

100

ВОПРОСОВ
И ОТВЕТОВ
ОБ АТОМНОЙ
ЭНЕРГЕТИКЕ

**Просто
О СЛОЖНОМ**



ТОПЛИВНАЯ КОМПАНИЯ РОСАТОМА

ТВЭЛ

Дорогой читатель!

Выход в свет второго издания любой книги — это всегда праздник для автора, признание его творческой удачи. А применительно к жанру этой книги — удовлетворение не только от того, что ему она удалась как таковая, но и нашла свой круг заинтересованных читателей — более или менее постоянный по составу, возрасту и профессиональным интересам.

Как формировался этот круг, автор наблюдал сам, в режиме реального времени. С момента выхода первого издания книги в свет она широко использовалась в работе сотрудниками центров общественной информации атомной отрасли — и получила у них высокую оценку. Это, конечно, радовало — ведь, собственно говоря, книга для этого и создавалась. Но со временем книга начала выступать и в другой ипостаси. Автор, сам вузовский преподаватель, все чаще становился свидетелем того, как она использовалась (и используется до сих пор) студентами родного для него НИЯУ МИФИ — в качестве своеобразного пособия для первоначального профессионального обучения.

Это (и многое другое) наложило на содержание и структуру второго издания дополнительные требования.

Во-первых, содержание книги стало нуждаться в тематическом структурировании. В первом издании оно фактически отсутствовало, да и взаимное расположение вопросов оставляло желать лучшего. Имеется в виду, что многие понятия появлялись в тексте до того, как они разъяснялись в соответствующем вопросе. С этим можно было ещё смириться, если бы книга использовалась в виде некоторого подобия «микрoэнциклопедии» — интересующий читателя вопрос просто искался по оглавлению. Собственно, ничего плохого в этом нет, но только не при

использовании книги в виде «начального пособия» для изучения вопросов атомной науки и техники. В этом случае, структурирование должно быть вполне явным — что и сделано во втором издании.

Во-вторых, идя навстречу пожеланиям читателей и, учитывая их конструктивную и доброжелательную критику, пришлось существенно расширить количество перекрёстных взаимных ссылок на отдельные вопросы. Думается, что это пошло на пользу делу.

В-третьих, было добавлено несколько вопросов. Часть из них касается краткой (совсем краткой!) истории отечественной атомной отрасли, а также её структурных подразделений и ядерных организаций. Другая часть отражает существо и перспективы важнейших отечественных ядерно-энергетических разработок последнего времени.

Наконец, практически все вопросы, имеющие фактическое информационное наполнение, были пересмотрены, а значительная часть из них — исправлены. Нельзя же было не учитывать тот вполне очевидный факт, что со времени выхода в свет первого издания книги прошло шесть лет, а за это время и мировая, и отечественная атомная энергетика стали совсем иными.

Конечно, чтобы сохранить символическую цифру «100», какие-то вопросы из первого издания пришлось изъять. Здесь самое время поблагодарить сотрудников Топливной компании Росатома «ТВЭЛ», которые настояли на неизменности количественной базы — как не вспомнить при этом бессмертное высказывание К. Прутковка о попытке объять необъятное. Хочется попросить прощения у моих друзей и коллег из Госкорпорации «Росатом» и смежных областей, которые настаивали на включение в список вопросов второго издания хотя бы ещё одного вопроса с такой примерно аргументацией: ведь можно было и количество ночей в известной арабской саге

ограничить количеством «тысяча», а получилась в итоге всё же «тысяча и одна» — имея при этом в виду, естественно, добавление именно желаемого для них вопроса. В подавляющем большинстве случаев это были бы действительно очень важные, интересные, вопросы, но...

Хотелось бы обратиться к читателям с важным замечанием. Именно, эта книга, как и её первое издание, не является и не может являться каким-то методически выверенным учебным пособием по ядерной физике, технике и атомной энергетике. Можно говорить лишь о первоначальном знакомстве с ядерным микромиром — никак не о полноценном систематизированном обучении. Следует понимать: профессиональное обучение по всем этим вопросам — очень интересный, но и очень кропотливый многолетний труд. Заменить его знакомство с этой книгой не может никак — хотя помочь, хочется надеяться, сможет.

А другое важнейшее назначение этой книги осталось неизменным со времени первого издания: помочь получить ответы на самые частые и наиболее злободневные вопросы, которые возникают у людей с различным уровнем образования, с разным жизненным опытом, профессиональной специализацией и даже мотивацией относительно знаний в области атомной энергетике и ядерных технологий. Основная цель, которая при этом преследуется, вполне однозначно сформулирована Генеральным директором МАГАТЭ Ю. Амано: «Главное для атомной энергетики — обретение общественного доверия». И в этом смысле заслуживают поддержки те инициативы партнеров проектов АО «ТВЭЛ» которые направлены на популяризацию атомных знаний и на преодоление проблем развития ядерной энергетике, в том числе одной из главных — психологической (радиофобии).

Это, в первую очередь, Международная инициатива в области радиоактивности «Мир-МИР», Международное студенческое сетевое сообщество «Скажем НЕТ радиофобии», историко-мемориальная программа, направленная на увековечение создателей отечественной газодвигательной технологии. В представляемом издании есть упоминания и об этих удивительных ростках новых знаний.

В заключение автор считает своим приятным долгом поблагодарить Топливную компанию Госкорпорации «Росатом» «ТВЭЛ» за творческое содействие и спонсорскую помощь в издании этой книги, а её сотрудников — за полезные дополнения по ряду вопросов. Особые слова благодарности Л.Т. Янко, Д.В. Озеровой, А.А. Вагиной и А.В. Бурмистрову за искреннюю сопричастность и дружеское участие в проекте.

Автор признателен также своим многочисленным коллегам и друзьям из отечественной атомной отрасли и Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ» за неизменное внимание и консультации при освещении некоторых вопросов. Особую благодарность автор выражает бывшему сотруднику НИЯУ МИФИ, а ныне сотруднику АО «ТВЭЛ» И.В. Настеке за неоценимую техническую помощь и информационную поддержку при работе над книгой.

А.Б. Колдобский

1 вопрос

Почему 28 сентября является Днём работника атомной промышленности России? В ознаменование каких событий в августе — сентябре 2015 г. отмечалось 70-летие отечественной атомной отрасли?

28 сентября 1942 г. Председатель Государственного Комитета Оборона СССР (ГОКО — высшего органа управления страной в годы Великой Отечественной войны) И.В. Сталин подписал Распоряжение ГОКО «Об организации работ по урану». В нём предписывалось: «Обязать Академию наук СССР... возобновить работы по исследованию... атомной энергии... и представить к 1 апреля 1943 года доклад о возможности создания урановой бомбы или уранового топлива».

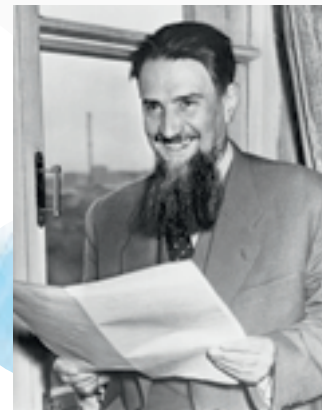
Для этой цели: ...организовать... специальную лабораторию атомного ядра»

Это Распоряжение, принятое в тяжелейшее для СССР военное время, сыграло исключительную роль в истории советской атомной отрасли. Оно придавало новое значение результатам предвоенных научно-исследовательских работ по ядерной тематике, впервые ориентируя их на важнейшие прикладные направления обеспечения будущего технологического могущества страны. А лаборатория, упомянутая в Распоряжении ГОКО, была организована 10 марта 1943 г., и её начальником стал будущий научный руководитель Атомного Проекта СССР, впоследствии академик, Игорь Васильевич Курчатов. Она прошла слав-

ный исторический путь от Лаборатории №2 АН СССР (при её основании) до Российского Научного Центра «Курчатовский институт» — крупнейшей научно-инновационной организации страны наших дней.

С учётом этого, Президент России В.В. Путин своим Указом от 3 июня 2005 г. учредил профессиональный праздник — День работника атомной промышленности, который отмечается 28 сентября.

А 20 августа 1945 г., после боевого применения США атомного оружия против



И.В. Курчатов



Первая в мире АЭС, г. Обнинск

японских городов (Хиросима, 6 августа, и Нагасаки, 9 августа), имевшего, в основе своей, даже особо и не скрываемый антисоветский характер, И.В.

Сталин подписал историческое Постановление ГОКО «О Специальном Комитете при ГОКО». Оно придало созданию отечественного ядерного потенциала статус первоочередной задачи в масштабах всей страны — задачи, которая должна была решена любой ценой.

Это Постановление стало датой рождения Атомного Проекта СССР. Оно ознаменовало переход от научных изысканий к важнейшей национальной программе, от лабораторных исследований — к созданию новой во всех отношениях государственной отрасли. А этой отрасли надо было эффективно управлять. Поэтому п. 4 Постановления предусматривал организацию, для её «непосредственного руководства», особого ведомства — Первого Главного Управления при Совнаркоме СССР

(ПГУ), с подчинением его Специальному Комитету.

ПГУ и стало первым «штабом атомной отрасли» страны. За 70 с небольшим лет нашей истории менялись его названия, менялся статус, но важнейшие приоритеты и традиции его деятельности всегда оставались неизменными. Они и в наше время лежат в основе работы Госкорпорации «Росатом».

29 августа 1949 г. успешным испытанием на Семипалатинском полигоне первого отечественного ядерного взрывного устройства было ознаменовано достижение технологического паритета с США в области атомного оружия. А в 1954 году в СССР, в г. Обнинске Калужской области, была введена в эксплуатацию первая в мире атомная электростанция (далее по тексту книги — АЭС). Она была оснащена реактором типа АМ («Атом мирный») электрической мощностью 5 МВт. Станция безаварийно проработала почти 50 лет. В настоящее время на её базе создан музей ядерной энергетики.

Что такое Госкорпорация «Росатом»?

Госкорпорация «Росатом» (Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», ГК «Росатом») создана 18 декабря 2007 г. в соответствии с Федеральным законом РФ от 1 декабря 2007 г. № 317-ФЗ, определяющим её статус, цели создания и деятельности, функции и полномочия.

Госкорпорация «Росатом» уполномочена от имени Российской Федерации выполнять международные обязательства России в области мирного использования атомной энергии и соблюдения режима ядерного нераспространения.

Росатом — организация, осуществляющая проведение государственной политики РФ и обеспечение единства управления в сфере использования атомной энергии, в том числе стабильного функционирования организаций атомного энергопромышленного и ядерного оружейного комплексов, ядерной и радиационной безопасности, научных разработок

целевого назначения и атомного ледокольного флота.

Высшим органом управления Госкорпорации «Росатом» является Наблюдательный совет из 9 человек во главе с председателем (в настоящее время — С.В. Кириенко).



РОСАТОМ

2
вопрос

Члены Наблюдательного совета и его председатель назначаются Президентом РФ.

Коллегиальное исполнительное руководство Госкорпорацией осуществляется Правлением во главе с его председателем – генеральным директором (в настоящее время – А.Е. Лихачёв), который по должности является и членом Наблюдательного совета. Остальные члены Наблюдательного совета в состав исполнительного руководства Госкорпорации не входят и вознаграждения за работу в этом качестве не получают. Члены Правления назначаются и прекращают свои полномочия в соответствии с решением Наблюдательного совета по представлению генерального директора.

Кроме этого, в деятельности руководящего аппарата Госкорпорации «Росатом» велика роль коллегиальных совещательных органов в статусе советов и комитетов (стратегический совет, общественный совет, научно-технический совет, бюджетный комитет и др.).

Госкорпорация «Росатом» является достойным преемником славных дел и традиций её исторических предшественников – ПГУ, Министерства среднего машиностроения

СССР, Минатома России. Мировой, а во многих случаях и превосходящий его, уровень научно-технических разработок, высокая исполнительская и производственная дисциплина сотрудников, эффективная система подготовки и повышения квалификации кадров и, как следствие, общепризнанная конкурентоспособность и инновационный потенциал его проектов и продукции по праву делают Госкорпорацию «Росатом» одним из локомотивов технологического развития России.

Важнейшим направлением деятельности Госкорпорации «Росатом» является активное участие в государственной программе увеличения экспорта высокотехнологичной продукции.

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

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

Ростехнадзор является федеральным органом исполнительной власти, осуществляющим, в том числе, государственное регулирование в области использования атомной энергии.

Постановлением Правительства Российской Федерации установлено, что Ростехнадзор является регулирующим органом по Конвенции о ядерной безопасности и Объединенной конвенцией о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами, а также компетентным органом Российской Федерации в соответствии с Поправкой к Конвенции о физической защите ядерного материала.



Ростехнадзор является надведомственным органом, подчиняющимся непосредственно Правительству Российской Федерации.

3
вопрос

Функции Ростехнадзора как регулирующего органа включают:

- установление норм и правил в области использования атомной энергии;
- лицензирование;
- надзор и инспектирование;
- правоприменение.

Эти международно-признанные функции Ростехнадзора опираются на соответствующие российские нормативные документы, основным из которых является Федеральный Закон «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995 № 170-ФЗ.

4

вопрос

Что такое МАГАТЭ и каковы её главные задачи?

МАГАТЭ (Международное агентство по атомной энергии) — крупнейшая межправительственная организация, содействующая мирному и безопасному использованию атомной энергии. Создана 29 июля 1957 года в качестве независимого учреждения в рамках системы Организации Объединенных Наций. Штаб-квартира расположена в г. Вене (Австрия). На начало 2017 г. в число членов МАГАТЭ входят 168 государств.

Основными органами Агентства являются Генеральная конференция (в состав ко-



IAEA

International Atomic Energy Agency

торой входят все члены МАГАТЭ), Совет управляющих (из 35 членов, включая так называемые «назначаемые» государства, наиболее развитые в области технологий атомной энергии) и Секретариат, возглавляемый генеральным директором (с 1 декабря 2009 года — Юкия Амано). Если Генеральная конференция собирается 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 технологии: 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.

Существуют ли неправительственные и общественные ядерные организации?

Да, конечно. Речь идёт об организациях, которые объединяют профессионалов ядерной отрасли из разных стран, которые не имеют ни перед кем коммерческих и финансовых обязательств и работают с единственной целью — повышения эффективности использования ядерных технологий при первоочередном соблюдении безопасности эксплуатации, в первую очередь, на АЭС.

Из международных организаций такого рода крупнейшей является WANO (World Association of Nuclear Operators, русскоязычная аббревиатура — ВАО, Всемирная ассоциация операторов). Она объединяет, на добровольной основе, все организации в мире, эксплуатирующие АЭС.

ВАО была учреждена в мае 1989 года в Москве. Очевидной причиной её образования стали тяжёлые аварии на АЭС — в США

(Three-Mile Island, 1979 г.) и, в особенности, на Чернобыльской АЭС в СССР (1986 г.) когда стала очевидной необходимость привлечения к обеспечению безопасности АЭС мирового сообщества ядерных профессионалов. Пер-



вым почётным президентом ВАО стал крупный советский инженер-энергетик и государственный деятель Н. Луконин, после него эту должность занимали и другие видные отечественные специалисты: Э. Поздышев, О. Сараев, В. Асмолов.

Координационный центр ВАО находится в Лондоне, её организационной основой являются четыре полуавтономных региональных центра, находящихся в Москве, Атланте, Париже и Токио. Они объединяют усилия экспертов и специалистов ВАО при их деятельности в соответствующем регионе. Так, московский центр ВАО объединяет десять стран.

Основной формой работы ВАО являются так называемые партнёрские проверки и миссии технической поддержки. Они осуществляются силами групп международных экспертов Организации по заявке АЭС любой страны на добровольной основе. Эти мероприятия проводятся исключительно от имени и в интересах обратившейся АЭС, независимо от её государственной и корпоративной принадлежности.

Деятельность ВАО оказалась в высшей степени плодотворной и эффективной. Большим преимуществом при её осуществлении

является высокая оперативность и компетентность, на которых слабо сказывается инерционность и бюрократические проволочки официальных государственных структур, а также отсутствие политических влияний и подтекстов — которые, к сожалению, приобретают всё большее влияние в современном мире.

Другой известной неправительственной ядерной организацией является WNA (World Nuclear Association, в русском переводе — Всемирная ядерная ассоциация). Она была организована в 2001 году и к настоящему времени объединяет 173 компании из более чем 20-ти стран, существенным направлением деятельности которых являются атомная энергетика и ядерные технологии (ядерно-топливный цикл, производство реакторов, строительство ядерных объектов, обращение с радиоактивными отходами и отработавшем ядерном топливом, генерация электроэнергии и т.д.). Из организаций, входящих в Госкорпорацию Росатом, членами WNA являются: топливная компания «ТВЭЛ», «Атомстройэкспорт», «Рустатомсервис» и некоторые другие.

Основным направлением своей деятельности WNA считает популяризацию достижений атомной отрасли и повышения общественного доверия к ней. Возглавляет WNA с 2012 года Агнета Ризинг, бывший директор шведской энергетической компании «Vatenfall AB».

Существуют и национальные общественные ядерные организации. В России крупнейшей из них является Ядерное общество России (ЯОР). Оно было образовано на Учредительной конференции в апреле 1989 г. в Москве. Это независимая самоуправляемая общественная организация, объединяющая на добровольных началах ученых, специалистов производства, эксплуатации и управления, преподавателей и студентов России и других государств, работающих или обучающихся в области применения ядерной энергии, ядерных исследований и смежных наук, их популяризации, а также заинтересованные общественные организации.

Сейчас ЯОР объединяет более 2000 индивидуальных членов, в их числе — и автор книги.



При ЯОР существует молодежное отделение, которое объединяет активных молодых специалистов атомной отрасли.

Главной задачей ЯОР являются содействие активизации международных контактов и сотрудничества и взаимодействию специалистов с широкими кругами общественности для комплексного решения проблем безопасного развития ядерной техники, а также формирования объективного общественного мнения по использованию ядерной энергии.

Ядерная физика и ядерные реакторы: необходимый минимум

Что такое нуклид, радионуклид, изотоп?

6
вопрос

Нуклидом называется атомное ядро, характеризующееся некоторым нуклонным составом (количеством входящих в его состав элементарных частиц — протонов и нейтронов, других частиц в ядре нет). Нуклиды, сохраняющие нуклонный состав в течение неограниченно долгого времени, называются стабильными; в противном случае речь идет о радиоактивных нуклидах, или о радионуклидах.

Для краткости написания все нуклиды обозначаются в соответствии с общепринятой символикой. С левой стороны от химического знака нуклида сверху ставится массовое число A — суммарное количество нуклонов (прото-

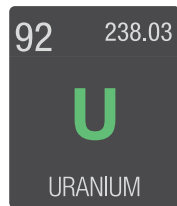
нов и нейтронов) в его ядре. С округлением до целого числа A совпадает с массой ядра в атомных единицах. Снизу ставится заряд ядра нуклида Z в единицах элементарного заряда, соответствующий числу содержащихся в нем протонов. На практике это число в символьных обозначениях часто опускается, так как заряд ядра однозначно определяется его положением в таблице Менделеева и, следовательно, выбранным для этого ядра символом. Так, например, символ N (азот, седьмой по счету элемент в таблице Менделеева) соответствует числу $Z = 7$ и никакому иному.

Число нейтронов (N) в символическом обозначении нуклида обычно отсутствует, так как $N = A - Z$.

Приведем для примера символическое обозначение урана-235 — ^{235}U .

Радионуклиды часто называют изотопами. Это неверно: таким понятием определяется совокупность нуклидов (как стабильных, так и радиоактивных), обладающих одинаковым числом протонов (и вследствие этого тождественных химически, поскольку эти нуклиды имеют, естественно, одинаковый атомный номер, принадлежащий одному и тому же элементу из таблицы Менделеева), однако разным количеством нейтронов. Например, водород имеет три изотопа, все ядра которых имеют по одному протону, но обычный водород (^1H , протий) не имеет нейтронов вовсе, водород-2 (^2H , дейтерий) имеет один нейтрон и водород-3 (^3H , тритий) — два нейтрона. Протий и дейтерий стабильны, тритий радиоактивен с периодом полураспада 12,4 года. Инертный газ ксенон имеет тридцать шесть изотопов, из которых девять стабильны и двадцать семь — радиоактивны.

Элементы с атомными номерами более 83 (начиная с полония) не имеют стабильных изотопов. Понятие изотопа отдельно от элемента лишено смысла.



Что такое радиоактивность, какой она бывает?

7
вопрос

Радиоактивность (радиоактивный распад) есть свойство некоторых ядер спонтанно (самопроизвольно) изменять свой нуклонный состав и/или энергетическое состояние. Некоторые известные радиоактивные вещества встречаются в естественном состоянии в природе (уран, торий, продукты их распада, калий-40, рубидий-87), но большинство получается искусственно (целенаправленно или в ходе побочных процессов). Такие радионуклиды и вещества называются техногенными.

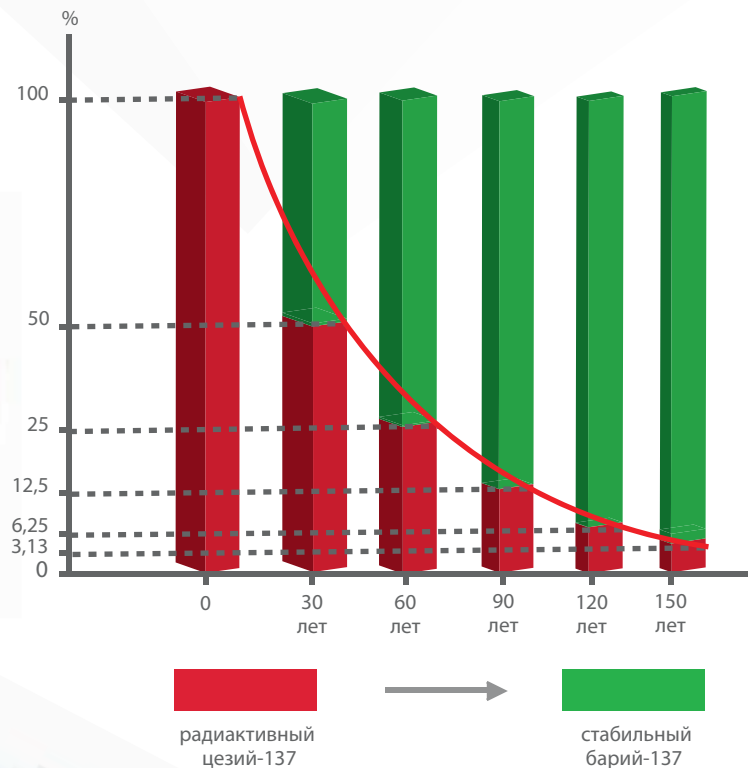
Мерой нестабильности радиоактивного вещества является период полураспада — время, требующееся для распада половины начального количества его ядер. Например, у одного из наиболее известных радионуклидов — цезия-137 — период полураспада составляет 30 лет. Это значит, что через 30 лет останется половина 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 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

Радиоактивный распад цезия-137

(период полураспада 30 лет)



(для легких ядер — около 1, для тяжелых — примерно 1,5).

Бета-излучателями является большинство радиоактивных продуктов деления тяжёлых ядер, а также некоторые природные радионуклиды. Проникающая способность бета-излучения заметно 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.

Работа ядерного реактора сопровождается испусканием интенсивных потоков нейтронов, хотя в свободном естественном состоянии в природе они не встречаются. Электрического заряда нейтроны не имеют и поэтому охотно взаимодей-

ствуют с ядрами других веществ, вызывая так называемые ядерные реакции — в том числе реакцию ядерного деления, являющуюся физической основой ядерной энергетики. Важно также, что ядерные реакции нейтронов со стабильными ядрами, входящих в состав используемых в атомной энергетике материалов и веществ, приводят к образованию значительных количеств новых, уже радиоактивных, ядер. Такая радиоактивность называется наведенной. В практическом смысле она существенна только лишь для нейтронного излучения.

Какова физическая основа ядерной энергетики?

Это – реакция деления тяжёлых ядер (в первую очередь – урана и плутония). При захвате нейтрона тяжёлое ядро распадается на два положительно заряженных ядра-осколка сравнимой массы. Под действием силы кулоновского отталкивания они разлетаются, в итоге большая часть высвободившейся внутриядерной энергии переходит в кинетическую энергию их разлета. Пробег таких осколков в плотном веществе невелик (несколько микронов), поэтому при их торможении происходит интенсивный нагрев сравнительно небольшого объёма этого вещества.

