

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ДЛЯ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ

А. В. КУЗЬМИН, С. А. БЕЛЯЕВ

(Представлена научным семинаром кафедры ККУ)

В последние годы масштабы и темпы строительства атомных энергоустановок в СССР и за рубежом значительно возросли. Новые энергетические мощности в основном вводятся и в ближайшей перспективе будут вводиться за счет строительства конденсационных АЭС [1]. В перспективе АЭС будут постепенно вытеснять станции, сжигающие органическое топливо. Увеличивающееся использование ядерного горючего в энергетике не решает проблему топливной недостаточности [2], так как при этом влияние ядерного топлива на общий топливно-энергетический баланс будет сравнительно невелико ($\sim 25\%$). Огромные расходы высококачественного органического топлива для производства низко- и среднепотенциального тепла для промышленного и городского теплоснабжения ставят вопрос о скорейшем применении как комбинированного метода производства электроэнергии и тепла в атомной энергетике, так и атомных районных котельных (АРК) для централизованного теплоснабжения. Примеров теплофикационных АЭС не очень много, а АРК нет совсем. Комбинированный метод производства электроэнергии и тепла получил распространение в основном в малой атомной энергетике [3]. Впервые оценка возможности использования ядерных реакторов для теплофикации и теплоснабжения была сделана в работе [4].

Разнообразные процессы, связанные с потреблением тепла без его дальнейшего превращения в другие виды, энергии, подразделяют на две категории:

- а) тепло, идущее для удовлетворения коммунально-бытовых нужд;
- б) тепло, идущее для технологических нужд. Масштабы производства низкопотенциального тепла сравнимы с суммарной мощностью всех крупных электростанций страны. На долю коммунально-бытовых нужд в настоящее время приходится около 70%, а на долю технологических нужд около 30% всего теплового потребления страны. Это соотношение останется и в ближайшей перспективе [5].

Для коммунально-бытовых нужд расходуется тепло при низких температурах теплоносителя ($\sim 150^\circ\text{C}$), график нагрузки характеризуется высокой стабильностью. Это создает заманчивые возможности проектирования элементов ядерной установки АРК из дешевых материалов, простых по конструкции, регулированию и поддержанию мощности. В схеме АРК в качестве генератора тепла могут быть ис-

пользованы любые, освоенные в СССР и за рубежом, типы реакторов. Нами была проведена оценка работы газо-графитового реактора, реактора с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем (типа «Адам»), кипящего и водо-водяного, реакторов с выделенными контурами и по моноблочной компоновке (типа АБВ—1, 5 [3]). Все перечисленные варианты сравнивались при тепловой мощности АРК в 100 Гкал/ч (некоторые реакторы сравнивались и на мощности 300 Гкал/ч).

График годовой продолжительности нагрузки, представленный на рис. 1, составлен для восточных районов страны с $t_p^n = -40^\circ\text{C}$. Загруженность АРК в базовой части графика в этом случае составляет около 6000 часов. Очевидно, что для районов с более низкой расчетной температурой наружного воздуха загруженность АРК в базовой части графика нагрузки возрастет и кратковременные изменения нагрузки будут сведены к минимуму. Пиковую часть нагрузки предполагается покрывать пиковой водогрейной котельной, работающей на мазуте или газе. Вода на входе в тепловую сеть после АРК имеет максимальную температуру 110°C , в обратной магистрали — $30-70^\circ\text{C}$ (рис. 2).

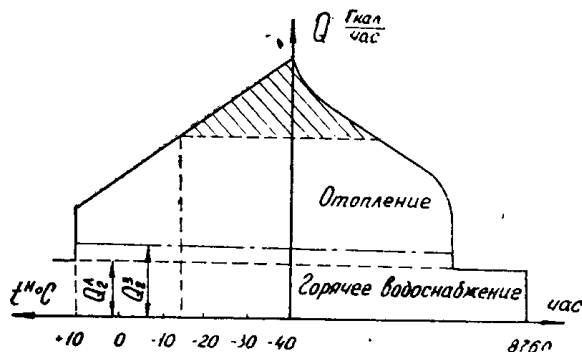


Рис. 1. Годовой график тепловой нагрузки

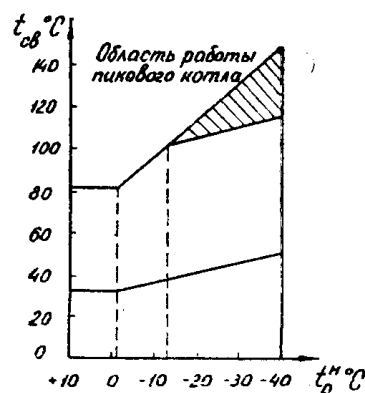


Рис. 2. Температурный график теплосети

При проектировании АРК необходимо учитывать следующие основные требования:

а) АРК должна иметь высокую степень радиационной безопасности, схема АРК должна надежно предохранять тепловые сети от радиоактивного заражения;

б) необходимо стремиться к максимальному приближению АРК к центру тепловых нагрузок;

в) генератор тепла — реактор — должен обладать высокой эксплуатационной надежностью, простотой управления, широким диапазоном регулирования мощности;

г) АРК должна быть загружена в базовой части графика нагрузки, так как только в этом случае могут быть оправданы значительно большие по сравнению с простыми котельными капитальные вложения;

д) желательно стремиться предельно увеличивать кампанию реактора с целью максимального упрощения обслуживания АРК;

е) строительные и монтажные работы должны быть сведены к минимуму.

Первые три из вышеуказанных требований заставляют выбирать в качестве источника тепла надежные, освоенные в производстве и эксплуатации реакторы. Реакторы с тяжелой водой, несмотря на их физические преимущества, имеют очень громоздкую сеть вспомогательных систем, что затрудняет эксплуатацию [6].

Данных о проектировании кипящих реакторов на низких параметрах и мощности в литературе нам не встречалось. Надежность реакторов этого типа является проблематичной.

Наиболее предпочтительными с точки зрения радиационной безопасности и приближения ядерной установки к центру тепловых нагрузок являются газо-графитовые реакторы и хорошо освоенные у нас и за рубежом водо-водяные реакторы. Газовый теплоноситель (CO_2) обладает слабым поглощением нейтронов, ввиду чего его утечка из реактора приводит к очень незначительному увеличению реактивности. Это является характерным свойством, обеспечивающим безопасность работы данных реакторов. Газо-графитовым реакторам присуща простота конструкций, легкость и удобство эксплуатации. В интервале требуемых довольно низких температур до 400°C углекислый газ не корродирует с конструкционными материалами первого контура. Недостатками этих реакторов являются большие размеры теплообменных аппаратов и активной зоны, а также необходимость в большом количестве покупной электроэнергии, требующейся для перекачки газа в первом контуре.

Водо-водяные реакторы обладают свойством саморегулирования, используемого для автоматического регулирования при переходных процессах, что позволяет не применять на них быстродействующих дорогих систем управления.

Низкие параметры ($P = 10\text{--}20 \text{ атa}$, $t < t_s$), использование естественной циркуляции также значительно упрощают и вспомогательные системы первого контура, облегчая обслуживание и управление реактором. Все эти преимущества реактора позволяют считать его самым перспективным. Возможная схема АРК с водо-водяным реактором, выполненная по раздельной компоновке, дана на рис. 3.

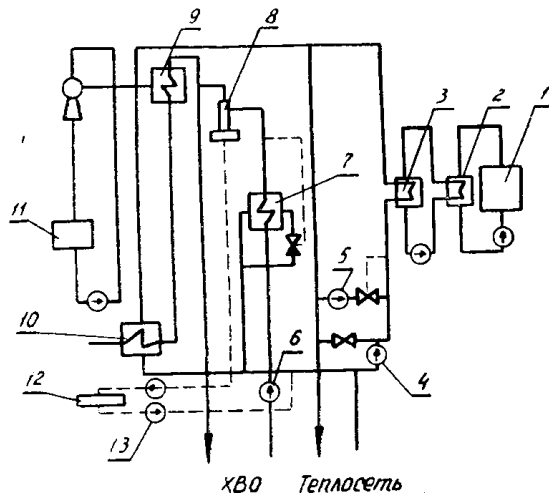


Рис. 3. Принципиальная тепловая схема АРК: 1 — реактор; 2 — промежуточный теплообменник; 3 — сетевой подогреватель; 4 — сетевой насос; 5 — рециркуляционный насос; 6 — насос ХВО; 7 — теплообменник; 8 — охладитель пара; 9 — сырая вода; 11 — бак; 12 — бак-аккумулятор; 13 — подпиточный насос теплосети

и инженерные средства обеспечения радиационной безопасности. В практике оценки площадок для ядерных установок ранее легко проглядывался основной принцип решения проблемы безопасности: удаление реактора от населенного пункта. Комиссия по Атомной Энергии США во втором издании «Временных правил проектирования» (1962) делает интересный вывод: удаление реакторов АЭС от мест потребления является малоэффективным средством повышения безопасности [7].

