистов по отдельным направлениям ядерных технологий осуществляют Московский энергетический институт (технический университет), Московский государственный технический университет, Российский химико-технологический университет, Томский политехнический университет, Уральский государственный технический университет, Нижегородский государственный технический университет и некоторые другие.



# Оглавление

1	Какова физическая основа ядерной энергетики?	2
2	Как работает ядерный реактор?	2
3	Каким образом внутриядерная энергия, высвобождаемая в реакторе, преобразуется в электрическую?	4
4	Как происходит управление и регулирование цепной реакции в реакторе?	5
5	Какие бывают реакторы и что означают их названия?	6
6	Может ли реактор на АЭС взорваться, как атомная бомба?	7
7	Что представляет собой атомная электростанция?	8
8	Что такое «одноконтурная АЭС»?	9
9	Почему наиболее распространенной компоновочной схемой АЭС в настоящее время является двухконтурная?	12
10	Почему в реакторах на быстрых нейтронах (типа отечественного БН-600) используется более сложная (трехконтурная) схема?	14
11	Что такое «внешний контур охлаждения АЭС»?	15
12	Что такое «пруд-охладитель»?	16
13	Какие технические решения применяются при недостаточной тепловой емкости пруда-охладителя?	17
14	Имеют ли они отношение к атомным станциям так называемые кислотные дожди?	19
15	Как разные типы электростанций влияют на окружающую среду?	20
16	Каковы экологические преимущества атомной энергии?	21
17	Каковы общие принципы обеспечения безопасности на АЭС и других ядерных объектах?	23
18	Что такое системы безопасности атомных станций?	24



19	Каковы главные принципы совершенствования технических систем безопасности АЭС?	25
20	В чем смысл многоуровневой системы барьеров?	26
21	Что такое САОР, как она работает? Какова вероятность ее отказа?	29
22	Что такое «работа АЭС в маневренном режиме»?	31
23	Что такое КИУМ?	31
24	Какова сравнительная стоимость электричества, вырабатываемого с помощью АЭС?	32
25	Как часто нужно ремонтировать АЭС?	34
26	Где появилась первая АЭС?	35
27	Сколько атомных станций работает в мире и в России?	36
28	Объединены ли АЭС России какой-либо организационной структурой?	36
29	Какая часть электроэнергии вырабатывается на АЭС в мире и в России?	38
30	Каковы перспективы развития атомной энергетики в мире?	39
31	Имеет ли особенности развитие атомной энергетики в России?	40
32	Каковы планы развития атомной энергетики в России?	42
33	Как выбирают площадки для строительства новых АЭС?	43
34	Есть ли у России опыт строительства АЭС за рубежом и как он используется в настоящее время?	44
35	Существуют ли нормы на удаленность населенных пунктов от АЭС?	46
36	Как юридически регулируются вопросы, связанные с использованием атомных электростанций в России?	46
37	Почему именно уран используется при изготовлении топлива для ядерной энергетики?	47
38	Сколько урана на Земле? Какие урановые руды считаются богатыми, какие - бедными?	48
39	Где расположены урановые месторождения в мире и в России? Сколько урана на них добывается и каковы перспективы развития урановой отрасли?	50

вопрос		страница
40	Ведется ли в России поиск новых месторождений урана?	51
41	Как добывают уран? Насколько это безопасно для населения прилегающей к месторождению территории?	52
42	Какие стадии уран проходит в процессе его превращения в ядерное топливо?	53
43	Как и где обогащается уран? В чем сущность процесса обогащения?	55
44	Что такое Международный центр по обогащению урана? Для чего он был создан?	58
45	Что представляет собой топливо для реакторов АЭС?	59
46	Какие материалы, кроме урана, используются при производстве твэлов?	61
47	Насколько радиоактивен диоксид урана, используемый в ядерном топливе? Что имеет большую удельную (на единицу массы урана) активность: урановая руда или диоксид урана?	62
48	Представляет ли радиационную опасность ядерное топливо перед его загрузкой?	64
49	В чем главные отличия процессов сгорания ядерного и органического топлива?	64
50	Какова энергоемкость ядерного топлива в сравнении с органическим?	65
51	Какие требования предъявляются к твэлам и тепловыделяющим сборкам?	66
52	Взаимозаменяемы ли ТВС для различных типов реакторов?	67
53	Насколько произведенное в России ядерное топливо соответствует международным стандартам качества?	68
54	Что такое «радиоактивные отходы»?	68
55	Каким образом происходит переработка и хранение РАО?	69
56	Существуют ли технологии, позволяющие не просто изолировать РАО от попадания в доступные для человека экосистемы, а физически уничтожать их (или хотя бы наиболее опасные из входящих в состав РАО радионуклиды)?	71
57	Что такое ОЯТ и чем оно отличается от радиоактивных отходов?	72