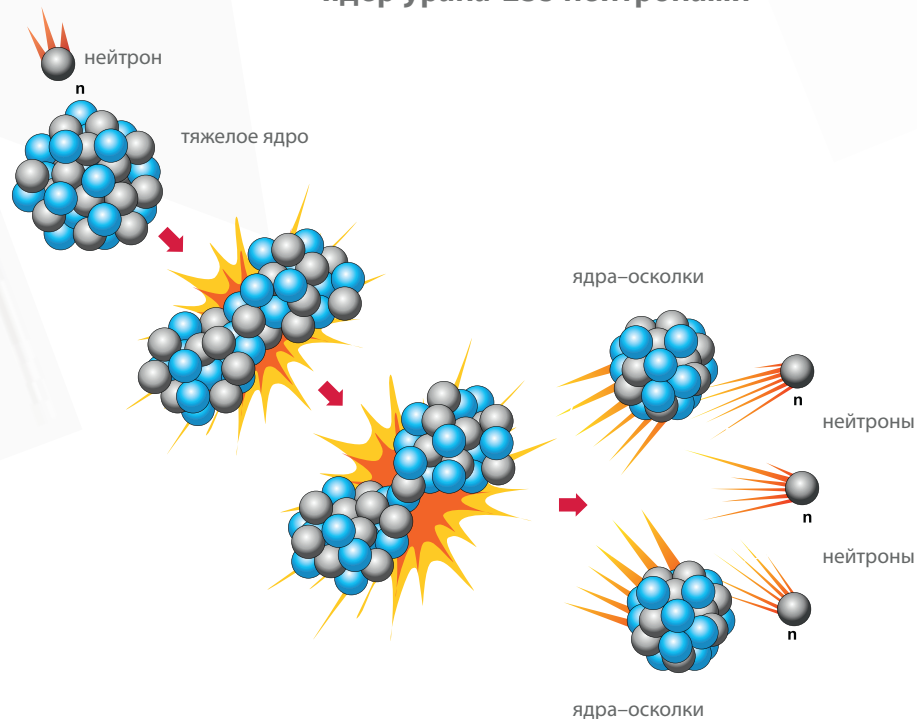
Очень важно, что при захвате нейтрона тяжёлым ядром с последующим делением ядра-осколки испускают новые (вторичные) нейтроны (обычно 2-3), которые могут разделить новые тяжёлые ядра и т. д. Но так происходит, конечно, не со всеми вторичными нейтронами. Некоторая их часть уходит из системы, содержащей делящийся материал, другая часть теряется в ядерных реакциях, конкурирующих

с делением. Поэтому важнейшим параметром такой системы является отношение количества нейтронов в двух «соседних» звеньях (поколениях) цепочки рождения нейтронов.

Его значение, равное единице, соответствует так называемому критическому состоянию, при котором количество нейтронов в системе остаётся постоянным – протекает самоподдерживающаяся цепная реакция деления, которой можно управлять техническими средствами. Если это отношение больше единицы, количество нейтронов в системе, а с ним и выделяющаяся мощность, лавинообразно нарастает во времени, если меньше – затухает.

Локализовав самоподдерживающуюся цепную реакцию деления в некотором объёме, предусмотрев в нём средства управления критичностью и организовав систему теплосъёма, можно использовать выделяющееся тепло, что и происходит на АЭС.

Цепная реакция деления ядер урана-235 нейтронами



Как работает ядерный реактор?

При всем разнообразии конструкций современных энергетических ядерных реакторов они чаще всего имеют одинаковые по функциональному назначению элементы и технологические системы. Их основным элементом является активная зона, куда загружается ядерное топливо и где протекает управляемая цепная реакция деления тяжёлых ядер.

Ядра урана-235, являющегося основой ядерного топлива, гораздо легче раскалываются тепловыми нейтронами. Однако, в результате деления из ядер вылетают нейтроны с высокой энергией — быстрые нейтроны. Чтобы понизить энергию этих нейтронов до теплового уровня в большинстве энергетических реакторов применяется вещество-замедлитель, при соударении с ядрами которого быстрые нейтроны деления теряют свою первоначальную, довольно высокую, энергию, вплоть до тепловой (кинетическая энергия те-

пловых нейтронов, очень малая, соответствует температуре окружающей среды).

В реакторах на тепловых нейтронах (в дальнейшем, для краткости, «тепловых реакторах») используют ядерное топливо с низким относительным содержанием делящегося материала (урана-235 или плутония). Реакторы на быстрых нейтронах («быстрые реакторы») лишены замедлителя, потому для достижения цепной реакции относительное содержание делящегося материала в их ядерном топливе должно быть гораздо выше.

Какие материалы могут быть использованы в качестве замедлителя нейтронов?

Тип используемого замедлителя является важнейшей характеристикой теплового реактора. Он во многом определяет конструкцию реактора, его производственный цикл и эксплуатационные данные.

Базовых ядерно-физических требований к замедлителю три:

- его вещество должно состоять из «лёгких» молекул — с небольшим числом нуклонов в каждой. Чем легче молекула замедлителя, тем меньшее число соударений требуется для «сброса» энергии вторичных нейтронов до тепловой;
- он должен обладать значимой физической плотностью, определяемой числом молекул в единице объёма. К этому вынуждает ограниченность объёма активной зоны реактора;
- материал замедлителя не должен интенсивно поглощать нейтроны уже после их

замедления. Иначе для развития цепной ядерной реакции деления их попросту не хватит.

К этим требованиям добавляются экономические и технологические (ведь для промышленной ядерной энергетики требуется сотни тысяч тонн замедлителя), а также соображения безопасности (недопустимы такие его свойства, как высокая токсичность, взрывоопасность и др.).

В современной ядерной энергетике используются лишь три типа замедлителя: вода, тяжёлая вода (D_2O , окись дейтерия — вода, в молекуле которой два атома обыкновенного водорода замещены атомами дейтерия) и графит (химически — углерод очень высокой чистоты).

Важнейшей величиной, обобщённо учитывающей как характерные размеры за-

медлящего объёма, так и потерю нейтронов в материале замедлителя, является так называемый коэффициент замедления. Чем больше его значение, тем выше физическое качество замедлителя. Для трёх указанных выше веществ его величина равна: тяжёлая вода — 5700, графит — 205, лёгкая вода — 61.

Значительное поглощение вторичных нейтронов в обычной («лёгкой») воде приводит к тому, что при её применении в качестве замедлителя вызвать цепную реакцию деления в активной зоне реактора без обогащения урана в ядерном топливе по делящемуся урану-235 с природной (естественной) концентрации около 0,7% до 2,8 — 4,5% нельзя. При использовании же тяжёлой воды и графита, где поглощение нейтронов существенно меньше, можно создать реактор и с топливом на основе природного урана. Такие реакторы действительно есть в мировой атомной энергетике. Но промышленное производство тяжёлой воды и высококачистого реакторного графита

вызывают необходимость развития дополнительных обеспечивающих направлений, при этом весьма энергоёмких и дорогостоящих. Например, стоимость производства тяжёлой воды достигает 600 — 700 долл. США/литр, а для работы тяжеловодного энергетического реактора её требуется сотни тонн. Поэтому, с учётом и некоторых других обстоятельств, наибольшее распространение в современной атомной энергетике получили легководные реакторы.

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

При протекании цепной реакции деления выделяется огромное количество тепла. Оно отводится из активной зоны теплоносителем — жидким или газообразным веществом, проходящим через активную зону. В тепловых реакторах в качестве теплоносителя чаще всего используются вода, гораздо реже — тяжёлая вода или углекислый газ.

Для быстрых реакторов вода в качестве теплоносителя не годится — она является хорошим замедлителем, и её наличие в активной зоне резко снижает энергию нейтронов. Поэ-

тому для этой цели в таких реакторах используются расплавы металлов (например, натрия в реакторах БН-600 и БН-800).

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

11
вопрос

12

вопрос

Как происходит управление и регулирование цепной реакции в реакторе?

Основой управляемости цепной ядерной реакции деления тяжёлых ядер 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 изменения концентрации 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 трёх режимов работы реактора: количество нейтронов в активной зоне увеличивается (цепная ядерная реакция развивается, мощность реактора возрастает), остаётся 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 прекращения цепной ядерной реакции и остановки реактора. Её физические принципы сходны с описанными выше, однако для её механизмов свойственны существенно более высокие скорости действия и значительная техническая автономность (в частности, по электропитанию).

Какие бывают реакторы и что означают их названия?

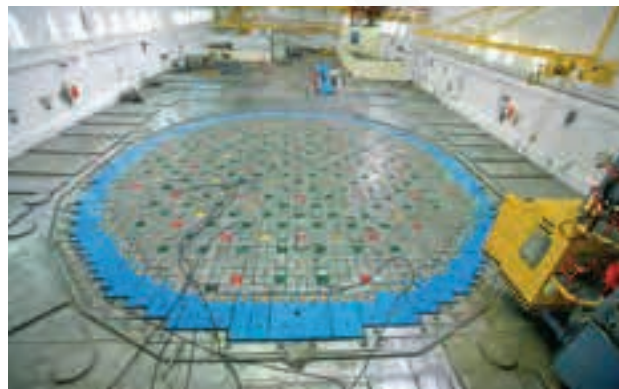
13

вопрос

Для получения электроэнергии в атомной энергетике используются атомные реакторы. Кроме того, существуют исследовательские реакторы, которые используются для проведения научных экспериментов и наработки изотопной продукции (используются в ядерной медицине), а также реакторные судовые установки и реакторы специального назначе-

ния. Некоторые реакторы являются многоцелевыми, 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 конструк-



Реакторный зал
Ленинградской АЭС
с реактором РБМК-1000

тивные особенности. Так, аббревиатура «ВВЭР-1000» означает «водо-водяной энергетический реактор» (реактор электрической мощностью 1000 МВт, где вода — и замедлитель, и теплоноситель). «РБМК-1000» — это «реактор большой мощности 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 давлением (по основному принципу теплосъёма), 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.

нии одного и того же базового физического способа получения энергии существуют принципиальные различия в технической реализации этого способа и, как следствие, в закономерностях его протекания.

Главным из этих различий является соотношение между важнейшими временными 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 гораздо раньше полного энерговыделения для данного избытка

делящегося материала 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.

14

вопрос

Может ли реактор на АЭС взорваться, как атомная бомба?

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

Например, в космической ракете и турбореактивном самолёте используется один и тот же базовый принцип движения — реактивный.

Но из этого вовсе не следует, что на турбореактивном самолёте, как и с помощью ракеты, можно долететь до Луны. Помимо совершенно различных масштабов энерговооружённости этих машин, есть и принципиальное препятствие: в двигателях самолёта в качестве рабочего тела и окислителя используется воздух, в космическом пространстве отсутствующий.

Точно так же обстоит дело с атомной бомбой и ядерным реактором — при использова-

Атомные электростанции: основные типы и важнейшие технические системы

15

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 электрогенератора в турбинном зале.

Важнейшей характеристикой АЭС является количество эксплуатируемых на ней реакторов. Комплекс, объединяющий реактор и необходимое технологическое оборудование, называется ядерным энергоблоком (ЯЭБ). Например, на Балаковской АЭС эксплуатируется 4 ЯЭБ, на Смоленской АЭС — 3, на Белоярской АЭС — 2.



Общий вид АЭС:
Балаковская
(видны 4 блока)

Что такое «одноконтурная АЭС»?

АЭС бывает одноконтурные, двухконтурные и трёхконтурные.

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 образуется при циркуляции воды сквозь активную зону, находящуюся в заполненном водой баке. Простейшим физическим аналогом такого реактора, по международной клас-

16

вопрос

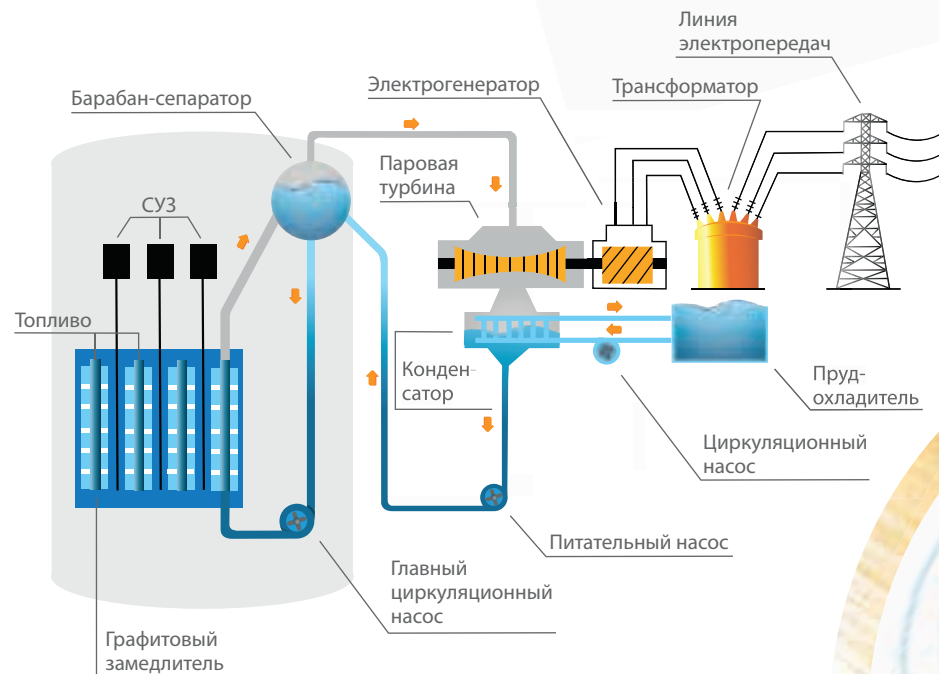
сификации обозначаемых как BWR (boiling water reactor), является обыкновенный кипящий реактор. Действующих реакторов такого типа в мире 78 (2017 г.). На их долю приходится около 17% от общего количества ЯЭБ, больше всего их в США и Японии. В СССР и России такие реакторы не строились и не строятся, однако обеспечивающие 45% отечественной и около 3% мировой ядерной генерации 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 современных реакторах – около 60 атмосфер), везде одинаково.

Главное преимущество одноконтурной схемы АЭС – относительная конструктивная

простота. Однако её серьёзным недостатком является принципиальная невозможность локализации в малом технологическом объёме наведённой радиоактивности (см. вопрос №7). Она образуется при взаимодействии нейтронов с водой и паро-водяной смесью 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, разумеется, 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 РБМК-1000



Почему наиболее распространённой компоновочной схемой АЭС в настоящее время является двухконтурная?

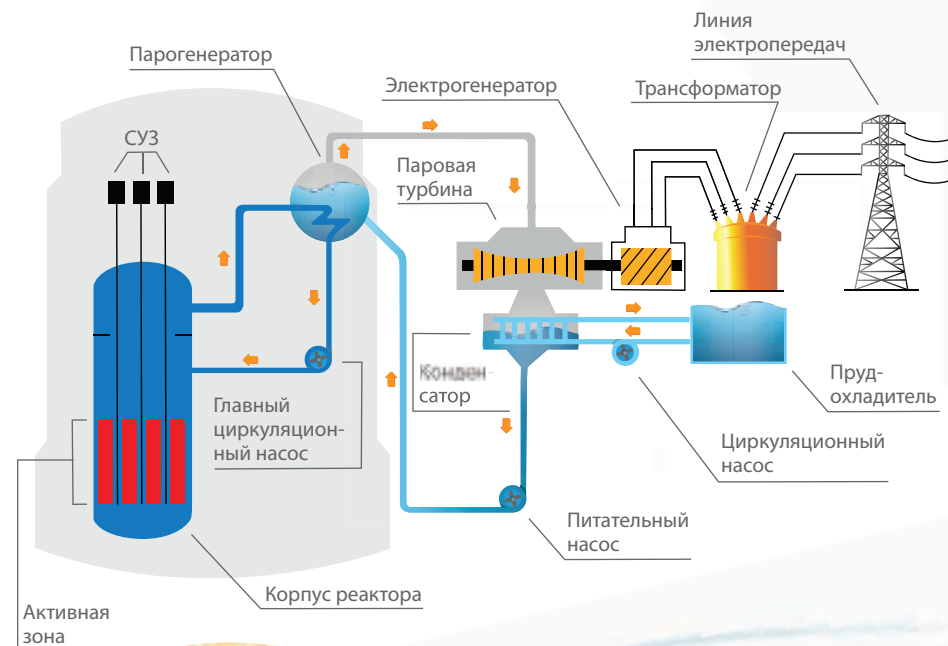
Главной особенностью двухконтурной схемы является технологическое разделение контуров теплоносителя и пара как рабочего тела турбины.

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

Нагретая вода из бака поступает в парогенераторы. Там тепло передаётся 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 нём 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 нём пар не являются радиоактивными. Во-вторых, функциональные элементы радиационно-опасного первого контура (реактор и парогенераторы) в

Схема АЭС, выполненной по двухконтурной схеме (реактор ВВЭР)



такой схеме формируют «ядерный остров», необслуживаемый при работе реактора на мощности и снабжённый развитой системой барьеров безопасности. Это препятствует поступлению радиоактивных выбросов во внешнюю среду.

По международной классификации такие реакторы обозначаются как PWR (pressurized water reactor), к этому же типу относятся отечественные ВВЭР. В мировой ядерной энергетике таких реакторов 290 (2017 г.), на их долю приходится около 65% от общего количества.

вода и пар во втором контуре», делают гипотетическую (пусть и маловероятную) аварию с серьёзной поломкой парогенератора и вступлением радиоактивного натрия в прямой контакт с водой чрезвычайно опасной.

Поэтому в таких реакторах предусмотрен промежуточный натриевый контур. Сначала тепло от радиоактивного натрия первого контура в специальном устройстве (теплообменнике) передаётся нерадиоактивному натрию второго контура, который, проходя через парогенератор, передаёт 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 надёжность и безопасность такой схемы.

Эксплуатируемых энергетических реакторов такого типа к настоящему времени в мире лишь два — БН-600 и БН-800 на Белоярской АЭС в России, их доля в мировой ядерной генерации пока ещё весьма незначительна. Однако по многим причинам именно использование быстрых реакторов считается одним из наиболее перспективных направлений развития атомной энергетики. Здесь следует отметить, что в разработке этого направления, как на уровне промышленных энерготехнологий, так и в проведении научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, Россия является общепризнанным мировым лидером.

18
вопрос

Почему в реакторах на быстрых нейтронах (типа отечественных БН-600 и БН-800) используется более сложная (трёхконтурная) схема?

Это вызвано использованием в них в качестве теплоносителя вещества, не обладающего замедляющими свойствами — жидкого натрия. Он обладает хорошими теплофизическими свойствами, однако 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 парогенератора — нерадиоактивные

Какие еще типы ядерных реакторов используются в мировой атомной энергетике?

На 2017 г. около 11% мирового парка энергетических реакторов (49 энергоблоков АЭС) составляли канальные двухконтурные тяжеловодные реакторы на тепловых нейтронах CANDU канадской конструкции с приблизительно установленной мощностью 25 ГВт. Благодаря применению в качестве замедлителя в реакторах этого типа тяжелой воды может быть использовано ядерное топливо на основе естественного урана. При этом отпадает необходимость в обогащении ядерного топлива по урану-235 (см. вопрос № 49).

Поэтому реакторы типа CANDU сооружались в тех случаях, когда при развитии национальной атомной энергетики из двух промышленных ядерных технологий — изотопного обогащения и производства тяжелой воды — по тем или иным причинам выбиралась вторая. К настоящему времени больше всего та-

ких реакторов на их родине — в Канаде, есть они также в США, Индии, Китае, Румынии, Аргентине и других странах. Однако совершенствование и значительное удешевление разделительных технологий, выход обогащенной урановой продукции (ОУП) на международный коммерческий рынок ограничивают дальнейшие перспективы реакторов CANDU, хотя в некоторых странах (Индия, Аргентина) и в настоящее время планируется сооружение энергоблоков АЭС такого типа.

Наконец, примерно 3% от общего количества (14 энергоблоков АЭС, 2017 г.) установленной мощностью около 7,7 ГВт составляют двухконтурные канальные тепловые реакторы с графитовым замедлителем и охлаждением активной зоны углекислым газом (по западной классификации — AGR). Они сооружались в Англии, США и Франции. Однако широкого

распространения в мировой атомной энергетике они, по ряду причин, не получили и к настоящему времени эксплуатируются только в Англии.

В советской/российской атомной энергетике ни тяжеловодные, ни газографитовые реакторы не использовались.

Что такое «внешний контур охлаждения АЭС»?

Наличие на АЭС трёх форм преобразования энергии (см. вопрос № 16) приводит к тому, что её коэффициент полезного действия (КПД — отношение количеств произведённой 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 выведено в окружающую среду. Частично это происходит естественным путём (воздушное 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 является наличие прямого физического контакта с внешней средой — в некоторой своей части он лишен изолирующих защитных барьеров. Это обстоятельство налагает чрезвычайно жёсткие требования гарантированного исключения непосредственного контакта между водой внешнего контура охлаждения и паровым контуром турбины, что всегда выполняется на практике.

Что такое «пруд-охладитель»?

Чаще всего, в качестве основного физического резервуара для воды, используемой для охлаждения АЭС используют водоём, называемый прудом-охладителем. В качестве такового используется либо естественный водоём, либо созданный искусственно.

Всё содержимое пруда-охладителя (вода, донные отложения, биота и др.) непрерывно 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 ёмкости пруда-охладителя?

В этом случае важным элементом внешнего контура охлаждения АЭС является 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



Градирни Нововоронежской АЭС

циркуляционными насосами к конденсаторам турбин. Холодный воздух поступает через окна ниже уровня сброса воды и, двигаясь ей навстречу, нагревается за счет её частичного испарения. Нагретый воздух выбрасывается в атмосферу, создавая, вследствие формы башни, естественную тягу.

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

онным режимам ядерного топлива) — современные серийные энергоблоки АЭС оптимальны при работе на постоянной мощности, близкой к максимальной. Поэтому атомную генерацию целесообразно использовать для покрытия базовой (неизменной) части суточного графика нагрузок, которая составляет около трети пиковой или несколько выше. Эта величина и определяет оптимальную долю ядерной генерации в современных энергосистемах.

Надо понимать, однако, что речь идёт именно об энергосистемах в целом, а не о национальных генерациях. При наличии развитых региональных сетей возможна организация интенсивных трансграничных перетоков энергии. Это позволяет нивелировать «перекосы» структур генерации в отдельных странах

— как это и происходит, например, в Западной Европе.

Тем не менее, сооружение АЭС с энергоблоками АЭС, допускающими маневренный режим работы на мощности, являются приоритетным направлением атомной энергетики, весьма востребованным на мировом технологическом рынке. В России это учитывается в проектах энергоблоков с новейшими инновационными реакторами «ВВЭР-ТОИ», сооружение которых уже началось (см. вопрос № 35). Они предусматривают, в том числе, и возможность маневренного режима эксплуатации. Ключевым для реализации этого проекта является разработка нового поколения ядерного топлива (см. вопрос № 53).

23
вопрос

Что такое «работа АЭС в маневренном режиме»?

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 подъёма её до обычного уровня).

Это необходимо для оптимизации нагрузки в энергосистеме при суточном изменении объёмов потребления (например, в ночные часы, когда спрос на энергию минимален). Для реакторов действующих АЭС такой режим неблагоприятен (в частности, по эксплуатаци-

Что такое КИУМ?

КИУМ — коэффициент использования установленной мощности — это отношение (в %) фактической энерговыработки энергоблоками (или АЭС в целом) за некоторый (достаточно большой, не менее года) период эксплуатации к расчётной энерговыработке при непрерывной работе на проектной мощности. Чем он больше — тем лучше. Этот коэффициент характеризует эффективность и надёжность работы энергоблоков и АЭС в целом и является важнейшим экономическим показателем её работы.

Наибольшим проектным КИУМ обладают каналные реакторы, допускающие перегрузку топлива «на ходу», без остановки энергоблока (например, канадский тяжёловодный

CANDU и отечественный водо-графитовый РБМК-1000). У корпусных легководных реакторов, для которых перегрузка топлива без остановки энергоблока невозможна, максимальный проектный КИУМ несколько ниже.

Увеличение КИУМ для данной конструкции реактора обеспечивается за счёт увеличения надёжности работы его оборудования, повышения качества и сокращения сроков плановых ремонтно-профилактических работ, выполнения комплекса модернизации энергоблоков. Это соответствует лучшим мировым показателям.

Какова сравнительная стоимость электричества, вырабатываемого с помощью АЭС? Можно ли сделать однозначный вывод об априорной предпочтительности развития той или иной энерготехнологии?

