

Применение водо-водяных реакторов в малой ядерной энергетике

В. А. ЖИЛЬЦОВ, А. П. КОТОВ, Г. В. МЕРЗЛИКИН, В. М. НИКУЛЬШИНА,
Ю. А. СЕРГЕЕВ, Н. М. СИНЕВ, Н. В. СУХОРУЧЕНКОВ

УДК 621.039.577-182.3

Основные технико-экономические предпосылки развития малой ядерной энергетике. Наряду с развитием реакторов для мощных АЭС в энергетическом реакторостроении складывается направление: строительство ядерных энергоисточников небольшой мощности — малая ядерная энергетика.

Такие установки применяются для снабжения электроэнергией и теплом объектов в удаленных районах, имеющих разобщенные потребители относительно малых мощностей, удовлетворение которых осуществляется за счет автономных источников энергии небольшой мощности (районы Крайнего Севера и северо-востока страны).

Несмотря на то что на данном, начальном, этапе развития ядерной энергетике стоимость строительства ядерных энергоустановок малой мощности может существенно (до 1,5–2 раз) превышать стоимость обычных электростанций и котельных, в этих районах имеются благоприятные технико-экономические предпосылки для сооружения малых АЭС различного назначения:

для комбинированной выработки электроэнергии и тепла;

для раздельной выработки либо электроэнергии, либо тепла.

Конкурентоспособность ядерных установок в этих условиях обеспечивается тем, что расходы на ядерное горючее практически не зависят от места его использования, тогда как перевозка обычного топлива часто оказывается очень сложной и дорогой. Например, стоимость угля в районе Магадана при транспортировке его автотранспортом с Аркагалинского месторождения на расстояние 750 км увеличивается с 8 до 55 руб/т, а в особо труднодоступных местах до 100 руб/т [1]. Вследствие этого экономия в издержках производства энергии

на АЭС может компенсировать увеличенные капиталовложения, приводя к большей экономичности АЭС. Критерием экономичности энергоисточника является величина приведенных затрат [2]:

$$Z_r = C + pK \text{ руб/год,}$$

где C — годовые издержки производства; K — капиталовложения в основные и оборотные фонды; p — коэффициент приведения — 0,15 1/год.

На рис. 1 показаны зависимости приведенных затрат от стоимости органического топлива для энергоисточника, состоящего из дизельной электростанции и угольной котельной, по отношению к величине Z_r для одинаковой по мощности теплофикационной АЭС «Север-2» с водо-водяным реактором АБВ-1,5. Данные рис. 1 получены для времени использования номинальной мощности 5000 ч/год; при увеличении этого времени экономичность АЭС повышается (рис. 2). Поэтому при анализе конкретных районов энергоснабжения не следует исключать из рассмотрения варианты совместного использования АЭС, эксплуатируемых в базисном режиме, и обычных энергоисточников, работающих по переменному графику нагрузок.

Создание ядерных энергоустановок малой мощности, конкурентоспособных не только экономически, но и в технико-эксплуатационном отношении, является сложной задачей. Эта сложность обусловлена не только общими для всей ядерной энергетике трудностями начального периода ее становления, но и некоторыми специфическими требованиями.

Специфика строительства и эксплуатации энергоустановок в удаленных районах определяется суровыми климатическими условиями, бездорожьем, мелкими потребителями энергии, дальностью расстояний между ними, малой на-

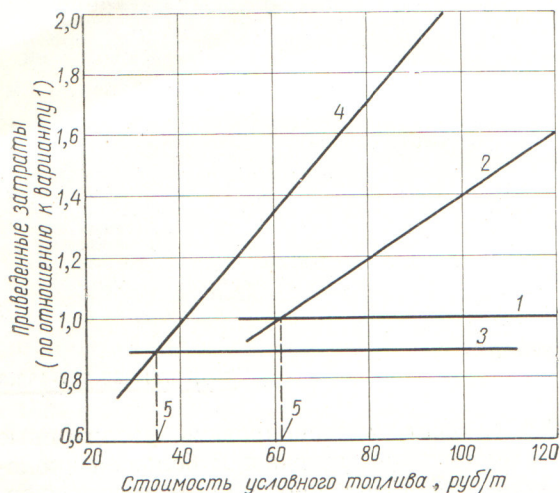


Рис. 1. Сопоставление приведенных затрат ядерных и обычных энергоисточников малой мощности:

1 — теплофикационная АЭС «Север-2» с двумя реакторами АБВ-1,5 ($N_0 = 3000$ кет; $Q = 6$ Гкал/ч); 2 — дизельная электростанция с угольной котельной ($N_0 = 3000$ кет; $Q = 6$ Гкал/ч); 3 — ядерная однопеллевая теплофикационная установка с двумя реакторами АБВ-1,5 ($Q = 20$ Гкал/ч); 4 — угольная котельная ($Q = 20$ Гкал/ч); 5 — стоимость условного топлива (P_p), при которой сопоставляемые варианты экономически равноценны.