58	Представляет ли ядерное топливо (свежее, отработанное) опасность с точки зрения террористической угрозы?	73
59	Не способствует ли производство ядерного топлива и утилизация ОЯТ распространению ядерного оружия?	74
60	Какова дальнейшая судьба отработанного топлива после выгрузки из реактора?	75
61	Как перевозится отработанное топливо? Насколько безопасны такие перевозки?	77
62	Что такое регенерированное топливо?	78
63	Что такое ядерно-топливный цикл и каковы его основные типы?	78
64	Используются ли в качестве ядерного топлива другие делящиеся материалы, кроме урана? Какие и как именно?	82
65	На какое время хватит человечеству делящихся материалов в различных сценариях развития ядерной энергетики?	83
66	Что такое радиоактивность, какой она бывает?	84
67	Что такое ионизирующее излучение? В чем заключается главная причина его негативного воздействия на человека?	86
68	Что такое активность источника ионизирующих излучений, в чем она измеряется?	87
69	Что такое доза излучения, в чем она измеряется?	88
70	Часто приходится слышать о физических и биологических различиях между воздействием на человеческий организм природных и техногенных ионизирующих излучений. Существуют ли такие различия?	89
71	Каковы дозы ионизирующего излучения, получаемые человеком? Какова при этом значимость различных факторов?	90
72	Есть ли различия в дозах от естественных источников радиации в зависимости от места пребывания и жительства?	92

вопрос	страница	
73	Какие уровни воздействия ионизирующего излучения могут представлять угрозу для жизни и здоровья человека и в какой форме?	93
74	Может ли человек без помощи специальных приборов ощущать ионизирующую радиацию или чувствовать радиоактивное загрязнение продуктов питания и питьевой воды на вкус?	95
75	Какие принципы легли в основу формирования предельно-допустимых уровней радиационного воздействия для сотрудников атомной промышленности и энергетики и для населения в целом?	96
76	Какими льготами пользуются сотрудники АЭС и предприятий ЯТЦ?	97
77	Что такое риски и каковы основные области их приемлемости для общества?	98
78	Как классифицируются риски по способу их оценки и каковы их уровни в реальной жизни?	99
79	Каким образом устанавливаются предельно-допустимые нормативы по воздействию ионизирующих излучений на организм человека?	100
80	Насколько отличаются реальные уровни облучения персонала АЭС и предприятий ЯТЦ от предельно-допустимых? Не подвергается при работе АЭС повышенному облучению население прилегающих территорий?	102
81	Имеет ли смысл населению прилегающего к АЭС региона, как об этом говорят, пить йод «для профилактики радиационных поражений»?	103
82	Правда ли, что кагор защищает от радиации? А что еще, кроме кагора?	105
83	Каковы основные принципы обеспечения радиационной безопасности?	106
84	Есть ли в России единые нормативные документы, лежащие в основе правил работы с источниками ионизирующих излучений и в условиях их воздействия?	107
85	В чем заключается базовая концепция предельно-допустимых нормативов радиационного воздействия, заложенная в НРБ-99?	107

вопрос	страница
86 Отвечают ли требования НРБ-99 международной практике радиационной защиты и гигиены?	108
87 Как соотносятся риски при различных способах получения энергии?	108
88 Что такое МАГАТЭ и каковы ее главные задачи?	109
89 Что такое Госкорпорация «Росатом»?	110
90 Что такое Топливная компания «ТВЭЛ»?	111
91 Есть ли в России независимый надзорный орган в сфере использования атомной энергии?	113
92 Как классифицируются инциденты на ядерных объектах?	114
93 Оцениваются ли количественно риски тяжелых аварий на современных и перспективных АЭС?	116
94 Каковы текущие технические перспективы российской атомной энергетики?	117
95 Как видятся сейчас основные этапы качественного технологического развития российской атомной энергетики и ЯТЦ?	118
96 Что такое «тяжелая вода», какова ее роль в атомной энергетике?	120
97 Что такое «атомно-водородная энергетика» и как в ее развитии могут помочь ВТГР?	121
98 Что такое термоядерный синтез и какова его возможная роль в энергетике будущего?	123
99 Используются ли ядерные технологии в неэнергетических целях?	127
100 Какие ВУЗы готовят специалистов для атомной отрасли России?	128



ТОПЛИВНАЯ КОМПАНИЯ РОСАТОМА

**ТВЭЛ**

Колдобский Александр Борисович

100 вопросов и ответов об атомной энергетике. Научно-популярное издание

Редактор Т. Яничкина  
Дизайн и компьютерная верстка ООО «Внешний вид»  
Тираж 2000





**[www.tvel.ru](http://www.tvel.ru)**

В этой брошюре вы найдете ответы на наиболее часто задаваемые вопросы об атомной энергетике и топливе для нее. Вы узнаете о том, как работает АЭС, где и как добывают уран, что из себя представляет ядерное топливо, каковы планы развития атомной энергетике в России. Мы постарались дать ответы простым и понятным языком.