Стоимость производства электричества при использовании различных способов генерации имеет три основных компонента: топливный, эксплуатационный (включающий затраты на безопасность) и учёт капитальных затрат. В ряде стран и регионов дополнительным компонентом общей стоимости является так называемый «парниковый налог» (плата за эмиссию углекислого газа). Величина и относительная значимость каждого из этих компонентов может сильно различаться в зависимости от ряда факторов: географических особенностей страны и региона, состояния

инфраструктуры, энергетической и ценовой политики в целом и др.

В качестве примера на рисунке показаны данные по приведённой (на единицу произведённой электроэнергии) её стоимости по 6 способам генерации для стран Европейского Союза, где различия этих факторов не столь значительны. Видно, что стоимость генерации на АЭС наименьшая, при этом у АЭС по сравнению с ТЭС в цене киловатт-часа значительно ниже доли топливной состав-

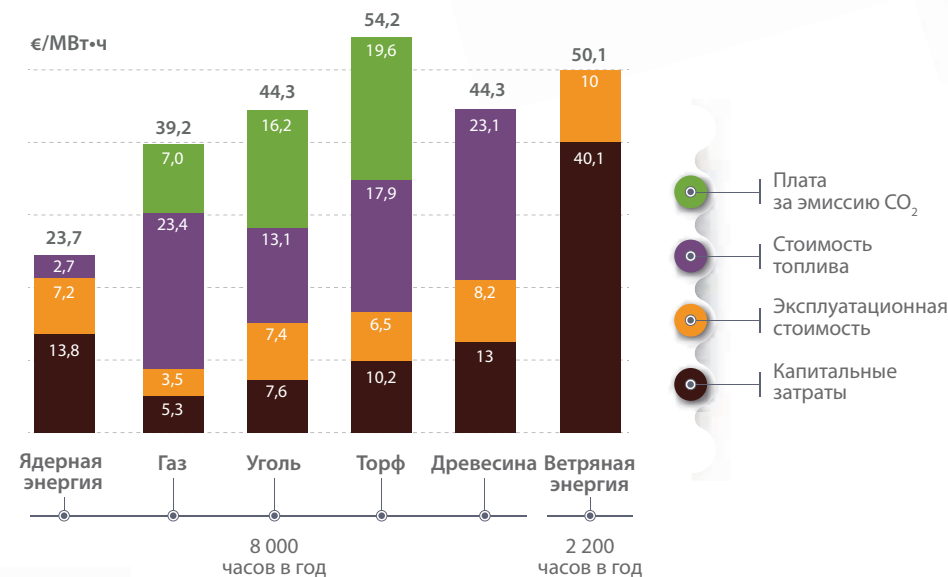
ляющей (около 11% против 30% у угольных ТЭС и 60% у газовых). Низкая величина топливной составляющей вообще характерна для атомной генерации, и это является её важным конкурентным преимуществом в условиях нестабильности мирового рынка органических энергоносителей и чрезвычайной его политизированности. Но при этом стоимость сооружения АЭС выше и строятся они дольше, чем тепловые станции такой же мощности, поэтому и срок окупаемости начальных инвестиций для АЭС больше, чем ТЭС равной мощности. Соответственно, АЭС, в общем, тем выгоднее, чем дольше они работают. Поэтому продление срока эксплуатации действующих АЭС экономически вполне оправдано (разумеется, при неукоснительном соблюдении требований безопасной эксплуатации).

Надо учитывать, однако, что само назначение АЭС и ТЭС, в общем, различно. Если мощные АЭС целесообразно применять для покрытия так называемой базисной (не зависящей от времени суток) части суточного графика энергопотребления, то газовые станции — для пиковых и полупиковых частей.

Кроме того, при анализе и планировании структуры и мощностей энергетики необходимо, разумеется, учитывать огромное множество и других обстоятельств — территориальное расположение объектов производства и потребления энергии, текущие и перспективные планы промышленного и социального развития рассматриваемого региона, состояние и прогнозные изменения доступности и цены ресурсно-топливной базы, транспортных услуг и многое, многое другое.

Поэтому наилучшим путем для развития энергетики в целом является вовсе не противопоставление АЭС и иных способов генерации (как это, увы, часто происходит), а их разумное — именно разумное — оптимальное сочетание. По меткому высказыванию великого советского физика Л.Д. Ландау (к слову, сыгравшего исключительную роль в работах по Атомному Проекту СССР), «энергетика — это, скорее, не наука, а здравый смысл».

Составляющие приведённой стоимости электроэнергии для различных энергетических технологий (страны ЕС)



Как часто нужно ремонтировать АЭС?

Энергоблоки на АЭС — это сложный комплекс механизмов и систем для выработки электроэнергии, нуждающийся в регулярном профилактическом обслуживании. Поэтому, как правило, раз в год каждый энергоблок останавливается для проведения планово-предупредительного ремонта. Обычно этим перерывом в работе энергоблока 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 средних и капитальных ремонтов, с указанием всех работ, планируемых в ремонтную компанию.

Кроме плановых, существуют текущие ремонты, они могут проводиться

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

Следует понимать, что ремонтные работы являются неотъемлемой частью безопасной эксплуатации АЭС и вовсе не являются свидетельством ненадёжности её оборудования (как это иногда представляется). Вместе с тем надо стремиться к тому, чтобы всемерно сократить их продолжительность — разумеется, не в ущерб качеству. Это направление развития атомной энергетики является одним из важнейших в деятельности АО «Концерн «Росэнергоатом» (см. вопрос № 37), и здесь российским специалистам удалось добиться значимых успехов в уменьшении этих сроков. Сэкономленное за счёт оптимизации ремонтных работ время позволит дополнительно вырабатывать электроэнергию.

БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС

Каковы общие подходы к обеспечению безопасности на АЭС и других ядерных объектах?

Основным принципом обеспечения безопасности ядерных объектов (в том числе и АЭС) является оптимальное сочетание четырех направлений деятельности: юридического, организационного, кадрового и технического.

Юридическое направление заключается в разработке и совершенствовании ядерного законодательства, в котором вопросам безопасности эксплуатации объектов принадлежит главенствующая роль.

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

Организационное состоит в неукоснительном соблюдении действующих норм, правил и регламентов по безопасной эксплуатации ядерных объектов, а также совокупности инструкций, предусматривающих комплекс необходимых действий при возникновении нештатных ситуаций. Кроме того, все АЭС являются особо охраняемыми объектами с особым юридическим статусом, они оснащены несколькими поясами оградений, контрольно-пропускными пунктами и прочими элементами физической защиты (вопрос №93).

Технические мероприятия включают создание и поддержание в работоспособном состо-

янии систем диагностики, информирования и защиты. Все эти системы предусматривают обязательное резервирование сил и средств, необходимых для предотвращения аварии.

Неотъемлемым элементом обеспечения

безопасности на ядерных объектах являются также их комплексные проверки. Ежегодно на действующих АЭС проводится более 30 проверок международных и российских регулирующих органов.

Локализирующие СБ предназначены для предотвращения или ограничения распространения выделившихся при инцидентах и авариях (если они всё 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, локализирующих и управляющих систем безопасности энергией, рабочей средой и создания условий их безотказного функционирования.

Эксплуатация, техническое обслуживание и ремонт СБ производятся по специально разработанным и утверждённым в установленном порядке инструкциям и регламентам. Их состояние и практика исполнения является обязательным предметом периодических проверок (в первую очередь – со стороны Ростехнадзора).

28
вопрос

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 и снижение уровня ущерба в случаях, если они всё же произошли, должны быть всесторонне обеспечены, и важную роль при этом играют системы безопасности (СБ) АЭС. В современных АЭС «пост-фукусимского» типа, к которым, в частности, относятся российские АЭС с ВВЭР поколения 3+, которые уже работают на Нововоронежской АЭС, применено сочетание активных и пассивных систем безопасности, которые обеспечивают безопасность при землетрясении до 8 по

шкале Рихтера, наводнении, торнадо и падении самолета.

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

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

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

Каковы главные принципы совершенствования технических систем безопасности АЭС?

Таких принципов, в общем, два.

Первый – увеличение количества обеспечивающих безопасность физико-технических решений, эффективность которых не зависит от действий обслуживающего персонала (концепция «внутренней», или «внутренне при-

сущей» безопасности), что резко уменьшает негативное влияние пресловутого «человеческого фактора».

При этом реализуются, в свою очередь, два основных технических подхода: увеличение доли отрицательных обратных связей

29
вопрос

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 человека) реакции системы на самопроизвольное изменение некоторого параметра, характеризующего её состояние. Если в ответ на это 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 придёт в первоначальное состояние (отрицательная обратная связь).

Ясно, что для обеспечения 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 учётом необходимости его выполнения. Это было предпринято, например, на реакторах РБМК-1000, положительная обратная связь по содержанию пара в технологических каналах у ранних модификаций которых и стала одной из причин чернобыльской аварии.

Примером пассивной СБ является так называемая «ловушка расплава» — специальная ёмкость, расположенная в новейших модификациях реактора ВВЭР-1000 снизу от активной зоны реактора. В случае реакторной аварии с расплавлением активной зоны высокоактивный топливный расплав стекает вниз и самолокализуется в ограниченном объёме,

заполненным специальным («жертвенным») материалом. Это резко сокращает масштабы гипотетической тяжёлой аварии. Понятно, что это происходит без участия персонала — лишь под действием силы земного тяготения, имеющей фундаментальный характер.

Второй принцип заключается в том, чтобы, на уровне инженерно-физических и проектных решений, вообще сократить в конструкции энергоблока количество систем

и узлов, отказ которых потенциально может привести к аварийной ситуации («то, чего нет, не может отказать»).

Может показаться, что рассмотренные принципы совершенствования технических СБ АЭС противоречат друг другу. В действительности это не так — совершенствование технических СБ АЭС достигается не абсолютизацией какого-либо из них, а их оптимальным сочетанием, что и реализуется на практике.

В чём смысл многоуровневой системы барьеров?

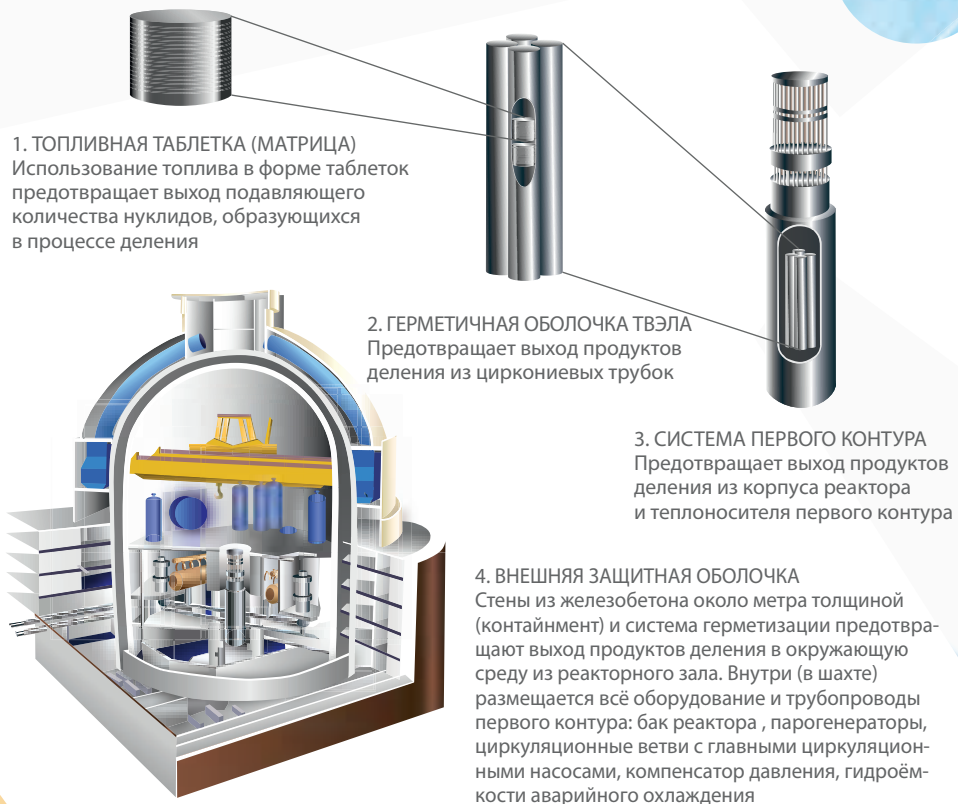
Барьером называется любой фактор (специальная конструкция или одно из функциональных свойств иных технических устройств АЭС), относящийся к числу защитных и локализирующих систем безопасности и препятствующий выходу радиоактивных веществ и материалов во внешнюю среду. Последовательное (многоуровневое)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

ров является важным элементом концепции «защиты в глубину».

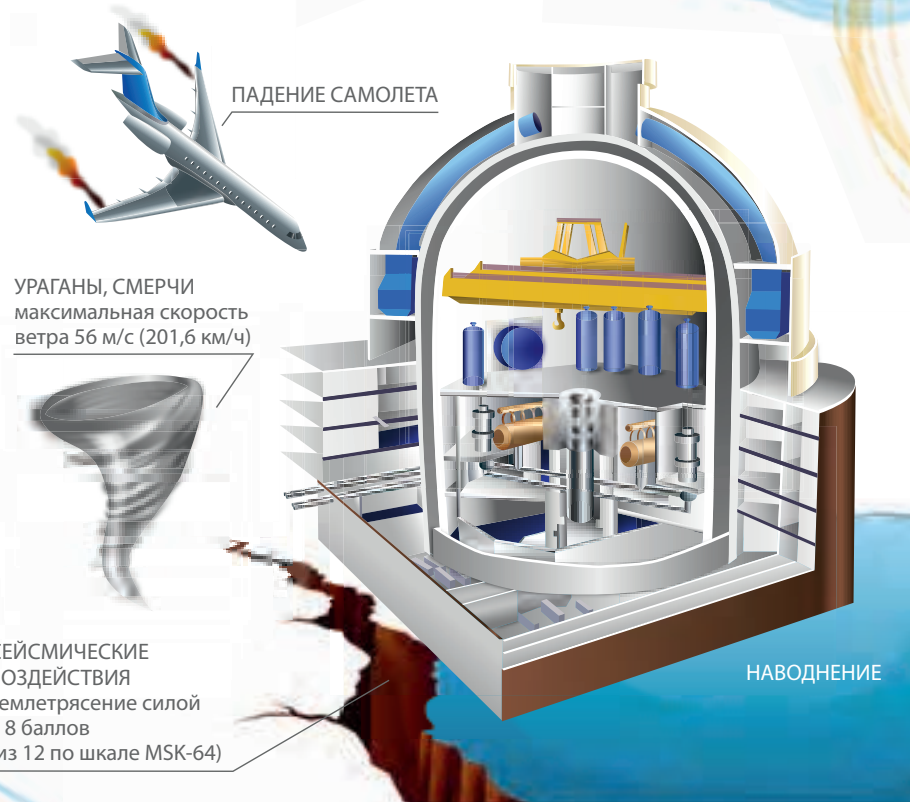
Например, на пути распространения радиоактивных веществ и материалов, содержащихся в ядерном топливе, на АЭС с реактором ВВЭР-1000 существуют четыре уровня барьеров: топливная таблетка, металлическая оболочка тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ),

30
вопрос

Защитные барьеры АЭС



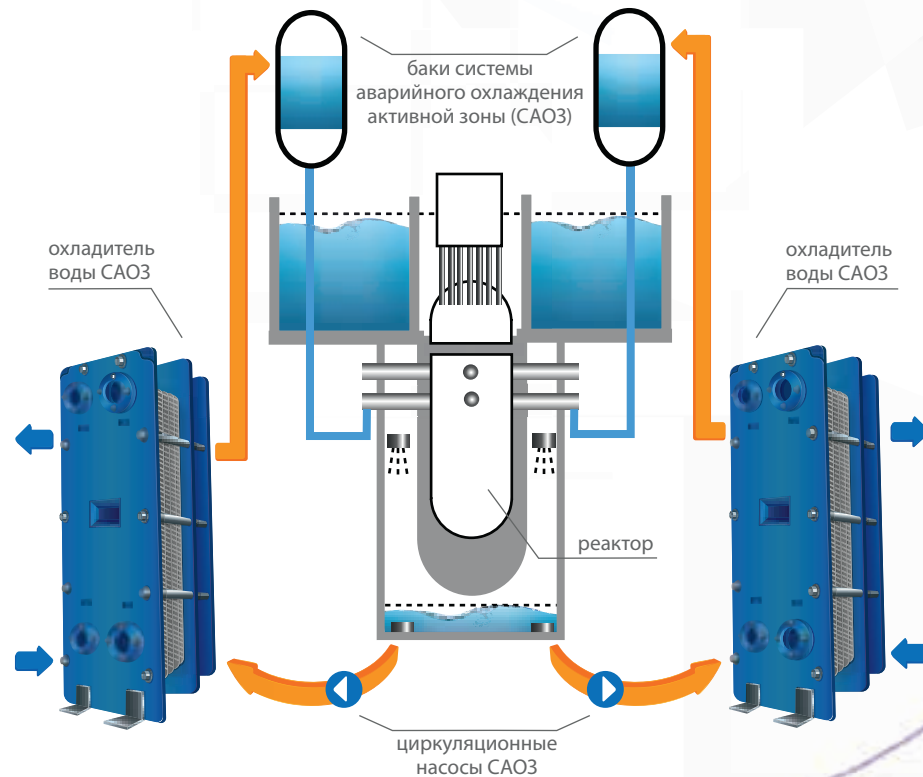
Защита АЭС от внешних факторов



прочный корпус реактора с трубопроводами первого контура и бетонная герметичная оболочка (контейнмент), укрывающая все радиационно-опасное оборудование первого контура: реактор, парогенераторы, трубопроводы

и т. д. Современная конструкция контейнмента позволяет выдерживать практически все виды внешних воздействий: землетрясения, смерчи, ураганы, пыльные бури, воздушные ударные волны и даже падение самолета.

Система аварийного охлаждения активной зоны (САОР)



31
вопрос

Что такое САОР, как она работает? Какова вероятность её отказа?

Система аварийного охлаждения реактора предназначена для предотвращения развития тяжёлой аварии (расплавления активной зоны) при потере теплоносителя, когда остаточное тепловыделение в облучённом ядерном топливе становится причиной резкого увеличения 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 её конструкции. Для этого предусмотрены дублирующие компоненты, оборудование и даже целые подсистемы, которые автоматически берут на себя функции отключившейся части системы.

МИРОВАЯ И РОССИЙСКАЯ АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

32
вопрос

Что представляет собой мировая атомная энергетика? Каковы основные показатели её деятельности?

По данным МАГАТЭ, по состоянию на 2018 г., в 30 странах мира работает 448 энергоблоков общей установленной мощностью около 391,7 ГВт. В стадии сооружения в мире по состоянию на 2018 год находится 57 энергоблоков, из них 19 в Китае.

Мировая доля ядерной генерации к 2017 г. составляла приблизительно 11%. Больше всего эксплуатируемых ныне энергоблоков в США (99, национальная доля ядерной генерации – 19,5%). Далее идут Фран-

ция (58, 72,3%), КНР (38, 3,5%) и Россия (35, 18,3%).

Атомная энергетика, в том или ином объёме, существует на всех континентах Земли, кроме Австралии/Океании и Антарктиды.

А каковы основные статистические данные по современной российской атомной энергетике?

33
вопрос

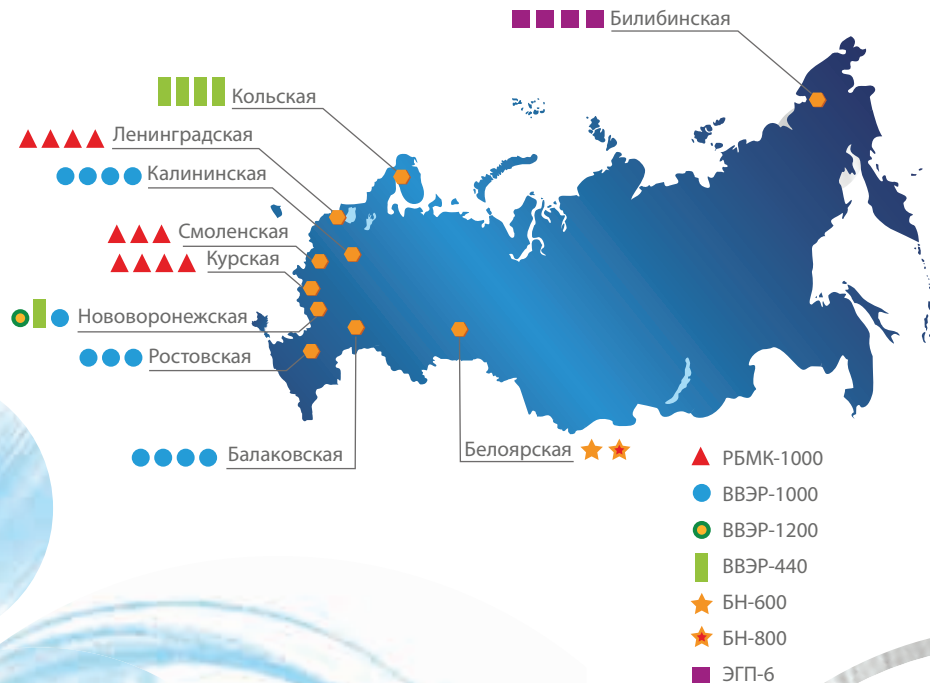
На 2018 год в России функционирует 10 АЭС, на которых находятся в эксплуатации 35 энергоблоков общей установленной электрической мощностью около 27 ГВт. Из них – 18 с двухконтурными водо-водяными реакторами ВВЭР (1 – ВВЭР-1200, 12 – ВВЭР-1000, 5 – ВВЭР-440) суммарной мощностью 15,4 ГВт, 55% от общей установленной мощности; 15 – с одноконтурными канальными водо-графитовыми (11 – РМБК-1000, 4 – ЭГП-6), 11,05 ГВт, 45%; 2 – с быстрыми реакторами с натриевым теплоносителем (1 – БН-600, 1 – БН-800), 1,4 ГВт, 5%.

Доля ядерной генерации по России в целом составляет 18,3%. При этом её региональная величина в ряде регионов России существенно выше указанного среднего значения. Например, в европейской части страны она составляет примерно 25%,

в её центре – 43%, в северо-западном регионе – 37%.

АЭС России за последние годы показывают устойчивый прирост выработки электроэнергии. К 2030 г. общий объём национальной ядерной генерации планируется нарастить до 229 млрд кВт*ч.

Действующие АЭС России



Каковы текущие планы дальнейшего развития российской атомной энергетики?

По словам генерального директора Госкорпорации «Росатом» А. Лихачёва, АЭС являются и останутся её первым и главным продуктом.

В августе 2016 г. в энергосистему России выдал первую электроэнергию энергоблок №1 Нововоронежской АЭС-2 — головной блок АЭС поколения «3+», при проектировании, постройке и эксплуатации которого учтены все «постфукусимские» требования безопасности.

В октябре того же года введён в промышленную эксплуатацию энергоблок №4 Белоярской АЭС с реактором на быстрых нейтронах БН-800. Это стало поистине знаковым событием. Атомная энергетика получила уникальный научно-технологический «полигон» по отработке новейших реакторных инженерно-физических решений — в частности, по

новым типам ядерного топлива (см. вопросы №№ 53 и 82).

К началу 2018 г. на территории России продолжается строительство 8 новых энергоблоков, ещё ряд проектов находятся на различных стадиях согласований и прохождения разрешительных процедур. Всего же перспективными планами Госкорпорации «Росатом» предусматривается сооружение в России к 2030 г. 19 новых энергоблоков. Значительная их часть будет возводиться в рамках концепции «замещающих мощностей», т. е. новые энергоблоки будут строиться при одновременном снятии с эксплуатации устаревающих. Кроме того, предусмотрено снятие с эксплуатации 9 действующих энергоблоков.

Среди перспективных проектов следует отметить сооружение новейших энергоблоков проекта ВВЭР-ТОИ электрической мощностью

1200 МВт поколения «3+». Они спроектированы под использование инновационного ядерного топлива, позволяющего увеличить длительность его облучения без перегрузки до 18 месяцев, а также реализовать маневренный режим мощности реактора. Работы по этому топливу находятся в числе приори-

тетных для Топливной компании «ТВЭЛ». Его применение существенно улучшает экономические показатели ядерной энергетики и повышает экспортный потенциал отечественной атомной отрасли. Головные блоки ВВЭР-ТОИ будут сооружены на Курской АЭС-2 и Смоленской АЭС-2.