селенностью и т. п. Как уже отмечалось, в таких районах строятся автономные электростанции (дизельные, паротурбинные или гидравлические), зачастую не связанные с энергосистемой даже местного значения. Эти факторы требуют повышения надежности и простоты обслужи-

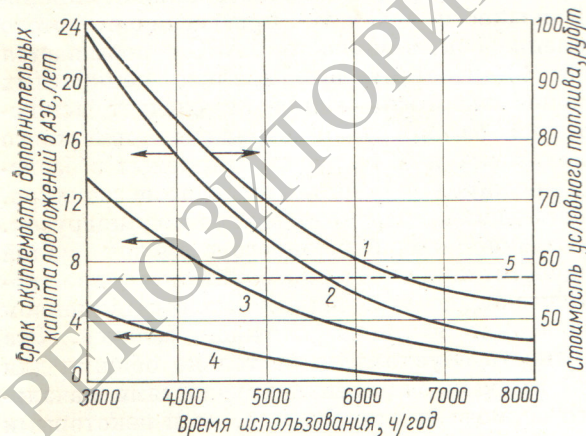


Рис. 2. Экономические показатели АЭС «Север-2» при различном использовании максимума мощности:

1 — величина P_p (см. рис. 1.); 2 — срок окупаемости дополнительных капиталовложений в АЭС при стоимости условного топлива $P_p = 65$ руб/т у. т.; 3 — то же, при $P_p = 75$ руб/т у. т.; 4 — то же, при $P_p = 120$ руб/т у. т.; 5 — нормативный срок окупаемости.

вания АЭС. При этом эксплуатация АЭС должна осуществляться весьма немногочисленным персоналом и по возможности невысокой квалификации. В связи с последним остановимся на вопросе о выборе длительности кампании реакторов малых АЭС.

На рис. 3 показана зависимость приведенных затрат АЭС «Север-2» от длительности кампании реактора АБВ-1,5. Экономически наиболее оправдана кампания длительностью около двух лет. Однако необходимо учесть, что перегрузка горючего является наиболее сложной операцией по обслуживанию ядерных установок. Имея в виду это, а также характер зависимости, изображенной на рис. 3, правильным следует признать стремление к предельному увеличению длительности кампании. Во всяком случае требование максимального упрощения обслуживания АЭС несомненно должно налагать свои ограничения при решении вопросов, определяющих продолжительность работы реактора между перегрузками (введение частичных перегрузок горючего и т. п.).

Из остальных требований, определяемых спецификой удаленных и труднодоступных районов, отметим еще три наиболее важных:

обеспечение транспортировки оборудования по возможности любым видом транспорта, включая воздушный;

максимальное упрощение и сведение к минимуму строительных и монтажных работ;

сведение к минимуму потребности в завозных материалах, необходимых для нормальной эксплуатации установки.

Наиболее универсальным способом выполнения этих требований следует признать проектирование установок в так называемом блочно-транспортном исполнении*. При этом экономия времени и средств, а также упрощение монтажных работ достигаются тем, что все оборудование поставляется на место строительства в виде блоков, габариты и вес которых определяются возможностями транспорта. Каждый блок представляет собой набор оборудования, обычно одной функциональной системы установки, со всеми необходимыми связями и аппаратурой, собранный на рамах и опробованный в заводских условиях. В этом случае монтаж сводится к размещению блоков на подготовленных местах и к установке межблочных

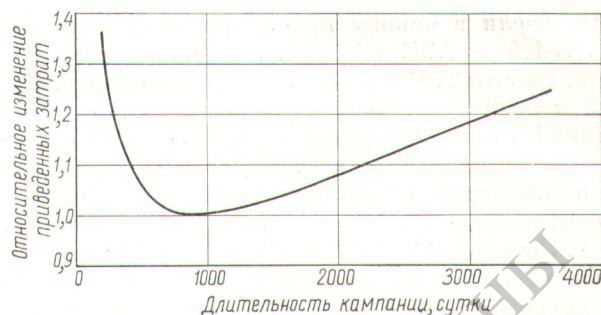
* В отдельных случаях наиболее удобным может оказаться размещение энергоустановки на барже или на транспортерах (например, советская АЭС ТЭС-3 и американские МН-1А, МЛ-1).

