

производящие ядерное горючее в конечных изделиях (тепловыделяющие элементы — ТВЭЛы, тепловыделяющие сборки — ТВС).

Система производств, связанных с переделами топлива до АЭС и обращением с топливом после АЭС, наз. топливным циклом. Он может быть разомкнутым, если выгружаемое из ядерного реактора отработанное топливо не отправляется на регенерацию, а хранится в долговрем. хранилищах. Однако экономически более разумным является замкнутый топливный цикл, в к-ром предусматривается круговорот ядерного горючего. Такой цикл — необходимое и обязательное условие будущего крупномасштабного развития Я. э., ориентированного на всё возрастающую долю реакторов на быстрых нейтронах (т. н. быстрые реакторы). АЭС с такими реакторами одновременно с выработкой электроэнергии способны нарабатывать вторичное ядерное горючее (напр., плутоний) в кол-ве, несколько большем, чем в них сгорает урана (т. н. расширенное воспроиз-во). Это делает природные и уже накопленные запасы ядерного горючего практически бесконечным источником энергии.

К сер. 90-х гг. в большинстве стран, развивающих Я. э., затраты на выработку электроэнергии на АЭС заметно ниже, чем на станциях, использующих уголь. Однако в США и Канаде есть районы, где станции на угле экономичнее АЭС. Станции на мазуте и природном газе во всех развитых странах менее экономичны, чем станции на угле.

Экономич. реформы в России (с 1992) усилили экономич. потенциал Я. э. При либерализации цен на энергоносители цены на ядерное горючее (в расчёте на энергетич. единицу) стали существенно ниже, чем на обычные виды горючего. Станции на органич. топливе могут реально конкурировать с АЭС только в местах его добычи, т. е. в осн. в восточных районах. Европейские районы России являются с районами безусловного экономич. доминирования АЭС с возрастанием их экономич. преимуществ к западным границам России. Здесь и развернулось массовое строительство крупных АЭС со 2-й пол. 60-х гг. К моменту Чернобыльской аварии суммарная мощность АЭС в СССР составила ок. 28 млн. кВт. После аварии темп ввода новых мощностей существенно замедлился, а в 1989 прекратился. За этот период было пущено неск. почти законченных атомных энергоблоков общей мощностью 8 млн. кВт. Строительство других АЭС суммарной мощностью в неск. десятков млн. кВт, находящихся в осн. на более ранних стадиях строительства, законсервировано.

Наблюдаемый в мире «провал» в приросте мощностей Я. э. получил назв. «послечернобыльская зима». Однако в силу технол. и экономич. особенностей, присущих атомным энергоисточникам, а также на фоне истощающихся запасов на Земле относительно дешёвых и доступных топливно-энергетич. ресурсов, ухудшающейся экологич. обстановки, роста населения планеты и появившихся сдвигов в обществ. мнении в пользу АЭС за Я. э. сохраняется большое будущее.

Реальное экономич. воздействие АЭС на окружающую среду очень мало: если принять индекс ущерба окружающей среде при нормальной работе станций от использования энергетич. единиц твёрдого и жидкого сернистого топлива за 1, то ущерб от использования природного газа равен 0,35, а для ядерного горючего он практически равен нулю. Экономич. показатели АЭС почти не зависят от климатич. и территориальных факторов. Ориентация на сооружение АЭС выводит страну на более высокий уровень техн. развития.

К сер. 90-х гг. в мире, и в частности в России, разработаны новые проекты полностью безопасных АЭС, к-рые, по-видимому, начнут вступать в строй в конце первого десятилетия 21 в. К практически абсолютно надёжно зарекомендовавшим себя типам реакторов относятся реакторы с водяным теплоносителем осн. конструктивной модификации — т. н. реакторы корпусного типа. В этой конструкции активная зона располагается внутри цилиндрич. толстостенного металлич. корпуса, находяще-

гося под внутр. давлением. Более 95% реакторов АЭС мира относятся к реакторам такого типа; используются корпусные реакторы для двух наиб. распространённых способов отвода тепла от активной зоны: некипящей водой под давлением (55%) и с кипением воды в активной зоне (45%).