Проект Нововоронежской АЭС-2

А включают ли эти планы развитие в России атомной энергетики с реакторами на быстрых нейтронах?

Да, разумеется, включают — и они учитывают необходимость укрепления отечественного лидерства в этой перспективнейшей области атомной техники и энергетики.

Одно из направлений этих работ предполагает дальнейшее расширение «линейки» энергоблоков с натриевым теплоносителем. Уже разработан соответствующий технический проект реактора БН-1200 для Белоярской АЭС, рассматриваемый в качестве референтного для последующего серийного коммерческого использования.

В качестве другого их направления предусмотрена поэтапная реализация приоритетного для Госкорпорации «Росатом» проекта «Прорыв», основанного на использовании нового типа энергоблока — быстрого реактора со

свинцовым теплоносителем (БРЕСТ). Сооружение опытно-демонстрационной версии такого реактора (БРЕСТ-ОД-300) электрической мощностью 300 МВт сейчас проводится на площадке Сибирского химического комбината (г. Северск), его физический пуск запланирован на 2020 г. По результатам эксплуатации БРЕСТ-ОД-300 может быть принято решение о сооружении энергоблока с гораздо более мощным быстрым реактором такого типа — БРЕСТ-1200. Проработки его конструкции интенсивно ведутся.

Быстрые реакторы с металлическим теплоносителем обладают повышенным уровнем эксплуатационной безопасности. В частности, вследствие высокой температуры кипения теплоносителя (для натрия и

свинца — 883° С и 1750° С, соответственно) на них исключены аварии фукусимского типа — с выкипанием, вследствие остаточного тепловыделения ядерного топлива, водного теплоносителя при потере теплоотвода, что привело к обнажению топливных стержней с их быстрым последующим расплавлением и стремительным развитием аварии по самому негативному сценарию.

В настоящее время по объёмам удельных капитальных вложений энергоблоки с быстрыми реакторами при их сооружении несколько (примерно на 15%) превосходят тепловые — во многом из-за пока ещё малого количества («штучности») и, как следствие, недостаточ-

ного развития соответствующих промышленных и обеспечивающих технологий. Однако, во-первых, при организации необходимых серийных производств такое положение дел, несомненно, изменится.

И, во-вторых, очень важно отметить, что развитие технологий быстрых реакторов имеет, помимо чисто энергетических целей, исключительное значение для реализации фундаментальной концепции «замыкания ядерного топливного цикла», которая станет одной из базовых основ энергетики будущего (подробнее см. в разделе «Ядерный топливный цикл»).

Объединены ли АЭС России какой-либо организационной структурой?

Да, конечно. Это — АО «Концерн Росэнергоатом», одновременно являющийся генерирующей компанией и эксплуатирующей организацией. Он является структурным подразделением Госкорпорации «Росатом» (её электроэнергетическим дивизионом) и организационно объединяет все 10 действующих АЭС России, имеющих статус его филиалов, а также дирекции строящихся АЭС и предприятия, оказывающие услуги по эксплуатации, ремонту и научно-технической поддержке. «Концерн Росэнергоатом» несёт также всю полноту ответственности за обеспечение ядерной и радиационной безопасности на всех этапах жизненного цикла АЭС.



РОСЭНЕРГОАТОМ
ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ДИВИЗИОН РОСАТОМА

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 отдельному человеку, предприятию или окружающей среде.

В России 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 был также принят Федеральный закон от 05.02.2007 № 13-ФЗ «Об особенностях управления и распоряжения имуществом и акциями организаций, осуществля-

ющих деятельность в области использования атомной энергии, и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».

Разумеется, «ядерное право» является неотъемлемой системной частью национальной 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».

Строились ли АЭС за рубежом по советским/российским проектам? Строятся ли сейчас?

На 2018 г. за рубежом по советским/российским проектам с помощью отечественных специалистов сооружён 31 энергоблок (без учёта энергоблоков, построенных в бывших республиках СССР, ныне независимых государствах). Из них в эксплуатации сейчас находятся 21. Остановлены, в основном по политиче-

ским мотивам, 6 сооружённых до распада Советского Союза энергоблоков типа ВВЭР-440 в Германии (на территории бывшей ГДР) и ещё 4 таких же — в Болгарии.

В настоящее время портфель заказов Госкорпорации «Росатом» составляет 34 энергоблока типа ВВЭР в 12 странах мира.



Тяньваньская АЭС
(КНР)



*АЭС «Куданкулам»
(Индия)*



*АЭС Бушер
(Иран)*

Портфель Госкорпорации «Росатом» на сооружение АЭС за рубежом составит 34 энергоблока в 12 странах.

По числу ЯЭБ, сооружаемых за рубежом, Госкорпорация «Росатом» уверенно занимает первое место в мире среди крупнейших игроков ядерного рынка. Этому способствуют общепризнанно передовой технический уровень российских атомно-энергетических проектов (в том числе по обеспечению безопасной эксплуатации), комплексный характер российских предложений (топливное обеспечение, обращение с облучённым топливом, подго-

товка кадров, сервисное обслуживание и др.), их коммерческая привлекательность и высокая деловая репутация предприятий Госкорпорации «Росатом» как исполнителей работ.

ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО: ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ

39
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, а шлаки и зола не могут гореть в принципе. В цепной же реакции деления, проходящей в ядерном реакторе, выгорает не весь расщепляющийся материал

(уран-235). Однако невыгоревший уран-235 после выгрузки из реактора облученного ядерного топлива (ОЯТ) и его переработки может быть снова (в отличие от золы и шлаков органического топлива) использован в качестве топлива. Наконец, при облучении урана-238 в ядерном топливе образуется новый делящийся материал — плутоний, который также можно использовать в этом качестве (см. раздел «Ядерно-топливный цикл»).

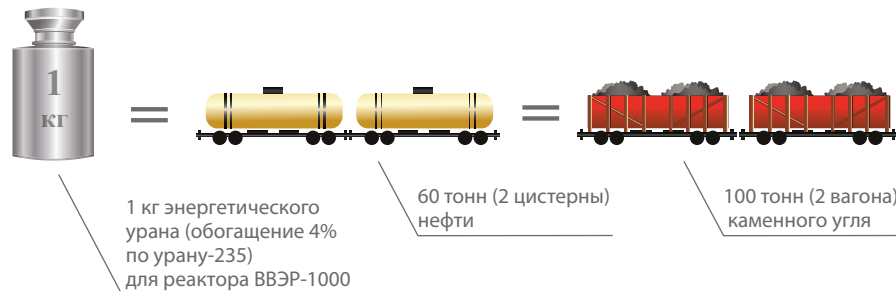
Какова энергоёмкость ядерного топлива в сравнении с органическим?

40
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.

Следствиями этого является существенно меньшая зависимость АЭС, по сравнению с ТЭС, от степени развитости транспортной инфраструктуры в районе её нахождения, а также многократно меньшая доля транспортной составляющей в цене киловатт-часа (см. вопрос №25).

Энергоемкость ядерного топлива



УРАН В ПРИРОДЕ И ЕГО ДОБЫЧА

41

вопрос

Чем обусловлена исключительная роль урана в качестве основы ядерного топлива?

Уран — единственный элемент таблицы Менделеева, один из встречающихся в природе изотопов которого — уран-235 — хорошо делится тепловыми нейтронами (что необходимо при создании технических условий для реализации управляемой цепной реакции деления в ядерных реакторах).

Как все изотопы элементов с атомным номером выше 83 (у урана — 92) уран-235 радиоактивен, однако благодаря огромному периоду полураспада (710 млн лет), некоторое его количество, пусть и небольшое (содержание урана-235

в естественном уране — 0,71%, остальное — уран-238, который цепную реакцию деления не поддерживает) сохранилось до нашего времени. Этим и обусловлена его указанная в заголовке вопроса роль.

Свойством поддерживать цепную реакцию деления обладают и некоторые другие ядерные материалы (уран-233 и плутоний-239).

Однако их в природе нет, они могут быть получены лишь искусственно (из природ-

ных тория-232 и урана-238, соответственно), с непременным использованием ядерных реакторов. Поэтому эти ядерные материалы принято называть вторичными, в отличие от

первичного урана-235, который в ядерной энергетике ничем не заменить.

Подробнее об этом в разделе «Ядерно-топливный цикл».

Сколько урана на Земле? Какие урановые руды считаются богатыми, какие — бедными? Правда ли, что уран можно получать и из морской воды?

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 10^{14} 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 дву-

42

вопрос

распределены в мире очень неравномерно — 90% их находятся лишь в 10 странах.

Разработка урановых месторождений ведётся в 28 странах, из них лишь в 19 развиты технологии целевого передела руды. Мировая добыча природного урана к 2016 г. составляет около 61 тыс. тонн, прогнозные оценки свидетельствуют о её увеличении к 2030 г. до 91 тыс. тонн. Следует иметь в виду, что значительная часть мировых потребностей в уране в настоящее время удовлетворяется из так называемых вторичных источников, напрямую не связанных с его добычей — около 15 тыс. тонн в год, и эта тенденция, вероятно, сохранится и в обозримое время.

Российские разведанные запасы урана на текущем уровне экономической рентабельности оцениваются примерно в 487 тыс. тонн. По современному годовому объёму добычи

урана (около 3 тыс. тонн) Россия занимает 6-е место в мире, уступая Казахстану, Канаде, Австралии, Нигеру и ЮАР. С учётом значительных складских запасов урана в России, такие объёмы добычи в полной мере удовлетворяют текущие и перспективные потребности атомной отрасли, и их увеличение сейчас экономически нецелесообразно.

В настоящее время наиболее масштабная промышленная добыча урана в России (свыше 90% от общего объёма) ведётся на «Приаргунском производственном горно-химическом объединении» (ППГХО, г. Краснокаменск Читинской обл.). В опытно-промышленной эксплуатации находятся также горнодобывающие предприятия «Хиагда» (с. Романовка, Баунтовский район Бурятии) и «Далур» на Далматовском месторождении в Курганской области.

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 прошлого века.

Выбор метода определяется, исходя из конкретных особенностей разрабатываемого месторождения. Открытый метод может приме-

няться 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, в частности, добывается уран на



Добыча урана
открытым методом

44
вопрос

основном российском урановом месторождении — Стрельцовском рудном поле Приаргунского производственного горно-химического объединения.

Метод подземного выщелачивания основан на заполнении рудных пород растворами урана 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 отходов и выделений радона при добыче. Этот метод считается наиболее экологически чистым.

Именно он применяется на новых российских урановых месторождениях — «Далур» и «Хиагда»).

При обустройстве и эксплуатации любого уранового месторождения разрабатывается и реализуется система мер по обеспечению безопасности. Она учитывает способ добычи, 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.

зации (включая, разумеется, и Госкорпорацию «Росатом»).

Наиболее многообещающими для промышленного освоения, в случае необходимости, являются Эльконский и Витимский рудные районы (Республика Саха, Якутия). Определенными среднесрочными перспективами обладают также Онежский и Западно-Сибирский

(северо-восточнее г. Новосибирска) районы, а также Зейско-Бурейская, Хапкойская (юг Приморского края), Охотская, Юндомо-Майская (север Магаданской обл.) и Чукотская рудные площади. Однако в настоящее время добыча урана на указанных месторождениях признана слишком дорогостоящей.

46
вопрос

Какие организации входят в уранодобывающую отрасль России

Это — Урановый холдинг АО «Атомредметзолото» (АРМЗ), управляющая компания Горнорудного дивизиона Госкорпорации «Росатом». В его структуру на правах акционерных обществ входят, в частности, и основные российские уранодобывающие предприятия — ППГ-ХО, «Хиагда» и «Далур».

Разумеется, экономические и производственные аспекты работы АРМЗ не позволяют сужать рамки своей деятельности исключи-

тельно ураном — важными её приоритетами являются и иные направления горнодобычи. Во-первых, речь идёт о целевой разработке руд редких, редкоземельных и цветных металлов — как, например, на Павловском месторождении полиметаллов на о. Новая Земля. Во-вторых, АРМЗ активно расширяет так называемые попутные сырьевые направления при добыче урана. Так, на предприятии «Далур» развивается производство полиме-

45
вопрос

Ведется ли в России поиск новых месторождений урана?

После распада СССР в России осталось лишь около четверти разрабатываемых и разведанных в нём запасов урана. Поэтому поиск новых урановых месторождений входит в число

главных приоритетов атомной отрасли страны. Этой работой активно занимается Министерство природных ресурсов России, а также и другие органи-

таллических концентратов, на ППГХО добывается уголь.

Следует также отметить, что у Госкорпорации «Росатом» имеются значительные уранодобывающие активы за рубежом. Они объединяются дочерней компанией Госкорпорации – Международным горнорудным дивизионом

«Uranium One», 100% акций которого принадлежит Росатому. «Uranium One» занимает 4-е место на корпоративном мировом рынке по добыче урана (4,9 тыс. тонн в 2016 г.) и разрабатывает месторождения в Казахстане, США и Танзании.

ОТ РУДЫ К ЯДЕРНОМУ ТОПЛИВУ

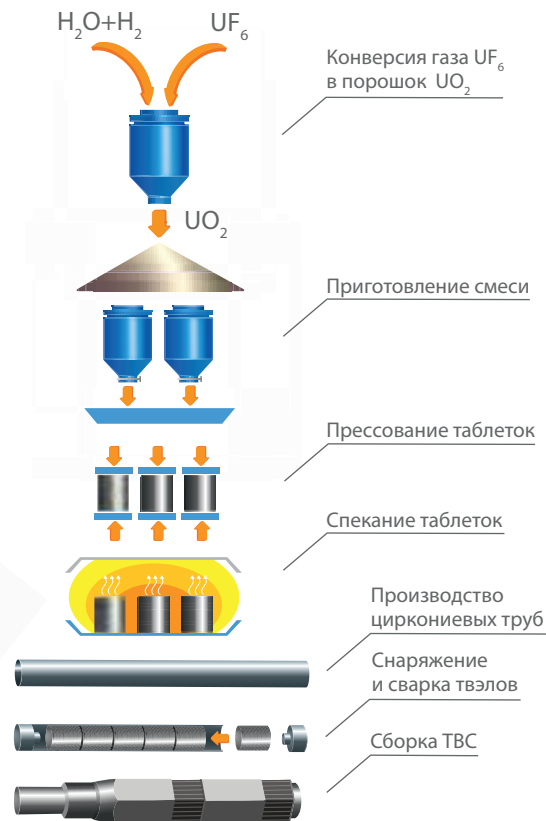
47
вопрос

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

Первая стадия переработки урановой руды – концентрирование. 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 примесей). Её продукт – чистые оксиды урана, которые направляются на конверсию (фторирование). Полученный газ – гексафторид урана (UF_6), – транспортируется в специальных контейнерах

Технологическая схема производства ядерного топлива



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 производ-

ства 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.

делительный комплекс, а также производство газовых центрифуг и оборудования к ним. На обогатительных комбинатах входящих в состав Топливной компании ТВЭЛ производится обогащение урана, который реализуется на мировой рынок компанией «Техснабэкспорт». На мировом рынке обогащения урана Росатом занимает 1 место.

По объёму фабрикации ядерного топлива компания «ТВЭЛ» в настоящее время занимает 3-е место в мире (17%), уступая лишь Westinghouse (33%) и Areva (28%). Другими словами, на российском топливе работает каждый шестой энергетический реактор в мире, включая все энергоблоки в России и

блоки отечественного дизайна за рубежом, а также все российские транспортные и исследовательские реакторы.



48
вопрос

Как организационно объединён отечественный производственно-технологический комплекс по производству ядерного топлива?

Он находится под управлением созданной в 1996 г. Топливной компании «ТВЭЛ» — топливного дивизиона Госкорпорации «Росатом». Основной деятельностью компании ТВЭЛ является разработка, производство и реализация (включая экспорт)

ядерного топлива, обогащение урана, а также производство сопутствующей ядерной и неядерной продукции. В настоящее время в состав Топливной компании «ТВЭЛ» входят предприятия и активы по фабрикации топлива, конверсионно-раз-

Как и где обогащается уран? В чём 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 и БН-800 — до 27%.

49
вопрос

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, после чего относительное содержание урана-235 в оставшейся смеси возрастает. Так как химические свойства изотопов урана одинаковы, в основе методов обогащения лежат физические процессы, в ходе которых атомы или молекулы различных масс ведут себя по-разному.

В настоящее время наиболее прогрессивным методом такого рода является газовая разделительная центрифуга. Её основой является очень быстро вращающийся полый рабочий цилиндр (ротор) – линейная скорость точки на его образующей достигает 600 м/с и более. При этом достигается очень высокий перепад давления заполняющего центрифугу газа вдоль радиуса ротора, и у его оси образуется зона разрежения с увеличенной относительной концентрацией более лёгкой фракции. Кроме этого, внутри ротора



Каскад газовых центрифуг на Электрохимическом заводе

Принцип работы разделительной газовой центрифуги



внешним источником тепла создаётся перепад температуры вдоль его оси, чем достигается противоточная вертикальная циркуляция рабочего (питательного) газа. При таких условиях максимальное различие в концентрации лёгкой и тяжёлой фракций устанавливается у торцов ротора.

Газ подаётся в центральную часть центрифуги через питающий трубопровод, расположенный по оси ротора. В его качестве при обогащении урана используется гексафторид урана (UF_6) — единственное соединение урана, существующее в газообразном состоянии и получаемое в ходе химико-технологического процесса переработки уранового концентрата — конверсии урана. Отбор продукта (газовой фракции, обогащённой по урану-235) и отвала (обеднённой фракции) осуществляется через специальные патрубки.

На каждом из современных промышленных обогатительных комбинатов одновременно работают десятки и сотни тысяч центрифуг. Их объединяют в ступени (параллельно, для увеличения производительности) и каскады

(последовательно, для увеличения степени обогащения).

В России в настоящее время действуют четыре обогатительных комбината: Уральский электрохимический 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» Госкорпорации «Росатом», используют отечественное оборудование и объединяют, в общей сложности, около 36% мировых обогатительных мощностей.

По уровню технического совершенства и эксплуатационным показателям российские центрифужные производства не имеют равных в мире. Так, срок непрерывной работы отечественной центрифуги Топливной компании «ТВЭЛ» достигает 30 лет при вероятности отказа не выше 0,1% в год.

Что представляет собой топливо для реакторов АЭС?

Конструктивной основой ядерного топлива современных энергетических реакторов является тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ) — герметичная металлическая трубка, в которой размещается делящийся, или расщепляющийся материал (чаще всего — спеченный диоксид урана) в виде цилиндрических таблеток. ТВЭЛы конструкционно объединяются в тепловыде-

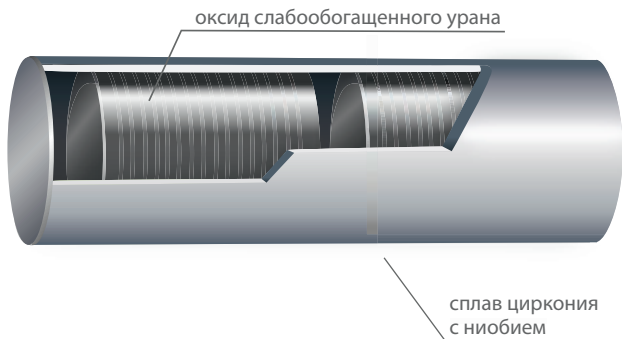
ляющие сборки (ТВС). Для придания жесткости конструкции и проведения операций по загрузке и замене топлива ТВС снабжена дополнительными элементами (дистанцирующие решетки, хвостовик, головка). Масса каждой ТВС основного российского энергетического реактора ВВЭР-1000 составляет около 760 кг.



Топливные таблетки

Конструкция и размеры ТВЭЛов для реакторов разных типов различаются. Например, ТВЭЛы для ВВЭР-1000 имеют длину более 3,5 м при диаметре 9,1 мм. Их оболочка выполнена из циркалоя

Устройство ТВЭЛа



Общий вид ТВС

(цирконий-ниобиевого сплава), а расщепляющийся материал представляет собой таблетки спеченного диоксида урана с обогащением 1,6–5% и массой урана около 1,6 кг на 1 твэл. Штатное количество твэлов в одной ТВС для этого типа реактора – 312.

Общая загрузка активной зоны для реактора ВВЭР-1000 составляет 163 ТВС (примерно

80 тонн топливного диоксида урана). Необходимым свойством ТВС является их унификация для данного типа реактора, т. е. возможность их загрузки в активную зону, планового перемещения по её объёму, удаления оттуда по мере выгорания и замены на свежее топливо без изменения конструктивных параметров активной зоны.

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: жёсткое соответствие твэлов и ТВС заданным прочностным, весовым и геометрическим характеристикам; герметичность оболочек твэлов, исключающая выход за пределы их внутреннего объёма 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 тяжёлых криптона и ксенона – в ходе деления ядер урана-235; устойчивость оболочек твэлов по отношению к высокотемпературной коррозии в агрессивной среде.

51
вопрос

Гарантией выполнения этих (и многих других) требований является безусловное соблюдение норм, стандартов и правил, действующих на всех стадиях производства топлива, а также постоянный контроль со стороны надзор-

ных и регулирующих организаций – в первую очередь Ростехнадзора. Помимо этого, при поставках ядерного топлива за рубеж (см. вопрос №56) обязательно также выполнение норм и стандартов, действующих в стране-импортёре.

53
вопрос

Какие новые виды ядерного топлива разрабатываются Топливной компанией «ТВЭЛ» в настоящее время?

Таких разработок очень много. Из них можно отметить:

- разработка топлива для ПАТЭС «Академик Ломоносов» (см. вопрос №96), отвечающего требованиям МАГАТЭ по нераспространению ядерного оружия и использующее, в соответствие с ними, уран с обогащением по урану-235 не выше 20%;
- обоснование и подготовка к массовому выпуску топлива для реакторов ВВЭР-ТОИ (см. вопрос 34), обеспечивающего возможность работы в более жёстких, по сравнению с прошлыми модификациями топлива для реакторов ВВЭР-1000, условиях (давление, температура и т.д.), а также работы в гибких топливных циклах с возможностью суточного маневрирования в диапазоне 100-75-100% номинальной мощности;

- продолжение работ по созданию топлива западного дизайна «ТВС- КВАДРАТ» для реакторов PWR 17x17 (см. вопрос № 56);
- продолжение экспериментальных исследований и анализ опытной эксплуатации смешанного топлива по технологиям РЕМИКС, МОКС, ЧНУП (см. вопросы №№ 82 и 83).
- разработка новых типов топлива (так называемого «толерантного») для водо-водяных реакторов, обладающих повышенной устойчивостью при возникновении аварии типа фукусимской: перегрев твэлов при выкипании теплоносителя с последующим взрывным протеканием реакции водяных паров с основным конструкционным материалом твэлов – цирконием («паро-циркониевая реакция»). В силу распространённости в мире таких реакторов эти работы становятся всё более и более актуальными. Они ведутся по следующим основным на-

52
вопрос

Какие материалы, кроме урана, используются при серийном производстве твэлов?

Во-первых, это конструкционные материалы, используемые для изготовления оболочек твэлов. Для реакторов ВВЭР и РМБК основой таких материалов являются сплавы на основе циркония (главным образом циркалой – 99% циркония и 1% ниобия). Оболочки твэлов для реакторов БН-600 и БН-800 выполняются из коррозионно-стойких сталей специального состава. А в производстве 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, например, выгорающие поглотители – примеси на основе материалов, интенсивно поглощающих нейтроны. Для этого используются оксиды редкоземельных материалов: в топливе для реакторов ВВЭР – гадолиния, РМБК – эрбия. Их добавление в топливо позволяет 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.

правлениям: покрытие циркониевых оболочек коррозионно-стойкими материалами, замена циркониевых оболочек стальными (при повышении обогащения топлива по урану-235), раз-

работка оболочек твэлов из карбида кремния (с учётом его хрупкости), создание новых видов топлива (например, микрокапсульного или нитридно-силицидного).

Насколько произведённое в России ядерное топливо соответствует международным стандартам качества?

55
вопрос

Управление качеством в структуре российского производителя ядерного топлива топливной компании Росатома «ТВЭЛ» строится на принципах, заложенных в международных стандартах ISO серии 9000, что отражено сертификатами соответствия систем менеджмента качества требованиям стандартов ISO 9001:2008, ISO 14001:2004 и других.

Наглядной иллюстрацией международного признания высокого качества продукции АО «ТВЭЛ» является объём экспортной выручки от её продаж, к 2016 г. превысивший

1,6 млрд долл., при этом портфель зарубежных заказов на 10 лет превысил 10 млрд долл.