коммуникаций, снабженных по возможности быстроразъемными соединениями, не требующими сварочных и других высококвалифицированных и трудоемких работ.

Теплофикационная АЭС «Север-2» с двумя реакторами АБВ-1,5, на примере которой выше обсуждались вопросы конкурентоспособности ядерных энергоустановок в удаленных районах, рассчитана на электрическую мощность 3000 кВт и номинальную производительность тепла ~ 6 Гкал/ч. Очевидно, что более мощные АЭС при прочих равных условиях будут экономически эффективнее.

Опыт проектирования и эксплуатации малых АЭС с водо-водяными реакторами. Один из наиболее распространенных и отработанных типов ядерных энергетических установок — двухконтурная установка с водо-водяным реактором. Надежная работа АЭС такого типа и возможность создания компактных установок с повышенной безопасностью привлекает к ним заслуженное внимание. Построенные к настоящему времени в СССР и за рубежом (в США) малые АЭС в подавляющем большинстве (семь из девяти) имеют реакторы водо-водяного типа (см. таблицу).

Конструкции этих АЭС основаны на различных компоновочных решениях: стационарные (SM-1, SM-1A), блочно-транспортабельные (PM-1, PM-2A, PM-3A), крупно-блочная, транспортируемая на гусеничных самоходах (ТЭС-3), размещенная на барже (МН-1A). Однако основные элементы, их взаимное размещение и технологическая схема этих АЭС примерно идентичны.



Р и с. 3. Изменение приведенных затрат для АЭС «Север-2» в зависимости от длительности кампании реактора АБВ-1,5.

Первой в СССР установкой малой мощности явилась ТЭС-3, эксплуатация которой преследовала две основные цели:

1) подтверждение возможности надежной работы малогабаритной АЭС в автономных условиях и при работе в энергосистеме;

2) разработку предложений и проведение экспериментальных работ для дальнейшего проектирования АЭС такого типа. К ним следует отнести:

эксперименты по проверке возможности и качества работы АЭС в режиме саморегулирования и самокомпенсации реактора при скользящих параметрах пара, подаваемого на турбину [3];

отработку водного режима первого и второго контуров;

изучение эффективности биологической защиты при введении в воду борной кислоты [3].

В результате эксплуатации ТЭС-3 были сделаны некоторые выводы и рекомендации, кото-

Малогабаритные АЭС

Название установки	Место расположения	Дата пуска, год	Мощность			Тип реактора
			тепловая, Мвт	электрическая, Мвт	на теплофикацию, Гкал/ч	
SM-1	Форт Бельвуар, Виргиния, США	1957	10,7	1,9	—	Водо-водяной
PM-2A	Кэмп-Сенчури, Гренландия *, США	1960	10,0	1,6	0,25	»
ТЭС-3	г. Обнинск, СССР	1961	8,8	1,5	—	»
SM-1A	Форт-Грили, Аляска, США	1962	20,0	1,7	8,7	»
PM-1	Санденс, Вайоминг, США	1962	9,4	1,0	1,7	»
PM-3A	Мак-Мердо, Антарктида, США	1962	9,5	1,5	—	»
ML-1	Айдахо, Невада, США	1962	3,3	0,33	—	Газоохлаждаемый с водяным замедлителем
«Арбус»	г. Мелекесс, СССР	1963	5,0	0,75	—	Органо-органический
МН-1A	Плавучая, США	1966	45,0	10,0	—	Водо-водяной

* Демонтирована.

рые легли в основу проектирования реактора АБВ-1,5 и АЭС «Север-2», в частности:

1. Работа ТЭС-3 в режиме саморегулирования [3] и последующие расчеты на аналоговой машине [4] показали возможность отказа от системы автоматического регулирования, если реактор обладает отрицательным коэффициентом реактивности во всем интервале температур.

2. Установка ТЭС-3 имеет слабые возможности для развития естественной циркуляции воды в первом контуре. Для обеспечения надежной и безопасной работы реактора в автономных условиях это потребовало на ТЭС-3 усложнения системы циркуляции за счет резервирования насоса и системы надежного электропитания двигателей насосов. Отсюда был сделан вывод о необходимости создания в новых проектах такой взаимной компоновки реактора и парогенератора, которая позволяла бы в максимальной степени использовать естественную циркуляцию.

3. Определенные неудобства в эксплуатации ТЭС-3 вызывает то обстоятельство, что эта установка кроме главного пульта управления имеет местные пульта, находящиеся в других отсеках самоходных платформ: щит турбины и распределительный щит постоянного и переменного тока. Такое разобщение постов вызвано спецификой компоновки оборудования на гусеничных платформах и является ее недостатком. Совмещение всех средств управления и контроля в единый пост управления делает эксплуатацию АЭС более удобной и будет способствовать сокращению обслуживающего персонала (на ТЭС-3 эксплуатацию осуществляют три человека в смену).