В России реакторы с водой под давлением (ВВЭР) установлены на Кольской, Калининской, Нововоронежской, Балаковской АЭС; их суммарная мощность составляет $\approx 8,6$ млн. кВт. На Ленинградской, Смоленской, Курской и Билибинской АЭС установлены реакторы также с водяным теплоносителем, но т. н. канального типа; их суммарная мощность ≈ 11 млн. кВт. Они не имеют цилиндрич. корпуса и представляют собой кладку цилиндрич. формы из графитовых блоков, пронизанных вертикальными каналами с ядерным горючим, через к-рые протекает кипящая в них вода.

На Белоярской АЭС мощностью 600 МВт действует быстрый реактор с теплоносителем из жидкого натрия. Этот реактор является первым в мире опытно-промышл. реактором, предназначенным для отработки аспектов будущего широкомасштабного расширенного воспроиз-ва ядерного горючего с использованием замкнутого топливного цикла.

Я. э. обладает и рядом отрицат. черт: наличие сложного топливного цикла, проблема радиоакт. отходов, утечка радиоактивности в окружающую среду и проблема снятия с эксплуатации АЭС. Радиоакт. отходы являются наиб. «неприятной» стороной Я. э. Однако их объём (на единицу электр. мощности) относительно невелик — в миллионы раз меньше объёма отходов огневой энергетики. Кроме того, накоплен значит. опыт локализации этих отходов (напр., связывание их стеклообразной матрицей и захоронение в глубоких геологич. формациях), наконец, ведутся соответствующие исследования, в т. ч. в рамках и под контролем Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ), что в совокупности является гарантией надёжного решения проблемы отходов.

Утечку радиоактивности также возможно преодолеть. Многолетние наблюдения за радиац. фоном в непосредств. близости от АЭС при обеспечении нормальных эксплуат. условий не показали его заметного отклонения от естеств. фона или превышения допустимых норм.

Не решённой до конца проблемой Я. э. является снятие с эксплуатации АЭС после истечения их срока службы. В сер. 90-х гг. эта проблема стала актуальной, поскольку проектный срок окончания эксплуатации АЭС первого поколения, т. е. пущенных во 2-й пол. 60-х — 1-й пол. 70-х гг., заканчивается или близок к завершению.

В одном атомном энергоблоке мощностью 1 млн. кВт содержится 500—700 тыс. т строит. материалов и 40—60 тыс. т стационарного оборудования металлоконструкций. Из них не более 1% материалов приобретает повышенную и доли процента — высокую радиоактивность (только последние требуют спец. обращения и локализации). Однако первоочередным этапом решения проблемы является продление срока службы АЭС с первоначального срока ок. 30 лет до 40—60 лет.

Гораздо сложнее оказывается проблема преодоления обществ. неприятия АЭС. В связи с этим в России и западных странах развёрнуты значит. социологич. исследования, направленные на понимание и выработку механизмов, ведущих к социальной приемлемости АЭС. Они включают в себя широкий спектр мероприятий и условий законодательного, финансово-стимулирующего, пропагандистского, образовательного, организационно-управленческого и иного характера.

Лит.: Абагян А. А. [и др.], Состояние и проблемы развития ядерной энергетики в СССР, «Атомная энергия», 1990, т. 69, № 2, с. 67; Энергетика мира: уроки будущего, М., 1992, с. 289; Михайлов В. Н., Атомная энергетика России: реалии и перспективы, «Бюлл. Минатомэнерго», 1994, № 1, с. 3. Ю. И. Коржкин.

ЯДЕРНОЕ ГОРЮЧЕЕ — делящиеся нуклиды, используемые в ядерных реакторах для осуществления ядерной цепной реакции деления.