Следует ещё раз отметить, что деятельность АО «ТВЭЛ» не ограничивается чисто производственными рамками фабрикация ядерного топлива. Наряду с предприятиями в её контур входят крупнейшие научно-исследовательские организации, разработки которых обеспечивают всемирно признанный передовой уровень её продукции — по технической новизне, экономическим показателям и степени безопасности.

54
вопрос

Взаимозаменяемы ли ТВС для различных типов реакторов?

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 (гексагональное) сечение, а почти все иностранные энергетические реакторы такого же типа (PWR) — квадратное.

Наиболее распространены на сегодняшний день реакторы PWR, где ТВС в квадратном сечении имеют по 289 ячеек (PWR 17x17), в большей части которых располагаются твэлы (264 ячейки), а остальные заняты направляющими каналами для регулирующих стержней. Другие типоразмеры ТВС реакторов PWR: 14x14, 15x15, 16x16 и 18x18.

Следует отметить, что 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.

Поставляет ли Топливная компания «ТВЭЛ» Госкорпорации «Росатом» на экспорт конструктивно оформленные ТВС западного дизайна?

Да, в 2016 г. был подписан первый коммерческий контракт на поставку перегрузок российского ядерного топлива дизайна «ТВС-КВАДРАТ» сечения 17x17 (см. вопрос № 54) для реакторов типа PWR на АЭС «Рингхальс» со шведской компанией Vattenfall. Поставки начнутся с 2021 г.

Этот контракт является итогом почти десятилетнего сотрудничества. В 2014 г. несколько российских топливных сборок «ТВС-КВАДРАТ» были по контракту поставлены для опытно-промышленной эксплуатации в реакторе PWR на третьем блоке АЭС «Рингхальс». Никаких замечаний по их работе не возникло, все требуемые эксплуатационные параметры были соблюдены. Это открыло дорогу к заклю-

чению основного контракта, взаимовыгодный характер которого отмечен в заявлениях как российских, так и шведских специалистов и официальных лиц.

В АО «ТВЭЛ» контракт с компанией Vattenfall рассматривают как важнейший шаг для расширения географии поставок и выхода на другие рынки ядерного топлива дизайна «ТВС-КВАДРАТ» для реакторов PWR.

Начата также работа по выходу российского топлива дизайна «ТВС-КВАДРАТ» на американский рынок. В 2016 г. был подписан первый контракт на опытно-промышленную эксплуатацию такого топлива с одним из операторов АЭС США, и это, по аналогии с Vattenfall, может стать важным шагом к упроч-

нию позиции Топливной компании «ТВЭЛ» на этом рынке. С этой же целью был сформирован стратегический альянс АО «ТВЭЛ» и американской инжиниринговой компании Global Nuclear Fuel-Americas (GNF-A). Его задачей, в

том числе, является содействие в решении вопросов лицензирования российского топлива в США, а также получение необходимых разрешений Комиссии по ядерному регулированию США на его использование.

ИОНИЗИРУЮЩИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ И ИХ ВОЗДЕЙСТВИЕ НА ЧЕЛОВЕКА

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 облучению вещества (включая и биологиче-

ское). Ионизирующими являются все излучения, сопровождающие радиоактивный распад и ядерные реакции: альфа-, бета-, гамма- и нейтронное излучение. Радиоволны всех ди-

апазонов 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.

1 Ки = $3,7 \times 10^{10}$ 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).

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

59
вопрос

Ещё супруги Кюри обнаружили, что удельная активность урановых руд (в пересчёте 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 образуют так называемые радиоактивные цепочки, или ряды, и находятся в состоянии радиационного равновесия (сколько ядер любого члена ряда в единицу времени образуется, столько же и распадёт-

ся). При этом активность любого члена ряда равна активности исходного материала (урана), а количество ядер обратно пропорционально 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 тяжёлый инертный газ – радон. Закачиваются оба ряда стабильными изотопами свинца.

58
вопрос

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

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

До сих пор часто применяется также внесистемная единица активности – кюри (Ки).

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 нём за относительно короткое время его хранения накопятся только короткоживущие 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 пересчёте 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, упадёт для топливного урана ещё 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.

Различия между человеческим организмом и любым другим веществом применительно к понятию поглощенной дозы отсутствуют. Поэтому в вопросах радиационной безопасности, когда речь идёт о мере риска возникновения негативных последствий облучения человека, вводится специальное понятие «эффективной дозы». Её 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.

1 Зв — достаточно большая доза излучения, в обычных условиях человек за всю жизнь получает примерно в пять раз меньше. Поэтому часто используются её 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 — рентген (Р). При воздействии на человека лишь внешнего 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 её 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 последствий. При нормировании биологического воздействия ионизирующих излучений базовой величиной является эффективная доза, получаемая за год (мЗв/год).

60
вопрос

Что такое доза излучения, в чем она измеряется?

Термин «доза излучения» неоднозначен. В радиационной физике и в ядерной медицине обычно используется понятие «поглощенная

доза». Её системная единица — грей (Гр). 1 Гр соответствует 1 джоулю энергии ионизирующего излучения, поглощённой в 1 кг вещества.

61
вопрос

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

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 происхождение, вовсе не следует, что он, при определённых условиях, менее опасен, нежели радионуклиды, получаемые искусственно. Например, одним из наиболее опасных как при

внешнем, так и (особенно!) при внутреннем облучении является радий-226 — естественный радионуклид, член природного радиоактивного ряда урана-238. Далее будет показано, что около половины фоновой эффективной дозы, получаемой человеком, обусловлено естественным радиационным воздействием радона — радиоактивного инертного газа, также члена ряда урана-238.

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

62
вопрос

Всё живое на Земле так или иначе находится под воздействием естественного радиационного фона. Его формируют ионизирующие излучения из недр планеты и космоса. Существует также и техногенная компонента фона, обусловленная технической деятельностью человека (табл. на с. 102)

С учётом сказанного, средняя (по Земле в целом) фоновая доза для каждого человека составляет около 2,4 мЗв в год.

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:	0,8	33	0,8	22,6
— долгоживущие естественные радионуклиды (кроме радона и продуктов его распада при вдыхании)	0,5	20,6	0,5	14,1
— космическое излучение	0,3	12,4	0,3	8,5
Радон и продукты его распада при вдыхании	1,2	50	1,5	42,3
Ионизирующие излучения в медицине	0,4	16	1,2	33,8
Космические лучи (при высотных авиаперелетах)	0,001	0,04	0,002	0,05
Прочее	0,016	0,54	0,025	0,68
Общепромышленные выбросы	0,011	0,38	0,02	0,54
Предприятия атомной энергетики и ЯТЦ	0,001	0,04	0,001	0,03
Всего	2,4	100	3,6	100

Нетрудно видеть, что различие средней годовой дозы для жителей развивающихся и промышленных стран вызвано в основном использованием ионизирующих излучений в медицине. При этом различия природных и социальных условий жизни россиян могут обусловить принадлежность той или иной груп-

пы населения России по получаемой годовой дозе как к «индустриальной», так и к «слаборазвитой» категориям.

Обращает на себя внимание чрезвычайно малый вклад, вносимый в годовую фоновую дозу в обеих категориях предприятиями атомной энергетики и ЯТЦ.

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 самолёте 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 долго-

63
вопрос

живущих 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, Бразилии, и в Иране.

64
вопрос

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

Значимые доказательства негативного влияния ионизирующего излучения на уровне радиационного фона (и даже несколько выше) отсутствуют. Напротив, существует немало данных, свидетельствующих о наличии так называемого 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 дол-

гожителей в высокогорных районах Кавказа. Существуют и другие данные такого рода. В то же время следует определённо 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 определённых пределов у человека ещё не возникает негативных эффектов, специфических именно для воздействия ионизирующего излучения (лучевой болезни). Однако вероятность возникновения некоторых «фоновых» (встречающихся в природе безотносительно к воздействию радиации) заболеваний, при этом и очень тяжёлых (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 «фоновыми» 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 predetermined).

Наконец, при «разовых» (полученных за короткое время) дозах несколько менее 1 Зв и выше детерминистские эффекты доминируют, и зависимость «доза – эффект» линейна с очень хорошей точностью. В этих случаях речь идёт 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% (так называемый «ЛД-50»), при 10 Зв и выше прогноз обычно безнадежен (смертность 100%).

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

65
вопрос

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.

Имеет ли смысл хождение на рынок или в магазин с бытовым дозиметром?

Во всяком случае, качества покупаемых продуктов это не снизит, а на рынке за счет возможного испуга продавца можно даже попытаться сбить цену. Другое дело, что, вопреки распространённым слухам, продукты с радиоактивным загрязнением, уровень которого превышает порог достоверной регистрации бытовыми приборами, лежат отнюдь не на каждом прилавке. Санитарный контроль все-таки существует даже на

рынках и тем более в магазинах, а радиационный контроль является обязательной его частью.

Что же до возможности прямого контроля концентраций радионуклидов, сопоставимых с установленными по НРБ-99/2009 пределами их годового поступления в организм, то речь идет о столь низких уровнях, что бытовые дозиметры оказываются совершенно бесполезными (см. вопрос №75).

66
вопрос

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

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

Йодная профилактика, или йодная блокада, действительно может применяться при тяжелых реакторных авариях с разрушением активной зоны. В этом случае одной из главных опасностей становится внутреннее облучение за счет избирательного поглощения в щитовидной железе человека одного из радиоактивных продуктов деления урана (изотопа йода-131), накапливаемого в облучаемом ядерном топливе. Именно так было в Чернобыле, когда в течение первого месяца после аварии именно йод-131 (период полураспада 8,03 дня) определял радиационную обстановку в регионах, подвергшихся радиоактив-

ному 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 «досыта», после чего другой йод, радиоактивный в том числе, его 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.

В принципе, оправдано было использование йодной блокады и при аварии на АЭС «Фукусима-1» в непосредственной близости от аварийных объектов, хотя там, по ряду

причин, радиационные риски от воздействия йода-131 был многократно меньше, чем в Чернобыле. Но в обоих случаях речь идёт о тяжелейших за всё время существования мировой атомной энергетики реакторных авариях с разрушением активной зоны и выходом значительных количеств йода-131 во внешнюю среду! А вот для «профилактики просто так» этого делать точно не стоит!

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

Оперативно осуществлённый посредством хорошо организованных и умело управляемых слухов и сплетен «залповый информационный вброс» чудовищных нелепиц о «тяжёлой аварии на АЭС» и «страшной угрозе жизни людям во всем Приволжском регионе», при запоздалой и непозволительно вялой реакции на происходящее со стороны официальных инстанций привёл к тому, чего организаторы

этой кампании, собственно, и добивались — 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 «включён в рацион» — иногда в количествах, явно не безвредных для здоровья, поскольку при внутреннем употреблении он ядовит. Не обошлось и без отравлений — хорошо, что в лёгких формах.

К сожалению, история повторилась, лишь с незначительными вариациями, и в российских дальневосточных регионах в дни фукусимских событий, хотя и в этом случае йодная угроза отсутствовала вовсе. Только там были отмечены случаи и «наружного использования» йода из аптек — люди обмазывались им, походя при этом на индейцев с тропы войны...

Главные выводы из этих историй, разумеется, гораздо шире локального вопроса «пить

или не пить йод» — и они следующие. Во-первых, паника — наихудший советчик, решения, продиктованные ей, почти всегда ошибочны. И, во-вторых, перед нами — прекрасный пример того, что получается, когда нарушен единственно возможный принцип существования человека в современном технологическом обществе — доверять профессионалам. Такими, применительно к атомной энергетике, являются сотрудники служб по связям с об-

щественностью, существующих на всех современных АЭС России (к слову сказать, работа этих служб со времени «балаковской истории» существенно улучшилась). И самое плохое — доверять тем из непрофессионалов, главной целью деятельности которых является борьба с ядерными технологиями, людям, для которых единственно приемлемой формой атомной энергетике является её отсутствие в стране и в мире.

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ И РАДИАЦИОННОЕ НОРМИРОВАНИЕ

Какие принципы положены в основу формирования предельно-допустимых уровней радиационного воздействия для сотрудников атомной промышленности и энергетике 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 ио-

низирующего излучения и не устанавливаются — для естественной компоненты;

- в их основе лежат общественно-приемлемые значения рисков;
- эти значения для населения в целом и для сотрудников атомной промышленности

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

чени... 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).

68
вопрос

Правда ли, что кагор (красное вино) защищает от радиации? А что ещё, кроме кагора?

69
вопрос

и энергетики различны, при этом несколько более высокие риски для последних должны

компенсироваться дополнительными имущественными и социальными преимуществами.

и принимаются решения по нормативному ограничению негативных факторов техногенного воздействия (в том числе и радиационных). При этом, разумеется, учитываются не только медико-гигиенические соображения, но и экономические, социальные и иные об-

стоятельства. В корректном совместном учёте всех этих факторов и принятием по его результатам разумных, адекватных решений состоит одна из важнейших задач цивилизованного общества — оптимизация технологических рисков.

70
вопрос

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

Риск — это нормированная каким-либо образом вероятность наступления некоторых негативных событий. Здесь нами рассматриваются так называемые смертельные риски — вероятность наступления смерти за год от причин, отличных от естественного старения, при воздействии некоторого фактора 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 называются бытовыми, или безусловно допустимыми.

Во-вторых, существует верхний граничный уровень, при превышении которого, если рассматриваемый риск обусловлен реализацией некоторой технологии, эта технология должна быть отвергнута, невзирая ни на какие потенциально заманчивые перспективы. На практике этот уровень соответствует величине 10^{-2} (один смертельный случай в год на сто людей), и риски выше этой величины называются неприемлемыми.

Эти граничные уровни (нижний и верхний) определяют практически значимый интервал (область регулируемых рисков). В нём

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 5×10^{-3} . Это означает, что из 1000 заядлых курильщиков вследствие именно курения в год преждевременно умирают пять. Риск смерти от ДТП для гражданина России — около 3×10^{-4} . Это значит, что в год, по статистике МВД, на до-

рогах гибнет приблизительно три человека на 10 000 населения.

Статистическими являются и многие профессиональные риски. Например, для работников легкой промышленности он низок (примерно $1,5 \times 10^{-5}$), для монтажников, шахтёров и работников химической промышленности очень высок (до 1×10^{-2} , на грани недопустимого).

Говоря о статистических смертельных рисках, следует иметь в виду два важных обстоятельства. Во-первых, их величины, как

71
вопрос

правило, являются итоговыми по результатам усреднения статистических данных за длительные сроки (годы, иногда — десятки лет), поэтому соответствующие значения не подвержены значительным временным колебаниям.

Во-вторых, эти величины существенно зависят от степени совершенства и адекватности методов накопления и оценки самих статистических данных. Например, низкая статистическая смертность от рака в ряде стран третьего мира часто обусловлена не редкостью онкологических заболеваний, а несовершенством национальных онкологических регистров — вплоть до их практического отсутствия.

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 (преступ-

ность, 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 её получение в принципе невозможно — например, если речь идет об оценке значимости каждого из множества действующих одновременно факторов потенциальной угрозы, заведомо сравнимых по масштабу воздействия. Например, 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 для населения в целом относятся именно к этой категории.

Наконец, различают индивидуальные и коллективные риски. Они отражают не только характер источника риска, но и количество людей, потенциально подвергающихся его воздействию. Ясно, например, что масштабная природная катастрофа или крупная техногенная авария (как следствие такой катастрофы либо независимо от неё) будут иметь совершенно различные медико-гигиенические, эко-

номические и социальные последствия, произойди они в густонаселенной местности или в регионе с ничтожной плотностью населения. Корректный учёт коллективных рисков является обязательной частью планов комплексного развития территорий и оценки существа и объёмов соответствующих ответных и превентивных мер реагирования.

Какими льготами пользуются сотрудники АЭС и других предприятий атомной отрасли?

В зависимости от условий выполняемой работы — это:

- надбавка (до 24%) к должностному окладу;
- бесплатное профилактическое питание или молоко;
- сокращённый рабочий день и дополнительные дни отпуска;
- обязательный бесплатный ежегодный

медосмотр и при необходимости, бесплатная диспансеризация и лечение;

— сниженный возраст выхода на пенсию (45 лет для женщин и 50 лет для мужчин, вместо 55 и 60, соответственно, на общих основаниях).

Необходимо особо отметить, что перечисленные льготы установлены законодательно, определяются лишь по факту трудовой

72
вопрос

деятельности сотрудника в определённых производственных условиях как такового и не зависят от дополнительных обстоятельств (финансово-экономическое положение пред-

приятия, результаты внутренних аттестаций сотрудника и т. д.). Отказ от их исполнения со стороны администрации преследуется по закону.

Каковы основные принципы обеспечения радиационной безопасности?

74
вопрос

73
вопрос

Как соотносятся риски при различных способах получения энергии?

В 2004 году группой независимых экспертов по поручению Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) выполнены оценки величин относительных коллективных рисков при реализации различных способов производства энергии. При принятии общего

(обусловленного 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.

При нормальных условиях эксплуатации — это:

— нормирование — не превышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующих излучений;

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

— оптимизация — поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учётом 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 её последствий должны принести больше пользы, чем вреда.

75
вопрос

Есть ли в России единая нормативная система, лежащая в основе правил работы с источниками ионизирующих излучений и в условиях их воздействия?

Да, разумеется. В её основе лежат два основополагающих документа (нормативно-правовых акта): «Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009» (действует с 1 сентября 2009 г.) и «Основные санитарные правила по обеспечению радиационной безопасности ОСПОРБ-99/2010» (действует с 26 апреля 2010 г.).

Оба документа относятся к категории «Санитарные правила и нормы» (СанПин 2.6.1.2523-09 и СанПин 2.6.1.2612-10, соответственно). Они введены в действие Постановлением Главного санитарного врача России и основаны на двух федеральных законах: «О радиационной безопасности населения» от 09 января 1996 г.

№ 3-ФЗ и «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» от 30 марта 1999 г. № 52-ФЗ (указаны первые по времени редакции законов). При их разработке учтены рекомендации Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ) – авторитетной профильной международной организацией, действующей под эгидой ООН.

Соблюдение этих правил является обязательным для граждан, индивидуальных предпринимателей и юридических лиц. За их нарушение устанавливается дисциплинарная, административная и уголовная ответственность в соответствии с действующим российским законодательством.

Нормативные требования, устанавливаемые упомянутыми документами, являются одними из наиболее жёстких в мире. Значения определяемых ими предельно-допустимых годовых эффективных доз и сопутствующих им радиационных рисков находятся на уровне европейских и японских нормативов и существенно (примерно в 2,5 раза) ниже величин, принятых в США и Китае.

Очень важно подчеркнуть: базовая концепция предельно-допустимых нормативов

радиационного воздействия, заложенная в НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010, заключается вовсе не в том, что их превышение непременно приводит к возникновению негативных последствий для жизни и здоровья людей (как это, к сожалению, часто представляется в средствах массовой информации). Он в том, что соблюдение этих нормативов (пусть ценой огромных, часто объективно неоправданных затрат) с громадным, многократным запасом исключает такие последствия. Это далеко не одно и то же!

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

Ионизирующие излучения, в контексте такого воздействия, имеют две составляющие: естественную (принципиально неустранимую и не подлежащую нормированию вообще) –

0,8 мЗв/год (см. вопрос № 62) и техногенную (нормируемую). В таких случаях в качестве первоначального значения предельно-допустимого норматива для населения для техно-

76
вопрос

генной компоненты обычно выбирается величина порядка значимости естественной, в данном случае — 1 мЗв/год.

На следующем этапе оценивается соответствующий этой величине уровень индивидуального риска. Предполагается, что любая, сколь угодно малая, доза вызывает некоторое увеличение степени риска.

Такое предположение (так называемая «линейная беспороговая гипотеза» — ЛБГ) экспериментального подтверждения не имеет. Более того, имеются основания предполагать обратное — наличие так называемого «радиационного гермезиса», т. е. возможности благотворного влияния околофоновых доз ионизирующего излучения на организм человека. Примером такой возможности являются хорошо известные с давних пор целебные свойства радоновых ванн (см. вопрос №64).

Тем не менее, именно противоположная по смыслу ЛБГ стала методической основой современного радиационного нормирования. Поэтому все опирающиеся на ЛБГ оценки радиационных рисков заведомо «консервативны», т. е. они преувеличивают оценочные риски по отношению к реальным.

С опорой на ЛБГ и был оценен предел индивидуального риска для пожизненного техногенного облучения населения в целом, соответствующий годовой эффективной дозе 1 мЗв/год. Он оказался равным 5×10^{-5} , т. е. лежащим в нижней части области регулируемых рисков. С учётом «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 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, со-

ответствующего средней годовой дозе 20 мЗв/год, даёт величину 2×10^{-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 учётом нежелательности «пиковых» радиационных воздействий предельно-допустимая эффективная доза для населения в целом, по НРБ-99/2009, не должна превышать 1 мЗв/год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв/год. Соответствующая 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 определённых групп лиц из числа персонала (в частности, для женщин репродуктивного возраста) некоторые ограничения, вводимые НРБ-99/2009, уменьшают уровень профессионального риска

практически до принятого для населения в целом. Эти величины не включают дозы от природного и медицинского облучений.

Разумеется, НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 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.

Каковы уровни радиационного воздействия на персонал АЭС и предприятий атомной отрасли в России? Не подвергается ли при работе АЭС повышенному облучению население прилегающих территорий?

Дозы, получаемые сотрудниками атомной отрасли и энергетики, существенно меньше предельно допустимых.

Норматив по суммарной эффективной дозе (не более 100 мЗв за 5 последовательных лет) в 2016 г., как и в предыдущие годы, превышен не был — как и годовой предел эффективной техногенной дозы в 50 мЗв. Более половины персонала группы А в 2013–2016 гг. получили годовую техногенную дозу менее 1 мЗв, что является нормативным дозовым пределом для населения в целом. Для 85% общей численности персонала этой группы профессиональные риски лежат ниже величи-

ны 10^{-6} (бытовые, или пренебрежимо малые, риски), ещё для 14% — в интервале 10^{-6} – 10^{-2} (допустимые, или регулируемые, риски). В целом же средняя по 7 основным группам организаций (41 предприятие) Госкорпорации «Росатом» величина индивидуального радиационного риска за несколько последних лет составила около 8×10^{-5} , что лишь немногим более нормативного риска для населения в целом (5×10^{-5}) и существенно уступает допустимому профессиональному риску (2×10^{-4}).

Что же до прилегающих территорий, дополнительная оценочная компонента годовой техногенной дозы, обусловленная работой

АЭС, не превышает 0,01 мЗв (в 350 раз меньше годовой фоновой дозы для населения России). Инструментально такие ничтожные дозы не обнаруживаются, так как они существенно меньше и естественных фоновых флуктуаций, и погрешностей измерительных приборов (которые в данном случае фиксируют лишь естественный фон). При этом оценочное значение риска для населения этих зон от техногенного облучения, обусловленного работой АЭС ($0,2 \times 10^{-6}$) заведомо ниже верхней границы области безусловно допустимых рисков.

Так что ни сотрудникам предприятий, ни их оставшимся дома родственникам беспокоиться не о чём.

Существует ли в России единая структура радиационного контроля внешней среды в масштабах всей страны?

Да, конечно. Это — Единая государственная автоматизированная система мониторинга радиационной обстановки (ЕГАСМРО). Её

структура, порядок работы и взаимодействия с органами власти и управления, производственными организациями и населением

определены Постановлением Правительства России от 10 июля 2014 г. №639. В порядке подчинённости ЕГАСМРО подведомственна Федеральной службе по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды (Росгидромет) и Министерству природных ресурсов и экологии РФ.

Иерархическая структура ЕГАСМРО включает три уровня: локальный, территориальный и федеральный. Каждый уровень характеризуется штатным составом организаций, ответственных за сбор, обработку и анализ данных по радиационно-экологической обстановке на соответствующем уровне. Деятельность двух высших уровней координируется едиными информационно-аналитическими центрами (ИАЦ). Оператором федерального ИАЦ является Федеральное государственное бюджетное учреждение «Научно-производственное объединение «Тайфун» Росгидромета.

Одной из ключевых организаций в информационном контуре ЕГАСМРО является Госкорпорация «Росатом», в распоряжении которой имеется мощная внутриведомственная автоматизированная система контроля радиационной обстановки (АСКРО). Обладая новейшим аппаратным и информационным обеспечением, АСКРО объединяет в единую структуру службы радиационных измерений и экологического мониторинга на всех 10 АЭС России и 6 важнейших предприятий атомной отрасли, расположенных в 18 регионах страны.

ЕГАСМРО и АСКРО имеют развитые информационные ресурсы, позволяющие получать актуальные сведения о радиационной обстановке в России в режиме реального времени по общедоступному пользовательскому запросу. В интернет сети (www.skcr.ru/control/askro).