Основные критерии оценки площадки по КАЭ сводятся к расчетному определению трех зон вокруг площадки реактора: запретной зоны, зоны малой населенности, расстояния до крупного населенного пункта. На размеры этих зон влияет размер аварии, поэтому в расчетах допускают следующие потенциально мыслимые условия предельно возможной аварии: большой выброс активности, плохое вентилирование приземного

слоя воздуха и, самое важное, разрушение защитных средств. КАЭ считает, что, если бы вероятность этих событий была равна нулю или имелся бы опыт эксплуатации защитных средств в аварийных условиях, не было бы необходимости введения второй и третьей зон.

Данные теоретических расчетов по определению радиусов защитных зон приведены в табл. 1. Нельзя не отметить, что эти данные получены для атомных энергетических реакторов, работающих на более высоких

Таблица 1

**Радиусы запретных зон для реакторов
различных уровней мощности по правилам КАЭ США**

Тепловая мощность реактора, <i>Мвт</i>	Радиус запретной зоны, <i>км</i>	Радиус малонасе- ленной зоны, <i>км</i>	Расстояние до крупно- го населенного пункта, <i>км</i>
1	2	3	4
100	0,42	3,5	4,7
200	0,47	5,5	7,2
300	0,5	7,2	9,7
400	6,6	8,7	11,6

параметрах, чем реакторы АРК. Более высокая надежность работы защитных средств на АРК, вероятно, может быть достигнута с гораздо меньшими трудностями. Это позволяет верить в то, что строительство АРК будет возможно в крупных населенных пунктах. Конечно, это ста-

Таблица 2

Себестоимость тепла, получаемого различными способами

Способ получения тепла	Себестоимость тепла, <i>руб/гкал</i>	
	в удаленных районах	в средней полосе
1	2	3
Котельные на твердом топ- ливе (8), (9)	15—50	1,6—4,1
От энергосистем и ТЭС элек- троотопление (3)	20—80	4—12
От АРК 10÷60 <i>Гкал/час</i> (3)	4—8	3—6
От АРК 100—300 <i>Гкал/ч</i> оценка авторов	10—15	5—10

вит много проблем в проектировании вспомогательных систем, инженерных средств радиационной безопасности и защитных ограждений, компоновки здания котельной, усовершенствования оценки площадок и т. д. и т. п., но очевидные преимущества АРК перед обычными котельными (более высокий к. п. д., меньшее загрязнение воздуха, более низкая себестоимость отпускаемого тепла (табл. 2) за счет меньших издержек производства) требуют быстрого их решения.

Применение ядерного горючего для генерирования низкопотенциального тепла является, несомненно, перспективным направлением улучшения топливно-энергетического баланса страны.

ЛИТЕРАТУРА

1. Г. В. Ермаков. Развитие атомной энергетики в СССР. «Теплоэнергетика», 1969, № 6.
 2. А. П. Александров. Ядерная энергетика и ее роль в техническом прогрессе. «Атомная энергия». Том 25, вып. 5, 1968.
 3. В. А. Жильцов и др. Применение водо-водяных реакторов в малой ядерной энергетике. «Атомная энергия». Том 26, вып. 5, 1969.
 4. А. С. Горшков и др. Использование ядерных реакторов для теплофикации и теплоснабжения. Доклад 319, представленный СССР на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии. Женевы, 1964.
 5. Л. А. Мелентьев, М. А. Стырикович, Е. О. Штейнгауз. Топливо-энергетический баланс СССР (основные вопросы экономики и планирования). Госэнергоиздат, 1962.
 6. И. Вивстад, С. Милейковский. Труды Второй Международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Избранные труды иностранных ученых. Том 4. М., 1959.
 7. Ю. В. Сивинцев. Безопасность ядерных реакторов. «Атомная техника за рубежом», 1966, № 10.
 8. В. А. Орлов, Г. Н. Леус. В. сб.: «Проблемы Севера». Вып. 10. М., «Наука», 1964, стр. 207.
 9. А. Я. Аврух. Проблемы себестоимости электрической и тепловой энергии. М., Госэнергоиздат, 1963.
-