Представляет ли радиационную опасность ядерное топливо перед его загрузкой в реактор и после выгрузки?

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 поглощаются в них самих и в оболочке твэла, что исключает внешнее воздействие излучения. Мощность дозы внешнего гамма-излучения 1 кг свежего 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.

Совсем иначе обстоит дело с отработанным, или облученным, ядерным топливом (ОЯТ) — оно обладает огромной удельной техногенной активностью. Это совершенно исключает любое обращение с ним, помимо дистанционного, с применением специальных средств автоматики и телемеханики. А некоторые содержащиеся в ОЯТ долгоживущие техногенные радионуклиды, с чрезвычайно большими периодами полураспада, в случае попадания во внешнюю среду могут представлять потенциальную радиационную опасность в течение сотен и тысяч лет. Все эти обстоятельства следует учитывать при обращении с ОЯТ, не преувеличивая степени угрозы, но и не уменьшая её.

79
вопрос

ОБЛУЧЁННОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО И ЯДЕРНО-ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

80
вопрос

Как образуется ОЯТ, каков его состав и дальнейшая судьба после выгрузки из реактора?

ОЯТ образуется при плановом (обычно от трех до пяти лет) нахождении ядерного топлива в активной зоне реактора. По сравнению со свежим ядерным топливом в его составе значительно меньше урана-235 (поскольку он выгорает), зато накапливаются изотопы плутония, другие трансурановые элементы, а также осколки деления – высокорadioактивные ядра средних масс (от галлия до гольмия). Значительную часть массы ОЯТ составляют конструкционные материалы твэлов и ТВС.

Следует отметить, что с течением времени под действием интенсивных радиационных полей реактора их механические параметры существенно ухудшаются.

В определенный момент, вследствие воздействия перечисленных факторов, ТВС становятся непригодными для нормальной работы реактора и планово удаляются из него, образуя ОЯТ как таковое. Первым этапом является удаление облученных сборок из активной зоны и их перемещение во временное пристанцион-



ное 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 его активность существенно падает, и становится возможным его вывоз с площадки АЭС.

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 Горно-химический комбинат (г. Железногорск, Красноярский край) для длительного хранения (ОЯТ реакторов ВВЭР-1000). В перспективе на ГХК будет осуществляться и длительное хранение ОЯТ ре-

*Бассейн выдержки ОЯТ
на Красноярском ГХК*

акторов РБМК-1000 после его вывоза из пристанционных хранилищ.

Перевозки ОЯТ в нашей стране осуществляются железнодорожным и автомобильным транспортом. Материалы загружаются в специальные транспортные контейнеры с использованием особых мер безопасности с соблюдением всех отечественных и международных требований и нормативов защиты (технологической, физической, ядерной и радиационной). Испытания показали безаварийность конст

кции 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

Вплоть до помещения ОЯТ в длительное хранилище физико-технологическая цепочка обращения с ядерным топливом во всей мировой атомной энергетике по существу одина

кова. Значимые различия начинаются именно на этой стадии; они определяются выбранной концепцией и структурой ядерно-топливного цикла.

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

81

вопрос

Ядерно-топливным циклом (ЯТЦ) называется целенаправленная совокупность производств и технологий, охватывающих всю последовательность обращения ядерного топлива — от добычи руды до операций с ОЯТ. Термин «топливный цикл» указывает на тот факт, что ОЯТ после прохождения специальной переработки может (хотя и необязательно должно) использоваться повторно.

В упрощенном понимании ЯТЦ можно разделить на три стадии. Начальная охватывает производственные операции от добычи урановой руды до поставки ТВС 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, используемого ядерного топлива, 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

определённых элементов схемы, можно добиться её конфигурации с заданными функциональными свойствами.

Тип ЯТЦ, в общем, 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 простейший тип ЯТЦ называется «открытым», или «разомкнутым» (циклом, как таковым, он и не является). Дальнейшего полезного использования ОЯТ в нём не предусматривается, отработавшие ТВС рассматриваются в рамках этой концепции лишь как радиоактивные отходы.

В современной мировой атомной энергетике открытый ЯТЦ является преобладающим. Он принят в США, Финляндии, Швеции и ряде других стран. Его преимуществами является относительная простота и дешевизна, недостатками — очень низкий уровень использования природного энергетического сырья и нерешённость проблемы невозвратного дол-

говременного хранения либо окончательного захоронения значительных объёмов ОЯТ.

Но ОЯТ можно переработать — этот элемент структуры ЯТЦ в открытом цикле отсутствует. Физический смысл такой переработки всегда одинаков — разделение извлечённого после выдержки в хранилище ОЯТ на несколько фракций.

Основными из них являются (см. вопрос № 80): топливный уран (со значительным выгоранием по урану-235, который и обеспечил ранее полученную на АЭС энергию), образовавшийся из урана-238 при облучении топлива плутоний (по массе — около 20% изначально содержащегося в топливе урана-235), высокордиоактивные продукты деления и облучённые конструкционные материалы (около 40% начальной массы ТВС).

Продукты деления и конструкционные материалы во всех типах ЯТЦ рассматриваются, в общем, как радиоактивные отходы — в дальнейшем они должны отправляться на захоронение (хотя некоторые перспективные ЯТЦ и предусматривают некоторые дальнейшие технологические процедуры с этими фракциями). Однако физический объём РАО,

по сравнению с открытым циклом, при наличии переработки ОЯТ многократно уменьшается, а технологии хранения и захоронения существенно упрощаются.

А вот дальнейшее обращение с так называемой «фракцией тяжёлых металлов» (уран и плутоний) зависит от выбора содержания и обеспечивающих технологий следующих за радиохимией стадий ЯТЦ. Однако в этом случае они рассматриваются не как РАО, а в качестве вновь получаемых энергетических материалов — происходит «замыкание» ЯТЦ по топливу. Поэтому, независимо от конкретного типа такого ЯТЦ, они объединяются термином «замкнутый топливный цикл». Каждый «оборот» топлива в такой замкнутой цепочке принято называть рециклом, а вновь используемый урановый компонент — регенерированным ураном.

Следует, однако, учитывать, что в настоящее время в мировой ядерной энергетике темпы наработки ОЯТ как по техническим, так и по экономическим причинам значительно превосходят мощности по его радиохимической переработке — из 30 стран, где к середине 2017 г. эксплуатируются энергоблоки АЭС,

только 4 (Англия, Франция, Россия, Индия) имеют промышленные радиохимические предприятия. Поэтому большая часть ОЯТ после выгрузки из реактора и выдержки в пристанционном хранилище направляется на длительное (десяtkи лет и более) хранение с учётом возможности последующей переработки. Такой подход к организации ЯТЦ называется «отложенным решением». Он принят, в частности, и в России.

Разумеется, структура ЯТЦ может быть гораздо более сложной и разветвлённой — с включением и иных типов ядерно-технических установок и технологических процессов, что может преследовать весьма разнообразные конечные приоритеты. Однако принципиальный выбор открытого либо замкнутого, в том или ином виде, типа ЯТЦ (что определяется концепцией обращения с ОЯТ) имеет место в любом случае (см. вопрос №82).

Каковы концепции и технологии использования выделенных из ОЯТ топливных материалов?

Таких концепций достаточно много, и они в значительной мере зависят от структуры атомной энергетики в целом — её начального ресурсного обеспечения по урану, преобладающего типа и количества энергоблоков, мощности радиохимических производств, инновационных возможностей топливного комплекса и др.

В настоящее время приоритетными для Госкорпорации «Росатом» являются две концепции замкнутого энергетического ЯТЦ. Первая из них, предложенная в Радиевом институте им. Хлопина и развитая на других предприятиях Госкорпорации «Росатом», предназначена для реализации на тепловых водо-водяных реакторах под давлением типа ВВЭР, играющих в российской атомной энергетике ведущую роль. Она не предусматривает покомпонентного разделения выделенного из ОЯТ уран-плутониевой фракции,

но после каждого рецикла в неё на этапе фабрикации топлива добавляется некоторое количество обогащённого урана. Это — так называемое РЕМИКС-топливо (REMIX — Regenerated Mixture Fuel). При этом полезно используется и накопленный в ОЯТ плутоний, и остаточный уран-235, при этом экономия природного урана при каждом рецикле достигает 20%. В таком подходе основное энерговыделение в топливе обусловлено делением урана-235.

В августе 2016 г. первые три опытных ТВС-2М с РЕМИКС-топливом, изготовленные на Новосибирском заводе химконцентратов Топливной компании ТВЭЛ, загружены в реактор ВВЭР-1000 энергоблока №3 Балаковской АЭС. После выгрузки из реактора в 2019 г. эти ТВС будут подвергнуты постреакторным исследованиям. В случае успешной эксплуатации экспериментального РЕ-

МИКС-топлива, ориентировочно с 2030 года может начаться его массовый выпуск.

Второй подход включает покомпонентное разделение уран-плутониевой фракции с добавлением в выделенный плутоний обеднённого урана и изготовление гомогенной топливной смеси (6 — 8% плутония и 92 — 94% обеднённого урана). Топливные таблетки изготавливаются в виде смеси двуокисей, откуда и название: МОКС-топливо (от MOX — Mixed-Oxide Fuel). Тепловыделение в таких таблетках обусловлено в основном делением плутония.

На АЭС Западной Европы МОКС-топливо применяется достаточно широко. Однако, при этом значимой экономии первичного урана в итоге не достигается.

Поэтому отечественная концепция использования смесевых видов ядерного топлива со значительным энерговыделением по плутонию (таких, как МОКС-топливо) является совершенно иной: она с самого начала ориентирована на быстрые реакторы. Только в случае её реализации топливные ресурсы ядерной энергетики могут стать действительно практически неиссякаемыми (см.

следующий вопрос).

При этом важнейшими стали два обстоятельства. Во-первых, наличие действующих быстрых энергетических реакторов как таковых, а также планов дальнейшего расширения их парка. В России, ныне единственной в этом смысле стране мира, всё это есть: эксплуатируемые энергоблоки №№ 3 и 4 с реакторами БН-600 и БН-800 на Белоярской АЭС, а также реализуемые проекты сооружения мощного БН-1200 и быстрых энергетических реакторов серии БРЕСТ (вопрос № 35).

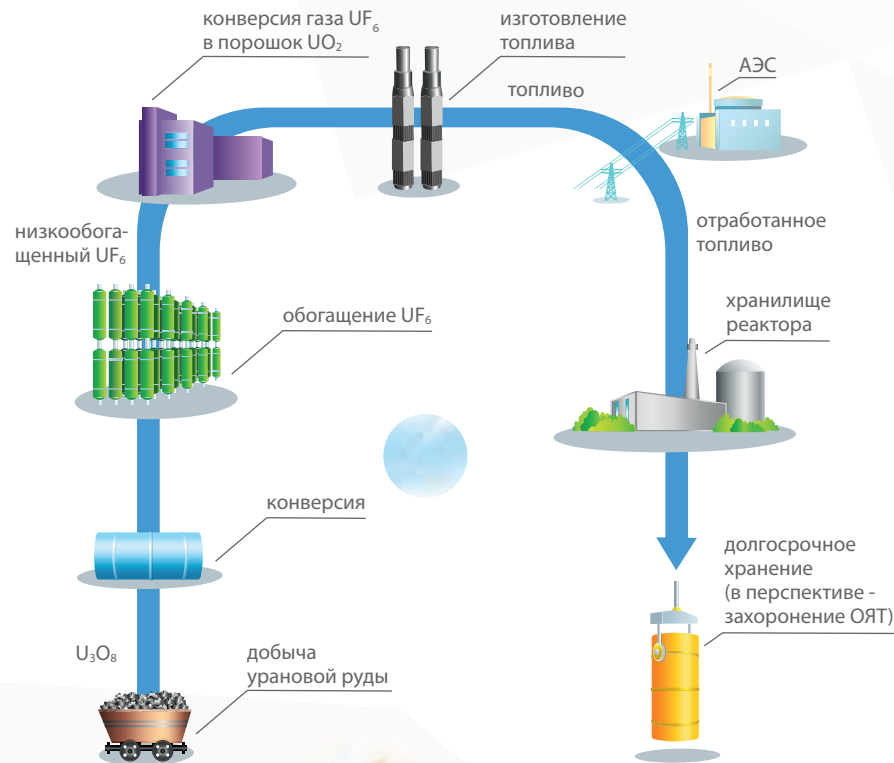
Во-вторых, необходима разработка смесевых видов ядерного топлива со значительным энерговыделением по плутонию — типа МОКС. К решению этой задачи привлечены ведущие научно-исследовательские и производственные организации

Топливной компании «ТВЭЛ» Госкорпорации «Росатом» — Сибирского химкомбината, Всероссийского научно-исследовательского института неорганических материалов и др. Следует отметить, что преимущества быстрых реакторов БРЕСТ могут быть эффективно реализованы лишь при применении принципиально нового вида ядерного топлива — смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП-топлива). Работы по его созданию,

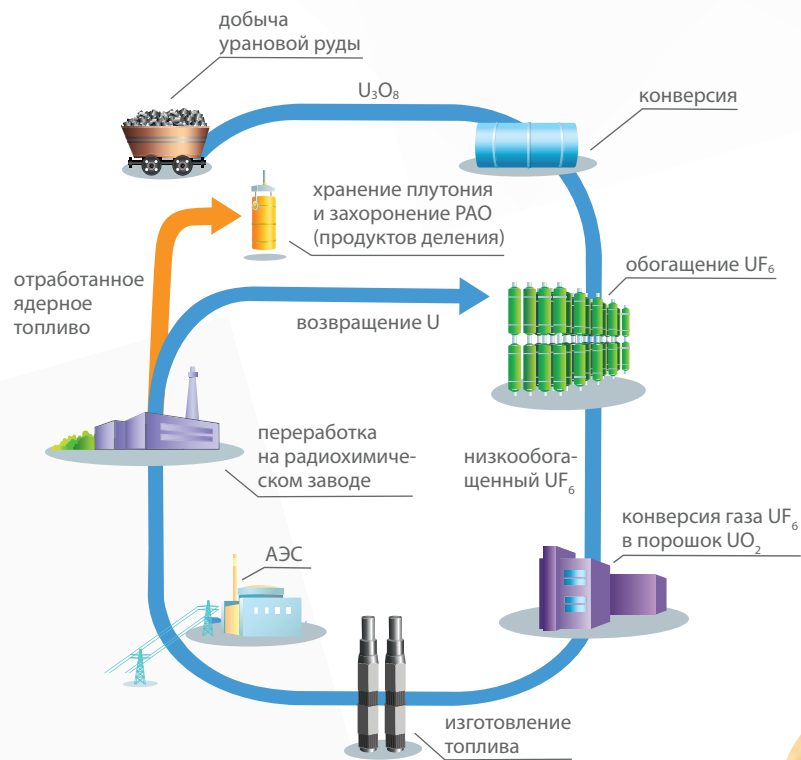
в рамках проекта «Прорыв», также являются приоритетными для Топливной компании «ТВЭЛ».

Сейчас реакторы БН-600 и БН-800 интенсивно используются для тестовых испытаний экспериментальных ТВС, содержащих МОКС- и СНУП-топлива и их композитные смеси. Полученные результаты свидетельствуют об отличных перспективах развития этого направления отечественных ядерных технологий.

Открытый (разомкнутый) ядерный топливный цикл



Ядерный топливный цикл, замкнутый по урану



На какое время хватит мировой атомной энергетике делящихся материалов как физической основы ядерного топлива?

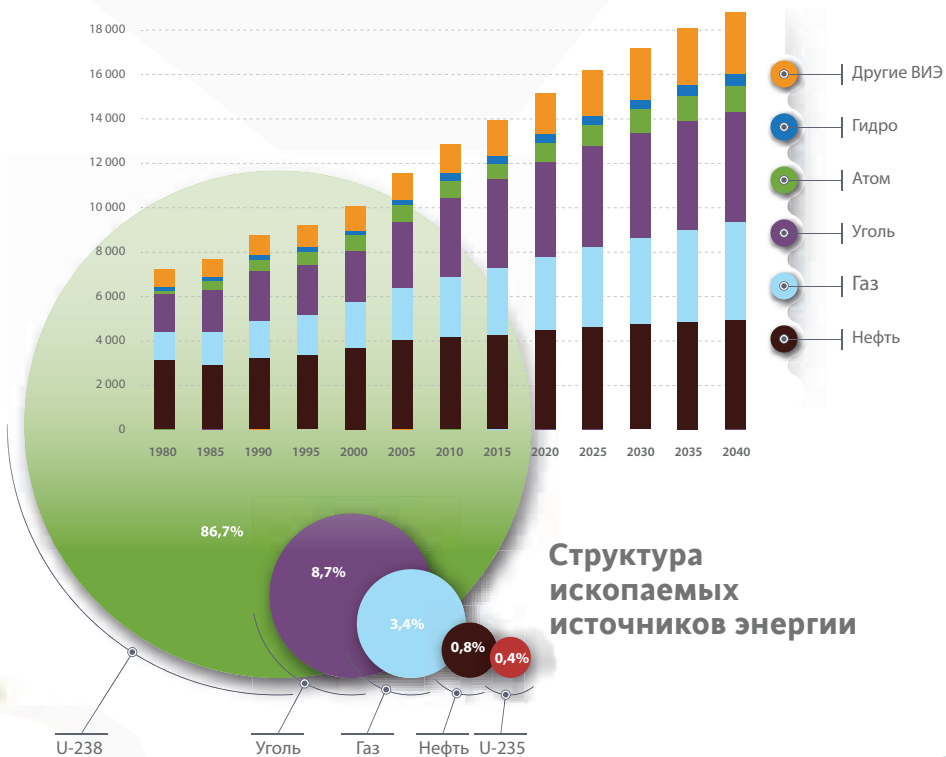
В любом тепловом реакторе количество вновь образующегося при его работе плутония-239 (прекрасного делящегося материала) меньше, чем сгоревшего урана-235. Соответствующее отношение (его часто называют коэффициентом конверсии) даже при полном использовании топливного потенциала образовавшегося плутония не может превысить величины 0,7 – 0,8. Поэтому ядерная энергетика, основанная на использовании лишь тепловых реакторов, существует лишь до тех пор, пока на разумном уровне рентабельности добычи доступен уран. А когда будет полностью израсходован природный уран-235 (0,71% в естественной смеси изотопов урана) она «встанет» – оставшийся уран-238 оказывается бесполезным. Замыкание топливного цикла не спасает поло-

жения – даже в предельном случае (при очень большом числе топливных рециклов) полезно используемая за счёт конверсии в плутоний часть урана-238 не превышает 5% от его начального количества.

Следствием этого явится постепенный естественный спад такой ядерной энергетики и её практическое исчезновение через 100–150 лет. Кардинально положение можно исправить, лишь научившись использовать значительную часть энергетического потенциала урана-238. А он огромен – около 87% ископаемых энергоресурсов нашей планеты. (см. рисунок на стр. 138).

Этого можно добиться включением в замкнутый ЯТЦ быстрых реакторов на ядерном топливе с большим энерговыделением по

Прогноз роста использования энергоресурсов в мире до 2040 г. (млн т. нефтяного эквивалента)



плутонию (типа МОКС и СНУП). Дело в том, что деление ядер плутония быстрыми (без замедления) нейтронами обладает важнейшей в данном случае особенностью — количество вторичных нейтронов в каждом поколении цепного процесса заметно выше, чем для урана. Появляется возможность не только поддерживать нейтронами цепную реакцию деления (без этого реактор — вообще не реактор), но и использовать их часть как-то иначе. Как говорят ядерщики, падает цена нейтрона. У тепловых же реакторов цена нейтрона очень высока — каждый нейтрон на счету. Использовать их иначе, чем для поддержки цепной реакции, там не получится — реактор просто остановится.

Вот эти «освободившиеся» нейтроны можно вывести из активной зоны быстрого реактора в особый объём, содержащий обеднённый уран-238 — так называемую «зону воспроизводства». В ней и будет накапливаться новый плутоний, при этом его количество может превышать количество плутония, сгоревшего в активной зоне. Такой реактор называется бридером, в нём отношение вновь наработанного плутония к количеству выгоревшего (коэффициент воспроизводства) может достигать величины 1,3–1,4.

Поэтому атомная энергетика на основе замкнутого ЯТЦ, включающего бридеры, «не успокоится», пока не сожжёт весь доступный природный уран — не только уран-235, но и уран-238. А его, в любом разумном сценарии развития мировой энергетики, хватит на 2–4 тысячи лет. При этом из рисунка очевидно, что роль иных видов ископаемых топлив в энергообеспечении человечества в перспективе не очень существенна.

Становится понятной исключительное значение, которое имеет развитие технологии быстрых реакторов — ведь речь идёт об энергообеспечении будущих поколений. Деятельность Госкорпорации «Росатом» и её подразделений (в частности, Топливной компании «ТВЭЛ») направлена на сохранение и упрочение лидирующих позиций России в этой области атомной науки и техники.

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ И ОБРАЩЕНИЕ С НИМИ

84
вопрос

Что такое «радиоактивные отходы»? Какими юридическими нормами определяется обращение с ними, какие организации за это отвечают?

Радиоактивные отходы (РАО), в соответствии с Федеральным законом от 21.11.1995 № 170-ФЗ (в редакции от 05.02.2007) «Об использовании атомной энергии» (см. вопрос №38) — это ядерные материалы и вещества, дальнейшее использование которых не предусматривается. В отличие от ОЯТ, которое, в рамках концепции «отложенного решения», рассматривается как потенциальный источник ценного энергетического сырья, ввоз РАО на территорию нашей страны законодательно запрещен.

Образование РАО — неотъемлемая особенность ядерных технологий, а обращение с ними — важная часть проблемы безопасности ядерной энергетики. Основная задача при этом состоит в том, чтобы минимизировать попадание техногенных радиоактивных веществ в окружающую среду и их распространение в ней и предотвратить негативное воздействие ионизирующего и теплового излучения на человека и природу на всех стадиях обращения с ними.

Обращение с РАО на всех этапах соответствующих технологических циклов, за ис-

ключением финальной (окончательной) изоляции (сбор, транспортировка, обработка, хранение), а также сопутствующие операции (аппаратурный мониторинг, обследование, контроль и реабилитацию радиационно-загрязнённых территорий, региональный учёт и контроль РАО и источников ионизирующего излучения, индивидуальный дозиметрический контроль) выполняют ФГУП «РосРАО» и ФГУП «Радон», осуществляющие свою деятельность на всей территории России, в пределах своей ответственности и должностных полномочий.

Финальная изоляция РАО, в соответствии с Федеральным законом от 11 июня №170-ФЗ, является обязательной для всех РАО, накопленных и произведенных в стране. По решению Правительства России, исключительное право на эту деятельность, включая выбор площадок финальной изоляции и разработку эффективных барьеров безопасности, предоставлено организованному в 2012 г. ФГУП «Национальный оператор «НО РАО».



Обращение с РАО



Как классифицируются РАО?

85
вопрос

Классификация РАО имеет довольно разветвлённую структуру. РАО могут быть твердыми (ТРАО), жидкими (ЖРАО) и газообразными (ГРАО).

Технологическим процедурам обращения в большинстве случаев подвергаются ТРАО и ЖРАО. По уровню активности и уровню тепловыделения их подразделяют на высокоактивные (ВАО), среднеактивные (САО) и низкоактивные (НАО). Для ТРАО по ряду причин введена дополнительная категория – очень низкоактивные (ОНАО).

В зависимости от этого, все РАО подлежат различным процедурам обращения и утилизации, а принадлежность к той или иной категории определяется количественными радиационными характеристиками конкретных РАО. При этом следует учитывать, что в каждой стране эти процедуры директивно регулируются национальными правилами и регламента-

ми, каковыми в России являются НРБ 99/2009 и ОСПОРБ 99/2010.

Следует отметить, что обращение с высоко активными отходами принципиально отличается необходимостью обеспечения дополнительного охлаждения вследствие высокого тепловыделения.

Классификация РАО лежит в основе технологий обращения с ними, основанных на сформулированных МАГАТЭ девяти базовых принципах. Следование им обеспечит защиту здоровья человека и охрану окружающей среды сейчас и в будущем, не налагая чрезмерного бремени на будущие поколения.

Каковы основные технологии обращения с РАО?

С наибольшим техническими трудностями связана утилизация ВАО, хотя их доля в общем физическом объёме РАО относительно невелика. К высокоактивным РАО относятся продукты химической переработки ОЯТ и облученные ТВС в открытом ядерном топливном цикле.

Утилизация ВАО включает следующие стадии:

- промежуточное хранение — с учётом 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 объёма;
- 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 учёта 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 твёрдых НАО включает:

- кондиционирование (технологическое уменьшение физического объёма) — сжигание (объём уменьшается в 10 – 100 раз) и/или прессование (до 10 раз);
- иммобилизация (обычно — цементирование, реже — битуминизация);
- контейнеризация и захоронение на специальных отчуждённых 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 АЭС, а также любых других производств атомной промышленности, без полностью подготовленных систем сбора, переработки и хранения РАО не допускается. Значительное сокращение объёма 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)?

Наибольшие потенциальные экологические риски связаны с наличием в составе ОЯТ долгоживущих техногенных радионуклидов, периоды полураспада составляют тысячи лет (и более) и часто обладающих высокой радиотоксичностью. Их, в общем, можно разделить на две группы, и физико-технические методы их уничтожения зависят от принадлежности рассматриваемого радионуклида к одной из них.

К первой группе относятся отсутствующие в природе долгоживущие изотопы актинидных элементов (нептуния, плутония, америция и кюрия), образующиеся в ядерном топливе при

взаимодействии интенсивных нейтронных потоков реактора с ядрами его основы (урана). Их называют минорными актинидами. Некоторые из них практически не делятся тепловыми нейтронами и поэтому накапливаются в ОЯТ тепловых реакторов. Однако в быстрых реакторах, где потеря энергии вторичными нейтронами незначительна, минорные актиниды эффективно делятся, внося некоторый вклад в полезное энерговыделение и одновременно физически исчезая.

Вторую группу образуют долгоживущие осколки деления, образование которых при

сгорании ядерного топлива физически неизбежно. Примером является технеций-99 с периодом полураспада $2,1 \times 10^5$ лет, который обладает к тому же высокой миграционной способностью.

Подвергнуть такие ядра реакции деления нельзя — она может протекать лишь на тяжёлых ядрах актинидной группы. Но можно облучить выделенные фракции этих радионуклидов в интенсивных нейтронных полях. При этом при захвате нейтронов долгоживущие ядра преобразуются в короткоживущие либо стабильные, для которых долгосрочные экологические риски отсутствуют. Такая процедура называется ядерной трансмутацией.

Например, технеций-99 при захвате нейтронов превращается в короткоживущий технеций-100, который в ходе последующего бета-распада быстро (период полураспада

15,8 с) переходит в стабильный (и поэтому безопасный) рутений-100. Сходным образом обстоит дело и для некоторых других экологически проблемных долгоживущих техногенных радионуклидов.

Разумеется, практическая реализация такой технологии возможна лишь на реакторах с низкой ценой нейтрона (см. вопрос № 83). Например, на быстрых реакторах с топливом на основе плутония — там этого можно достичь либо отвлечением части нейтронов из зоны воспроизводства, либо включением в структуру ЯТЦ специальных реакторов-трансмутаторов, целевым образом предназначенных для решения этой задачи.

НЕКОТОРЫЕ ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

88
вопрос

Каково значение АЭС для «безуглеродной энергетики?»

Сокращение техногенных выбросов углекислого газа признано одной из наиболее значимых цивилизационных проблем человечества. Это нашло своё отражение в многосторонних международных договорах и соглашениях (Киотский протокол, 1997; Парижское соглашение, 2015). Между тем деятельность мировой энергетики обуславливает около половины этих выбросов. Поэтому создание масштабной «безуглеродной энергетики», основанной на иных физических принципах, кроме сжигания органического топлива, является важнейшей задачей современности. А именно такова атомная энергетика.

Конечно, существуют и другие «безуглеродные» энерготехнологии — например, так называемые возобновляемые (ветровая и солнечная). Но они существенно уступают атомной по двум ключевым эксплуатационным параметрам: плотности передачи энергии и коэффициенту готовности.

Плотность передачи энергии — это количество энергии, снимаемое с единицы площади приёмника в единицу времени в ходе работы. Таким приёмником является, например, поверхность теплообменника угольного или газового котла, рабочая площадь

лопастей ветрового генератора, внутренняя поверхность тепловыделяющего элемента ядерного реактора, площадь солнечной батареи и др. Понятно, что чем плотность передачи энергии выше — тем лучше. Ведь она определяет площадь, необходимую для сооружения энергоустановки заданной мощности.

Коэффициент готовности (с некоторым упрощением) — это безразмерная величина, равная отношению числа дней за некоторый (достаточно длительный, не менее года) временной период, в течение которых технически возможна работа установки независимо от внешних обстоятельств на номинальной мощности, к общему числу дней в этом периоде. Он всегда меньше единицы, но чем ближе к ней — тем лучше. Мало кому нужна энергоустановка, которая в процессе эксплуатации больше стоит, чем работает — или, ещё хуже, работает, выбирая мощность «себе сама». Непрогнозируемая технология — это ненадёжная технология.

Сравнительный анализ этих параметров и обнаруживает слабые стороны «возобновляемой» энергетики.

Первая — чрезвычайно низкая плотность передачи энергии, её «рассеянность». Вместо десятков и сотен кВт/м², для традиционной «огневой» энергетики и тысяч для атомной — десятые (для средних широт и нормальных погодных условий) доли кВт/м² для ветровой и солнечной, тысячные доли — для приливной, сотысячные — для геотермальной.

Прямым следствием этого является резкое возрастание производственных площадей энергостанций и, соответственно, площадей отчуждаемых земель. Если принять площадь отчуждаемых земель для АЭС некоторой мощности для единицы, то для других типов электростанций для выработки одинакового количества электроэнергии получаются (в среднем) следующие величины: газовая ЭС — 2,4; угольная — 3,8; солнечная — 150; ветровая — 270. А вынужденно огромные площади энергостанций на возобновляемых источниках влекут за собой серьёзные проблемы в создании и эксплуатации коммутационных сетей, организации безопасности объектов и т. д.

Не лучше у возобновляемой энергетики обстоит дело и с коэффициентом готовности. Он и вообще низок (для ветровой и солнечной

энергетики 0,2–0,4), и, к тому же, в отличие от огневой и атомной энергетики, сильно зависит от погодных условий. Например, эффективность ветрового генератора в основном определяются силой ветра и динамикой её изменения, а эти параметры человеком не контролируются, хуже того – в сколько-нибудь долгосрочном плане и не прогнозируются.

Всё это определяет весьма скромную роль возобновляемой энергетики в мировом энергопроизводстве в наши дни. Её доля в современной генерации невелика (в мире – 6%, в странах ЕС – 5%, в России – менее 1%, в то время как доля АЭС – 11%, 30% и 18%, соответственно). При этом следует учитывать, что возобновляемая энергетика, невзирая ни на масштабную, в ряде случаев доходящую до экстаза, политическую поддержку, ни на тарифные и иные льготы, до сих пор остаётся энергетикой «малой» (энергоизолированные области и поселения, индивидуальные хозяйства и т. п.). Значительную роль в промышленном энергоснабжении она не играет и вряд ли сможет играть.

Из сказанного, конечно, вовсе не следует, что возобновляемая энергетика – тупико-

вая ветвь технологического развития. Мировое энергетическое хозяйство – сложнейшая структура, в ней, при наличии здравого смысла, минимизации политической дури и экологического экстремизма, найдётся достойная ниша всем энерготехнологиям – включая и возобновляемые. Неслучайно одним из перспективных направлений неядерного бизнеса Госкорпорации «Росатом» является активное участие в создании новых ветроэнергетических установок. Но стремление создать только лишь на их основе, отказавшись от АЭС, масштабную мировую «безуглеродную энергетику» являются иллюзорными.

Имеют ли они отношение к АЭС 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. Образовавшиеся 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 её состав. При определённых условиях кислотные дожди могут создать значимые проблемы и в сфере водопользования. Особо следует отметить 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.

Каково сравнительное радиационное воздействие на окружающую среду угольных ТЭС и АЭС?

Значительно больший удельный (на единицу произведенной электроэнергии) выброс радиоактивных материалов и веществ дает угольная ТЭС (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 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 радиационного фона).

Каковы иные экологические преимущества атомной энергии?

Их много, но главное состоит в том, что в процессе производства электроэнергии на АЭС отсутствуют потребление кислорода и выбросы не только углекислого газа (см. вопрос №88), но и других «парниковых», загрязняющих, токсичных и канцерогенных веществ. Между тем физически неизбежные отходы ТЭС составляют весьма значительные величины.

Следует также учитывать серьёзный экологический ущерб, наносимый «традиционной» тепловой энергетикой в ходе прокладки и эксплуатации необходимых для её функционирования топливообеспечивающих коммуникаций (железных и автомобильных дорог, нефте- и газопроводов). Этот фактор также отсутствует для атомной энергетики.

Некоторым её экологическим недостатком является повышенное, в сравнении с «традиционной»

тепловой энергетикой, так называемое тепловое загрязнение внешней среды. Поэтому повышение КПД АЭС (см. вопрос № 11) является одной из наиболее актуальных проблем атомной энергетики.

Совокупность негативных клинических, санитарно-гигиенических и экологических последствий реализации любой технологии объединяется понятием её «внешней цены», определяемой уровнем затрат на ликвидацию этих последствий. По оценкам отечественных специалистов, относительная «внешняя цена» различных «топливных» энерготехнологий (за единицу принята атомная энергетика) может быть оценена следующими величинами: уголь — 75; мазут — 22,5; газ — 15.

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	-	-

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

Низкообогащённый 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 назначения, допускающим техническую возможность переключения на наработку оружейных ядерных материалов. В особенности это относится к обогащению урана. Переработка ОЯТ энергетических реакторов, при определённых условиях, тоже может вызывать озабоченность. Следует, однако, отметить, что плутоний, выделенный из ОЯТ при штатной (3–5 лет) 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 соответствии 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.

Важно также выполнение рекомендаций МАГАТЭ о непревышении степени обогащения ядерного топлива для реакторных установок по урану-235 величиной 20% — там, где это технически возможно и не несёт значимых угроз для выполнения функциональных требований к работе установки и безопасности её эксплуатации.

Риски нераспространения могут быть эффективно уменьшены и оптимизацией структуры ЯТЦ. Например, проект «ПРОРЫВ»,

реализуемый на Сибирском химическом комбинате Топливной компании «ТВЭЛ», предусматривает сооружение всех основных объектов закрытого ЯТЦ с быстрым реактором БРЕСТ-ОД-300 на компактной площадке с минимумом промежуточных коммуникаций. Понятно, что это существенно уменьшает как риски распространения, так и возможные террористические угрозы (см. следующий вопрос).

шансов на успех. Во-первых, все объекты, имеющие отношение к ОЯТ (АЭС, спеццелены для транспортировки, хранилища, заводы по переработке) находятся под усиленной 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 превращают 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 всё же станет реальностью, — не нанесение значимого вреда жизни и здоровью людей (такое практически исключено), и даже не причинение материального ущерба. Это — весьма вероятная в этом случае массовая паника, которая может возникнуть вследствие неадекватного представления многих людей о радиоактивности, биологическом действии излучений, ядерных материалах и технологиях. При этом ситуационные сценарии радиационного терроризма часто вообще не предусматривают реального

использования радиоактивных материалов и веществ — они содержат лишь информационные угрозы, рассчитанные опять-таки на возникновение паники.

Из сказанного, разумеется, не следует, что в Госкорпорации «Росатом» уделяется недостаточно внимания мерам по парированию террористических угроз — как раз наоборот. Все ядерные объекты, в том числе АЭС, всегда являлись строго охраняемыми объектами с особыми режимными требованиями. Дополнительно к этому 4 мая 2017 г. Распоряжением Правительства России №862-р уровень антитеррористической защищенности важнейших объектов использования атомной энергии был повышен, для чего были установлены зоны безопасности с особым правовым режимом.

93
вопрос

Представляет ли ядерное топливо (свежее или 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 представляет потенциальную опасность — причем в первую очередь для злоумышленника. Однако любая попытка такого рода не имеет никаких

РАДИАЦИОННО-ОПАСНЫЕ СОБЫТИЯ

94
вопрос

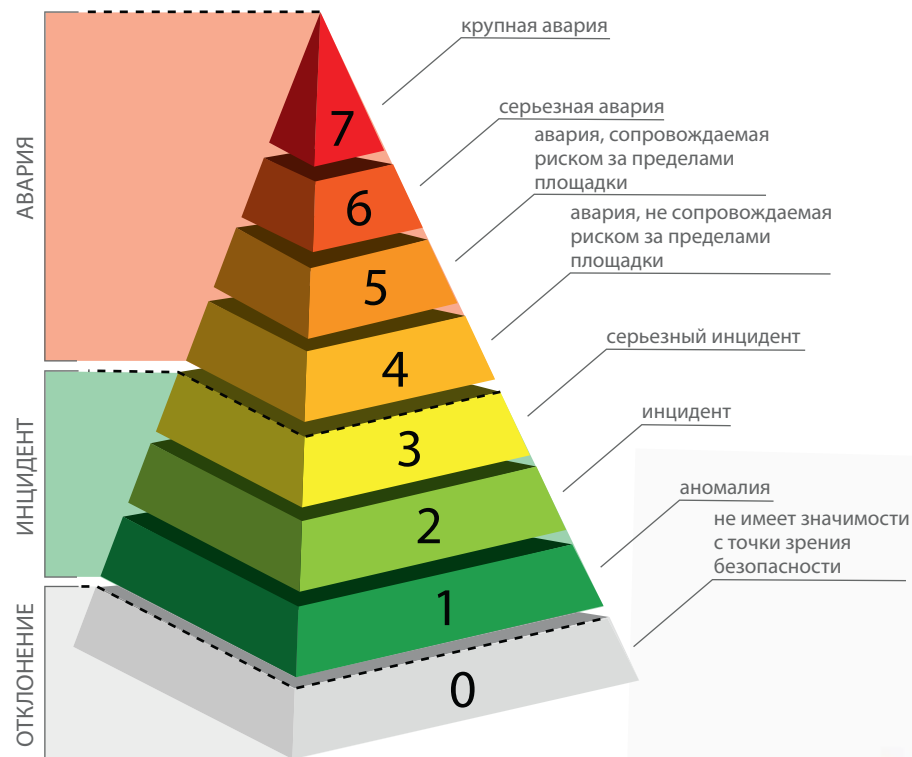
Как классифицируются радиационно-опасные события?

ИНЕС (INES — International Nuclear Event Scale — международной шкале ядерных событий, введённой в СССР с 1 сентября 1990 г. и действующей в России и в наши дни) оценивает все нештатные события, связанные с потенциальными или реализовавшимися радиационными рисками, по восьми-балльной шкале уровней значимости. Она начинается с нулевого уровня (событие, несущественное для безопасности или находящееся ниже шкалы). Далее следуют уровни событий, существенных для безопасности: 1-й (аномалия, или отклонение), 2-й (инцидент), 3-й (серьёзный инцидент), 4-й (авария без значительного риска за пределами площадки), 5-й (авария с риском за

пределами площадки), 6-й (серьёзная авария), 7-й (крупная авария).

Шкала ИНЕС носит экспертный характер — полностью однозначные критерии оценок событий по ней отсутствуют. В основе таких оценок лежат три фактора: степень потенциального радиационного риска рассматриваемого события, даже если в действительности этот риск и не реализовался (такие события характерны для нижних уровней шкалы); степень техногенного радиоактивного загрязнения внешней среды и материальный ущерб вследствие события; количество погибших и пострадавших от воздействия ионизирующего излучения вследствие события.

Международная шкала ядерных событий



Подавляющее большинство нештатных событий в работе АЭС и предприятий ЯТЦ во всём мире либо лежат по ИНЕС вне шкалы и в пределах нулевого уровня, либо относятся к первому и второму уровням и не сопровождаются реальными негативными последствиями. Количество же ядерных аварий высоких уровней за всю историю атомной техники и энергетики исчисляется единицами.

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), с последующим образованием Восточно-Уральского радиоактивного следа (ВУРС).

В списке аварий уровня 7 — также 2 события. Это — «сверхавария» на Чернобыльской (СССР, 1986 г.), единственная авария на АЭС, сопровождавшаяся тяжёлыми лучевыми поражениями со смертельным исходом (помимо радиоактивного загрязнения огромных

территорий), а также — авария на АЭС «Фукусима-1» (Япония, 2011 г.). Там диагностированных лучевых поражений у людей не было, но количество освобождённых во внешнюю среду радиоактивных материалов и веществ было очень велико, а нанесённый аварией материальный ущерб — весьма значителен.

На объектах Госкорпорации «Росатом» за последние несколько лет не было зафиксировано событий уровня 2 и выше по ИНЕС. Инцидентов с радиационными последствиями не было, как и превышения установленных нормативами доз облучения персонала. Имевшие место события уровней 0 и 1 радиационной опасности не представляли.

Сказанное позволяет оценить уровень радиационной безопасности в атомной отрасли России как один из наиболее высоких в мире. Международная статистика радиационных происшествий вполне свидетельствует в пользу такого заключения.

Оцениваются ли количественно риски тяжёлых 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 так называемого вероятностного анализа безопасности (ВАБ).

По результатам ВАБ, вероятность тяжёлой реакторной аварии с частичным или полным расплавлением активной зоны на серийных ЯЭБ, сооружённых до примерно 2000 г., оценивается величиной 10^{-4} (по порядку величины — одна авария на энергоблок за 10 000 лет). При современной структуре мировой атомной энергетики (в результате усреднения — около 400 таких блоков), это соответствует оценочной вероятности 2–3 тяжёлых аварий примерно за 60 лет её существования. Реально таких аварий три и было (АЭС Три-Майл-Айленд, США, 1979 г., 5-й уровень по

шкале ИНЕС; Чернобыль, СССР, 1986 г., 7-й; Фукусима-1, Япония, 2011 г., 7-й).

Для вновь сооружаемых АЭС такой уровень признан неприемлемо большим. В современные их проекты (такие, как российский проект «АЭС-2006») с учётом новейших технических решений закладывается примерно в 100 раз меньшая вероятность такой аварии (10^{-6} , или одна авария за 1 000 000 лет). Таким образом, эта вероятность уменьшена до уровня так называемого бытового риска, в практической деятельности человеком не учитываемого (см. вопрос № 70).

С помощью ВАБ оценена и заложенная в современные проекты АЭС вероятность наиболее тяжёлой реакторной аварии — не только с расплавлением активной зоны, но и с последующим выходом значительного количества накопленных в реакторе радиоактивных мате-

95
вопрос

риалов и веществ во внешнюю среду. Таких аварий за всю историю мировой атомной энергетики была две — чернобыльская и фукусимская (на АЭС «Три-Майл-Айленд» такого выхода удалось избежать благодаря контайнменту). Хотя бы ещё одна такая авария недопустима в принципе — это навсегда выведет атомную энергетику за рамки общественной приемлемости. Поэтому для её предотвращения в системах безопасности АЭС современных проектов приняты дополнительные меры, и вследствие

их реализации годовая вероятность такой аварии для одного ядерного энергоблока принята соответствующей величине 10^{-8} (одна авария за 100 тыс. лет при наличии в мире 1000 энергоблоков). Такая вероятность (иногда называемая «исчезающе малой») на порядок меньше, например, вероятности гибели человека от прямого попадания метеорита.

Это, в практическом смысле, позволяет считать повторение столь тяжёлых аварий надёжно исключённым.

НЕ ТОЛЬКО НА СУШЕ, НО И НА МОРЕ

96
вопрос

Что такое ПАТЭС?

ПАТЭС (плавучая атомная теплоэлектростанция) — проект ядерной энергоустановки, предназначенный как для генерации электроэнергии, так и для обеспечения населённого пункта

или автономной морской станции теплом и пресной водой.

В настоящее время в мире существует лишь один проект подобного рода, доведён-

ный до финальной стадии создания. Это — проект ПАТЭС 20870 «Академик Ломоносов». Основой ПАТЭС является судно — несамходная баржа, водоизмещением 21 560 т (длина 140 м, ширина 30 м, высота борта 10 м). На ней будут установлены 2 двухконтурных водо-водяных реактора КЛТ-40С ледокольного типа. Плановый срок службы реактора — 40 лет, перезагрузка ядерного топлива — через каждые три года. Степень обогащения топлива по урану-235 не превышает 20%, что соответствует критериям МАГАТЭ по соблюдению требований нераспространения оружейных ядерных материалов.

При базировании ПАТЭС в некотором пункте она связывается коммуникациями с потребителями в нём. Она может обеспечить электроэнергией и теплом населённый пункт, где проживает свыше 100 тыс. человек.

ПАТЭС может обеспечить снабжение электричеством и теплом, при этом, установленная мощность может варьироваться с соблюдением заданного отношения её распределения. Так, при отпускаемой электрической мощности 70 МВт отпуск тепла составляет 58 Гкал/час. При снижении отпускаемой элек-

трической мощности до 38 МВт отпуск тепла увеличивается до 150 Гкал/час. Обслуживающий персонал ПАТЭС — 69 человек. При её эксплуатации будут полностью соблюдены все требования по безопасности — в частности, радиационное воздействие на население не превысит естественного радиационного фона.

Строительство первой в мире ПАТЭС сейчас заканчивается на Балтийском заводе в г. Санкт-Петербурге. Спуск её на воду предполагается в 2019 году, в качестве порта её базирования предполагается г. Певек (Чукотский автономный округ). Оператором ПАТЭС станет АО «Концерн «Росэнергоатом».

Следует заметить, что ПАТЭС имеет весьма высокий экспортный потенциал, позволяя обеспечить электро- и теплоснабжением города и посёлки, где строительство стационарных АЭС затруднено или же вообще практически невозможно. ПАТЭС могут рассматриваться также как важнейший элемент инфраструктуры искусственных морских объектов при освоении ресурсов в акваториях морей и океанов. Поэтому, интерес к ним проявляют многие страны Азии и Африки. Неплохие перспективы они имеют и в Латинской Америке.

Китай также объявил о планах строительства своей первой ПАТЭС, с завершением проекта к 2020 году. Предполагается, что на неё будет установлена ядерно-энергетическая установка установленной энергетической мощностью 60 МВт, кроме этого предусмотрена возможность её использования в режиме снабжения теплом и пресной водой.

Плановый срок работы реактора на очередной загрузке ядерного топлива составляет 30 месяцев.



*Плавучая АЭС
«Академик Ломоносов»
в Санкт-Петербурге*

Что представляет собой атомный ледокольный флот России и каковы его перспективы?

Россия обладает огромной арктической морской акваторией, её освоение и широкое использование имеет колоссальное экономическое, политическое и оборонное значение. Экстремальные природные условия Арктики обуславливают важнейшую роль формирования в ней надёжной и эффективной транспортной инфраструктуры. И здесь Россия обладает промышленной ядерной технологией, которой нет ни у одной другой страны – атомным ледокольным флотом.

Первый в мире атомный ледокол (АЛ) «Ленин» с ядерно-энергетической установкой мощностью 44 тыс. лошадиных сил (л.с.) был спущен на воду в 1957 г. и успешно эксплуатировался в течение почти 30 лет. Выведенный из состава флота в 1989 г., он, после выгрузки ядерного топлива и проведения необходимых регламентных работ, превращён в музей атом-

ного ледокольного флота. За «Лениным» последовала постройка и успешная эксплуатация ещё 8 АЛ и атомного лихтеровоза-контейнеровоза «Севморпуть».

Огромная мощность АЛ, в совокупности с их практически неограниченным, в пределах навигации, топливным ресурсом (за пределами базы обслуживания в порту приписки они не нуждаются ни в береговых, ни в судовых пунктах обеспечения топливом), делает их эксплуатационные возможности по-настоящему уникальными.

В настоящее время атомный ледокольный флот организационно объединяется Федеральным государственным унитарным предприятием ФГУП «Атомфлот», которое является структурным подразделением Госкорпорации «Росатом». В его состав на начало 2017 г. входят:

— 2 линейных АЛ «Ямал» и «50 лет Победы» мощностью по 75 тыс. л.с., ещё один такой АЛ «Советский Союз» находится в эксплуатационном резерве;

— 2 АЛ «Таймыр» и «Вайгач» (по 50 тыс. л.с.);

— восстановленный, с перспективой последующей длительной эксплуатации, атомный лихтеровоз «Севморпуть» (40 тыс. л.с.),

— 5 судов вспомогательного флота.

Ведётся работа и по строительству новых АЛ. 16 июня 2016 г. со стапелей Балтийского завода был спущен на воду для дальнейшей достройки АЛ следующего поколения серии ЛК-60Я «Арктика» мощностью 75 тыс. л.с. Он оборудован двумя ядерными реакторами новейшей конструкции «Ритм-200»

с рекордно большим временем между перезагрузками топлива (7 лет). «Арктика» рассчитана на проводку судов в сплошных льдах тол-

щиной 2,8 м, а возможность изменения осадки в пределах 2 м позволяют ему работать не только в открытых ледовых акваториях, но и в устьях крупных рек. «Арктику» планируется передать в эксплуатацию в 2019 г., ещё два АЛ той же серии — «Сибирь» и «Урал» — в 2021 г. и 2022 г., соответственно. Интенсивно ведутся работы по созданию сверхмощного АЛ следующего поколения типа «Лидер».

Из задач, стоящих перед ФГУП «Атомфлот», главными являются:

— проводка судов в акватории Северного морского пути. При этом базовые показатели его работы в последние годы непрерывно растут: если в 2013 г. было проведено 71 судно валовой вместимостью около 1 356 тыс. тонн, то в 2014 г. — 129 (1 659), 2015 г. — 195 (2 043), 2016 г. — 410 (5 290). По прогнозам, в ближайшие годы объём перевозок может возрасти примерно в 7 раз. Следует учитывать, что Северный морской путь имеет и уникальный международный логистический потенциал: протяжённость морского маршрута по нему из Европы в порты Северо-Западной Азии в среднем в 1,7 раза меньше, чем по южному пути (через Суэцкий канал и Индийский океан). По-

этому следует ожидать дальнейшего увеличения объёма этих проводок;

— рост участия в масштабных долгосрочных инвестиционных экономических проектах в Российской Арктике и в развитии региональной прибрежной инфраструктуры — в том числе в интересах повышения обороноспособности страны;

— поддержка и расширение деятельности по охране окружающей среды в арктическом регионе. Только в 2015 г. расходы ФГУП «Атомфлот» на эти цели составили 44 млн рублей.



Крупнейший в мире атомный ледокол «50 лет Победы» на Северном полюсе. Июль 2016 года.

ЭТО — ТОЖЕ АТОМНАЯ ОТРАСЛЬ

98
вопрос

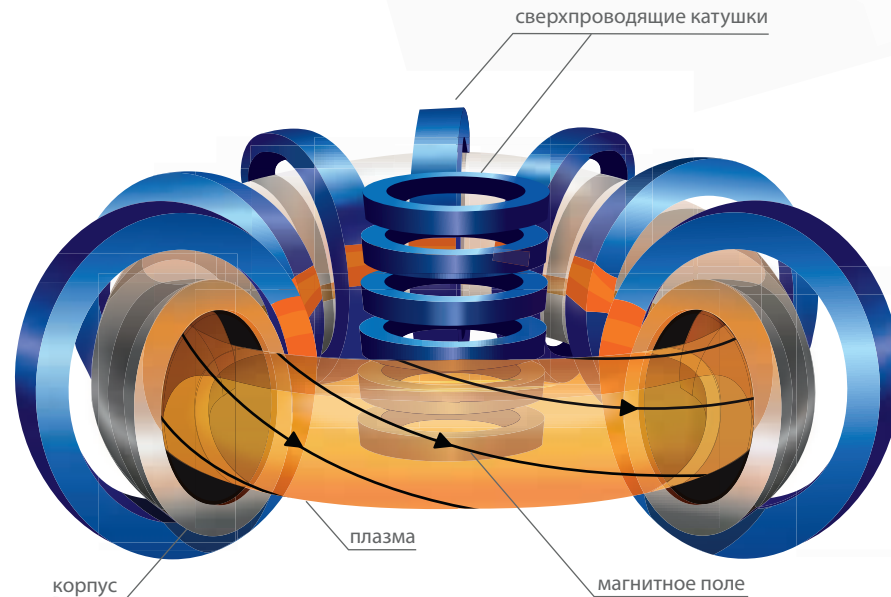
Что такое термоядерный синтез и какова его возможная роль в энергетике будущего?

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 звёзд, 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 энергоёмкостью синтезного топлива при практически неограниченном — в случае реализации дейтерий-дейтериевого (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 — расчётное количество энергии, запасённое лишь в 1 л воды, эквивалентно, при полном протекании термоядерных реакций DD-цикла, сжиганию примерно 400 л нефти или около 600 кг высококачественного угля.

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.

Годы исследований, предпринятых во всём мире, позволили выйти на наиболее, вероятно, перспективную концепцию термоядерного реактора — токамак. Этот термин был введён 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.

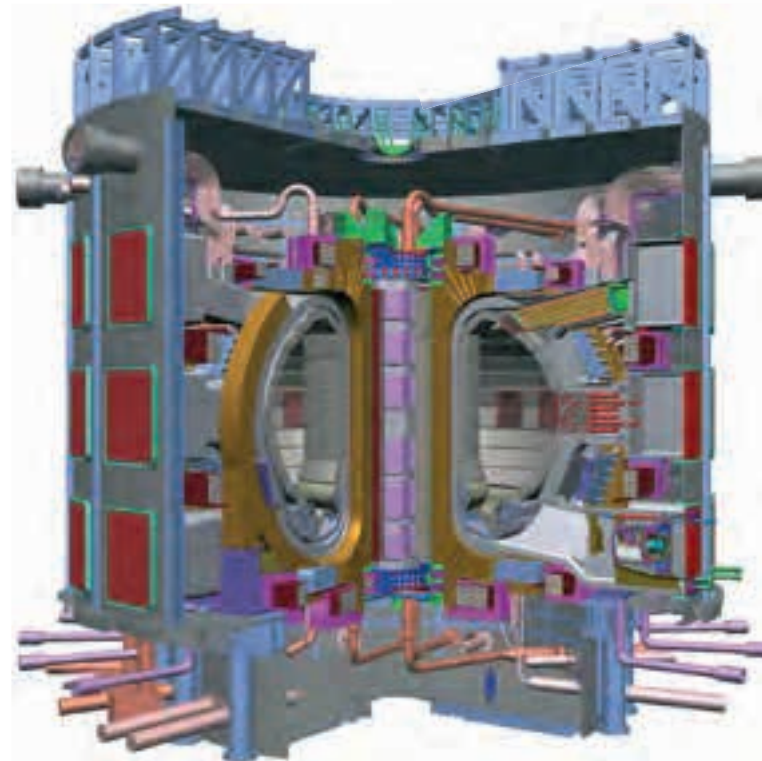
Со временем, однако, стало понятно, что физические, технические и инженерные трудности, возникающие при создании термоядерного реактора, существенно превышают индивидуальные возможности любой из стран мира. Это обусловило объединение в 1985 г. ряда стран, в том числе и России, своих усилий в рамках международного проекта ИТЭР — создания экспериментального термоядерного реактора на принципе токамака. Проект предусматривает его сооружение в исследовательском центре Кадараш, на юге Франции.

Первоначально планировалось, что этот реактор будет запущен к 2015 г. К сожалению, прогресс работ по ИТЭР во многом стал жертвой не только стремительно нарастающих в ходе его реализации научных и технологических трудностей, но и экономических, и политических усилий, которые на старте проекта были с очевидностью недооценены. В итоге исходная оценка затрат на проект (5 млрд евро) к настоящему времени превратились почти в 20 млрд, а в качестве вероятного срока начала опытной эксплуатации установки сейчас фигурирует 2025 г.

В любом случае предполагается, что результаты, полученные на ней, будут использованы для обоснования и проектирования прототипа коммерческого термоядерного реактора ДЕМО — с плановым окончанием работ примерно к 2050 г. Однако вовсе не исключена и последующая коррекция этих планов — и отнюдь не в сторону сокращения сроков работ.

Из всего сказанного однозначно следует: сейчас термоядерная энергетика, к сожалению, практической реальностью пока не является. Поэтому наиболее разумной стратегией в её отношении представляется подход «надеясь

Проект опытного термоядерного реактора ИТЭР на принципе токамака



на лучшее, готовиться к худшему». Иными словами, ни в коем случае не прекращая термоядерных исследований (напротив, всемерно развивая их как источник фундаментальных знаний и перспективных новых технологий), иметь наготове базовый энергетический сценарий и на иной физико-технической основе,

позволяющей заместить нефть, газ и уголь. Мы уже знаем, что атомная энергетика на основе ядерных реакторов деления вполне на это способна.

Эта книга посвящена в первую очередь ядерной энергетике, и детальное рассмотрение неэнергетических ядерных технологий выходит за её пределы. Однако, даже с учётом этого, следует при этом прежде всего упомянуть о медицинских применениях ядерных технологий.

Они очень разнообразны. Это лучевая терапия (прежде всего онкологических заболеваний), радиофармакология, изотопная, рентгеновская и томографическая диагностика и т. д. Мировое количество процедур с использованием средств ядерной медицины в настоящее время исчисляется миллиардами, их суммарная рыночная стоимость огромна.

Например, в США общий стоимостной объём ядерно-медицинского бизнеса в несколько раз превышает ядерно-энергетический. Достаточно сказать, что в настоящее время более половины современного мирового объёма наработки радионуклидной продукции используется именно для проведения ядерно-медицинских процедур. Уровень развития ядерной медицины является важным индикатором общего состояния здравоохранения в стране. Так, инвестирование 1 долл.

США в радионуклидную диагностику и терапию приносит государству от 4,5 до 6 долл. экономии с учётом вероятных социальных последствий в случае пропуска заболевания.

К сожалению, ещё в СССР, а позже и в России, в ядерной медицине намечилось заметное отставание от развитых стран. Например, в настоящее время лишь 15 – 20% онкологических больных в России оказывается помощь с использованием ядерно-медицинских методов, в то время как в США – не менее 70%. Между тем, по имеющимся оценкам, повышение в России уровня доступности таких методов до показателей мировых лидеров в этой области привело бы к снижению смертности от рака в 2,2 раза при повышении срока пятилетней выживаемости после лечения в 1,4 раза. Другие сравнительные показатели развития отечественной ядерной медицины также не вызвали оптимизма.

Несмотря на оперативное принятие в последние годы ряда неотложных мер по развитию в стране ядерно-медицинских технологий, к концу 2016 г. стала очевидной безальтернативность масштабных преобразований в этой области. В первую очередь речь шла о форми-

99
вопрос

Используются ли ядерные технологии в неэнергетических целях?

Разумеется. Речь идёт о весьма обширных областях жизнедеятельности человека – индустриальных технологиях и природопользовании, интенсификации производства продуктов питания («зелёная революция»), совершенствовании водообеспечения, борьбе с вредителями сельского хозяйства и человека (например, мухой цеце) и др.

Все эти технологии основаны на тех или иных свойствах ионизирующих излучений: высокая проникающая способность, возмож-

ность избирательной инструментальной регистрации, особенности воздействия на живые организмы. Они пользуются неизменным вниманием и приоритетной поддержкой со стороны МАГАТЭ.

Неэнергетические ядерные технологии – это колоссальный пласт науки, техники и бизнеса. Их развитие и продвижение имеют огромное экономическое и социальное значение для нашей страны и пользуются пристальным вниманием Госкорпорации «Росатом».

ровании организационной структуры, которая, с одной стороны, консолидировала бы отечественные усилия по обеспечению научно-технологической базы и созданию необходимой социальной инфраструктуры, с другой — координировала бы усилия по продвижению российских ядерно-медицинских инновационных разработок на международный рынок.

Такой структурой и стало образованное в начале 2017 г. АО «Русатом Хэлскеа» (Rusatom Healthcare) — отраслевой интегратор направления ядерной медицины в структуре Госкорпорации «Росатом». «Русатом Хэлскеа» объединит в контуре своей деятельности предприятия и организации, предлагающие технологические мощности, решения и услуги в сфере ядерной медицины и медицинской радиологии.

Надо надеяться, что эти решения, впервые напрямую включающие российскую ядерную медицину в сферу ответственности Госкорпорации «Росатом», будут способствовать оперативному преодолению трудностей в её развитии. Тянуть с этим далее нельзя.



Какие ВУЗы готовят специалистов для атомной отрасли России?

100
вопрос

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.

Его первым предшественником стал Московский механический институт боеприпасов (ММИБ) Наркомата боеприпасов, организованный 23 ноября 1942 г. Эта дата и стала официальным «днём рождения» МИФИ, в 2017 г. отметившего своё 75-летие.

Переломной датой в его истории стало 30 августа 1945 г., когда Постановлением ГОКО СССР Московский механический институт (так к тому времени именовался ММИБ) был передан в систему Первого Главного Управления — штаба зарождающейся совет-

ской атомной отрасли. Начиная с этого дня, институт и стал на славную дорогу формирования и развития отечественной «кузницы атомных кадров». А 27 октября 1953 г. он обрёл своё нынешнее название — Московский инженерно-физический институт (МИФИ).

В наши дни НИЯУ МИФИ является университетом нового типа, реальным воплощением нового подхода к системной модернизации отечественной науки и образования. Он сформирован как сетевой регионально-распределённый образовательно-научный комплекс, в состав которого входят 24 образовательных учреждения в 5 федеральных округах России. Подготовка специалистов в НИЯУ МИФИ является «сквозной» (под лозунгом «от парты до диплома и далее»), реализующей современный общемировой принцип непрерывности образования.

Такой подход нашёл своё отражение и в структуре Университета. Первую группу образуют 12 вузов, выпускники которых получают диплом о высшем образовании в НИЯУ МИФИ. Во вторую входят 7 колледжей и техникумов, готовящих специалистов среднего звена, что очень важно для обеспечения текущей производственной деятельности атомной отрасли. Наконец, ещё 5 объектов этой структуры – школы и лицеи, выпускников которых Университет рассматривает как основу будущего студенческого контингента. При этом постановка учебно-методической работы в них постоянно координируется руководством НИЯУ МИФИ в рамках так называемого Прединститута.

В образовательном процессе НИЯУ МИФИ широко используется уникальное научное оборудование и передовые методические подходы. Более 1600 профессоров,

преподавателей и научных сотрудников Университета имеют учёные степени доктора и кандидата наук.

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. Университет неизменно входит в ведущие мировые и национальные рейтинги высших учебных заведений, его деятельность пользуется неизменной всесторонней поддержкой со стороны Госкорпорации «Росатом».

НИЯУ МИФИ проводит активную профориентационную работу, привлекая в ряды абитуриентов молодёжь, желающую связать свою судьбу с атомной отраслью страны. Большую роль при этом играют школьные олимпиа-



ды, проводимые совместно с Госкорпорацией «Росатом».

Кроме НИЯУ МИФИ, подготовку специалистов по различным 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 вузы страны.

Оглавление

1	Почему 28 сентября является Днём работника атомной промышленности России? В ознаменование каких событий в августе — сентябре 2015 г. отмечалось 70-летие отечественной атомной отрасли?	4
2	Что такое Госкорпорация «Росатом»?	7
3	Есть ли в России независимый надзорный орган в сфере использования атомной энергии?	9
4	Что такое МАГАТЭ и каковы её главные задачи?	
5	Существуют ли неправительственные и общественные ядерные организации? ЯДЕРНАЯ ФИЗИКА И ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ: НЕОБХОДИМЫЙ МИНИМУМ	12
6	Что такое нуклид, радионуклид, изотоп?	15
7	Что такое радиоактивность, какой она бывает?	17
8	Какова физическая основа ядерной энергетики?	20
9	Как работает ядерный реактор?	22
10	Какие материалы могут быть использованы в качестве замедлителя нейтронов?	23
11	Каким образом внутриядерная энергия, высвобождаемая в реакторе, преобразуется в электрическую?	25
12	Как происходит управление и регулирование цепной реакции в реакторе?	26
13	Какие бывают реакторы и что означают их названия?	27
14	Может ли реактор на АЭС взорваться, как атомная бомба? АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ: ОСНОВНЫЕ ТИПЫ И ВАЖНЕЙШИЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ СИСТЕМЫ	28
15	Что представляет собой атомная электростанция?	30
16	Что такое «одноконтурная АЭС»?	31

17	Почему наиболее распространённой компоновочной схемой АЭС в настоящее время является двухконтурная?	34
18	Почему в реакторах на быстрых нейтронах (типа отечественных БН-600 и БН-800) используется более сложная (трёхконтурная) схема?	36
19	Какие еще типы ядерных реакторов используются в мировой атомной энергетике?	38
20	Что такое «внешний контур охлаждения АЭС»?	39
21	Что такое «пруд-охладитель»?	40
22	Какие технические решения применяются при недостаточной тепловой ёмкости пруда-охладителя?	41
23	Что такое «работа АЭС в маневренном режиме»?	42
24	Что такое КИУМ?	44
25	Какова сравнительная стоимость электричества, вырабатываемого с помощью АЭС? Можно ли сделать однозначный вывод об априорной предпочтительности развития той или иной энерготехнологии?	45
26	Как часто нужно ремонтировать АЭС? БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС	48
27	Каковы общие подходы к обеспечению безопасности на АЭС и других ядерных объектах?	49
28	Что такое «системы безопасности атомных станций»?	50
29	Каковы главные принципы совершенствования технических систем безопасности АЭС?	51
30	В чём смысл многоуровневой системы барьеров?	53
31	Что такое САОР, как она работает? Какова вероятность её отказа?	56

	МИРОВАЯ И РОССИЙСКАЯ АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА	
32	Что представляет собой мировая атомная энергетика? Каковы основные показатели её деятельности?	58
33	А каковы основные статистические данные по современной российской атомной энергетике?	59
34	Каковы текущие планы дальнейшего развития российской ядерной энергетики?	61
35	А включают ли эти планы развитие в России атомной энергетике с реакторами на быстрых нейтронах?	63
36	Объединены ли АЭС России какой-либо организационной структурой?	65
37	Как юридически регулируются вопросы, связанные с использованием атомных электростанций в России?	66
38	Строились ли АЭС за рубежом по советским/российским проектам? Строятся ли сейчас?	67
	ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО: ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ	
39	В чем главные отличия процессов сгорания ядерного и органического топлива?	70
40	Какова энергоёмкость ядерного топлива в сравнении с органическим?	71
	УРАН В ПРИРОДЕ И ЕГО ДОБЫЧА	
41	Чем обусловлена исключительная роль урана в качестве основы ядерного топлива?	72
42	Сколько урана на Земле? Какие урановые руды считаются богатыми, какие – бедными? Правда ли, что уран можно получать и из морской воды?	73
43	Где расположены урановые месторождения в мире и в России? Сколько урана на них добывается и каковы перспективы развития урановой отрасли?	74
44	Как добывают уран? Насколько это безопасно для населения прилегающей к месторождению территории?	77

45	Ведется ли в России поиск новых месторождений урана?	78
46	Какая организация объединяет уранодобывающую отрасль, какова её структура и перспективы?	79
	ОТ РУДЫ К ЯДЕРНОМУ ТОПЛИВУ	
47	Какие стадии уран проходит в процессе его превращения в ядерное топливо?	80
48	Как организационно объединён отечественный производственно-технологический комплекс по производству ядерного топлива?	82
49	Как и где обогащается уран? В чём сущность процесса обогащения?	83
50	Что представляет собой топливо для реакторов АЭС?	87
51	Какие требования предъявляются к твэлам и тепловыделяющим сборкам?	89
52	Какие материалы, кроме урана, используются при серийном производстве твэлов ЯЭБ?	90
53	Какие новые виды ядерного топлива разрабатываются Топливной компанией «ТВЭЛ» в настоящее время?	91
54	Взаимозаменяемы ли ТВС для различных типов реакторов?	92
55	Насколько произведённое в России ядерное топливо соответствует международным стандартам качества?	93
56	Поставляет ли Топливная компания «ТВЭЛ» Госкорпорации «Росатом» на экспорт конструктивно оформленные ТВС западного дизайна?	94
	ИОНИЗИРУЮЩИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ И ИХ ВОЗДЕЙСТВИЕ НА ЧЕЛОВЕКА	
57	Что такое ионизирующее излучение? В чем заключается главная причина его негативного воздействия на человека?	95
58	Что такое активность источника ионизирующих излучений, в чем она измеряется?	96

вопрос		страница
59	Насколько радиоактивен диоксид урана, используемый в ядерном топливе? Что имеет большую удельную (на единицу массы урана) активность: урановая руда или диоксид урана?	97
60	Что такое доза излучения, в чем она измеряется?	98
61	Часто приходится слышать о физических и биологических различиях между воздействием на человеческий организм природных и техногенных ионизирующих излучений. Существуют ли такие различия?	100
62	Каковы дозы ионизирующего излучения, получаемые человеком? Какова при этом значимость различных факторов?	101
63	Есть ли различия в дозах от естественных источников радиации в зависимости от места пребывания и жительства?	103
64	Какие уровни воздействия ионизирующего излучения могут представлять угрозу для жизни и здоровья человека и в какой форме?	104
65	Может ли человек без помощи специальных приборов ощущать ионизирующую радиацию или чувствовать радиоактивное загрязнение продуктов питания и питьевой воды на вкус?	106
66	Имеет ли смысл хождение на рынок или в магазин с бытовым дозиметром?	107
67	Имеет ли смысл населению прилегающего к АЭС региона, как об этом говорят, пить йод «для профилактики радиационных поражений»?	108
68	Правда ли, что кагор защищает от радиации? А что ещё, кроме кагора? РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ И РАДИАЦИОННОЕ НОРМИРОВАНИЕ	110
69	Какие принципы положены в основу формирования предельно-допустимых уровней радиационного воздействия для сотрудников атомной промышленности и энергетики и для населения в целом?	111
70	Что такое риски и каковы основные области их приемлемости для общества?	112

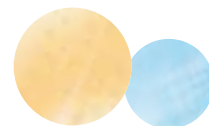
вопрос		страница
71	Как классифицируются риски по способу их оценки и каковы их уровни в реальной жизни?	113
72	Какими льготами пользуются сотрудники АЭС и других предприятий атомной отрасли?	115
73	Как соотносятся риски при различных способах получения энергии?	116
74	Каковы основные принципы обеспечения радиационной безопасности?	117
75	Есть ли в России единая нормативная система, лежащая в основе правил работы с источниками ионизирующих излучений и в условиях их воздействия?	118
76	Каким образом устанавливаются предельно-допустимые нормативы по воздействию ионизирующих излучений на организм человека?	119
77	Каковы уровни радиационного воздействия на персонал АЭС и предприятий атомной отрасли в России? Не подвергается ли при работе АЭС повышенному облучению население прилегающих территорий?	122
78	Существует ли в России единая структура радиационного контроля внешней среды в масштабах всей страны?	123
79	Представляет ли радиационную опасность ядерное топливо перед его загрузкой в реактор и после выгрузки? ОБЛУЧЁННОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО И ЯДЕРНО-ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ	125
80	Как образуется ОЯТ, каков его состав и дальнейшая судьба после выгрузки из реактора?	126
81	Что такое ядерно-топливный цикл и каковы его основные типы?	129
82	Каковы концепции и технологии использования выделенных из ОЯТ топливных материалов?	132
83	На какое время хватит мировой атомной энергетике делящихся материалов как физической основы ядерного топлива?	137



РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ И ОБРАЩЕНИЕ С НИМИ		
84	Что такое «радиоактивные отходы»? Какими юридическими нормами определяется обращение с ними, какие организации за это отвечают?	140
85	Как классифицируются РАО?	143
86	Каковы основные технологии обращения с РАО?	144
87	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)?	146
НЕКОТОРЫЕ ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ		
88	Каково значение АЭС для «безуглеродной энергетики?»	148
89	Имеют ли они отношение к АЭС так называемые кислотные дожди?	151
90	Каково сравнительное радиационное воздействие на окружающую среду угольных ТЭС и АЭС?	152
91	Каковы иные экологические преимущества атомной энергии?	153
92	Не способствует ли производство ядерного топлива и утилизация ОЯТ распространению ядерного оружия?	155
93	Представляет ли ядерное топливо (свежее, отработанное) опасность с точки зрения террористической угрозы?	156
РАДИАЦИОННО-ОПАСНЫЕ СОБЫТИЯ		
94	Как классифицируются радиационно-опасные события?	158
95	Оцениваются ли количественно риски тяжёлых аварий на современных и перспективных АЭС?	161



НЕ ТОЛЬКО НА СУШЕ, НО И НА МОРЕ		
96	Что такое ПАТЭС?	162
97	Что представляет собой атомный ледокольный флот России и каковы его перспективы?	165
ЭТО — ТОЖЕ АТОМНАЯ ОТРАСЛЬ		
98	Что такое термоядерный синтез и какова его возможная роль в энергетике будущего?	168
99	Используются ли ядерные технологии в неэнергетических целях?	172
100	Какие ВУЗы готовят специалистов для атомной отрасли России?	175





ТОПЛИВНАЯ КОМПАНИЯ РОСАТОМА

ТВЭЛ

Колдобский Александр Борисович

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

Москва
2018



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.