4. Габаритные ограничения не позволили установить на ТЭС-3 систему поддержания давления в первом контуре, рассчитанную на полное изменение объема воды. Возникающая при этом необходимость «сдувки» воды из первого контура при разогреве реактора и подпитки при расхолаживании приводит к увеличению радиоактивных сбросов и усложняет обслуживание, что нежелательно в условиях автономной работы АЭС в удаленных районах.

5. На установке ТЭС-3 имело место возникновение течи из водяного бака биологической защиты из-за неудачной конструкции заделки дренажной трубы. Это показало, что для полного исключения подобных (крайне маловероятных) случаев следует по возможности отдавать предпочтение «сухой» биологической защите, не содержащей водяного бака.

Ниже приведены показатели работы американских АЭС малой мощности с водо-водяными реакторами [5, 6]:

Наибольшее время безостановочной работы реактора	~ 4000 ч
Среднее время нахождения АЭС под нагрузкой	~ 4500 ч/год
Готовность АЭС к работе в межремонтный период	~ 85%

Характеризуя в целом советский и зарубежный опыт эксплуатации малых АЭС с водо-водяными реакторами, можно сделать основные выводы:

1) работа основного оборудования оказалась надежной; особенно важно отметить хорошую управляемость и достаточную простоту обслуживания, обеспечиваемую 3—4 человеками в смену;

2) имевшие место непредвиденные остановки и нарушения в работе не являются следствием каких-либо принципиальных недостатков данного типа АЭС;

3) относительно большое в первый период эксплуатации время плановых ремонтов и остановок было обусловлено доработкой некоторых элементов оборудования и вспомогательных систем, а также подготовкой и осуществлением экспериментальных режимов (измерения температурного эффекта реактивности, отравления реактора Xe^{135} , градуировка органов управления в различные моменты кампании и др.);

4) длительная проверка работы в различных режимах и эксперименты выявили заложенные в установках с водо-водяными реакторами возможности дальнейшего усовершенствования АЭС такого типа в направлении большей компактности оборудования, упрощения монтажа, увеличения надежности и облегчения обслуживания.

В целом опыт эксплуатации АЭС малой мощности с водо-водяными реакторами должен быть оценен как положительный, дающий основу для развития малой ядерной энергетики на базе АЭС такого типа.

Проекты АЭС типа «Север» с саморегулируемым водо-водяным реактором АБВ-1,5. Для использования в удаленных районах была спроектирована блочно-транспортабельная теплофикационная АЭС «второго поколения», в большей мере отразившая накопленный опыт проектирования и эксплуатации малых АЭС. Станция разработана в двух вариантах: «Север-1» и «Север-2» с одним и двумя реакторами соответственно. Реактор и паропроизводительная уста-

новка (ППУ) получили условное обозначение АБВ-1,5. Реактор имеет следующие особенности:

интегральную компоновку активной зоны реактора и парогенератора, т. е. размещение их в одном прочном корпусе; естественную циркуляцию теплоносителя в первом и втором контурах;

мощность реактора приводится в соответствие с нагрузкой турбогенератора путем саморегулирования за счет температурного эффекта реактивности и скользящих параметров пара.

Характеристики АЭС «Север-1» и реактора АБВ-1,5 приведены ниже:

Мощность:	
реактора	12 Мвт (т.)
турбогенератора	1,5 Мвт (эл.)
Теплофикационный отбор	3,5 Гкал/ч
Размеры активной зоны, мм:	
диаметр	700
высота	800
Обогащение урана	20%
Загрузка U^{235}	44 кг

Кампания	1300 суток
Корпус ППУ, мм:	
диаметр (наружный)	1700
высота	5000
Вес, т:	
всего оборудования	360
отдельного транспортного блока (не более)	15
Себестоимость:	
отпускаемой электроэнергии	3—5 коп/квт-ч
отпускаемого тепла	6—9 руб/Гкал
Обслуживающий персонал	24 чел.

На рис. 4 показан макет одного из вариантов размещения оборудования АЭС «Север-1», на рис. 5 изображена принципиальная технологическая схема АЭС, а на рис. 6 — паропроизводительный блок. Активная зона реактора размещена в нижней части корпуса ППУ, а секции парогенератора — в его верхней части, в кольцевом пространстве между стенкой корпуса и цилиндрической обечайкой, образующей подъемный участок контура циркуляции теплоносителя. Вода поднимается из активной зоны

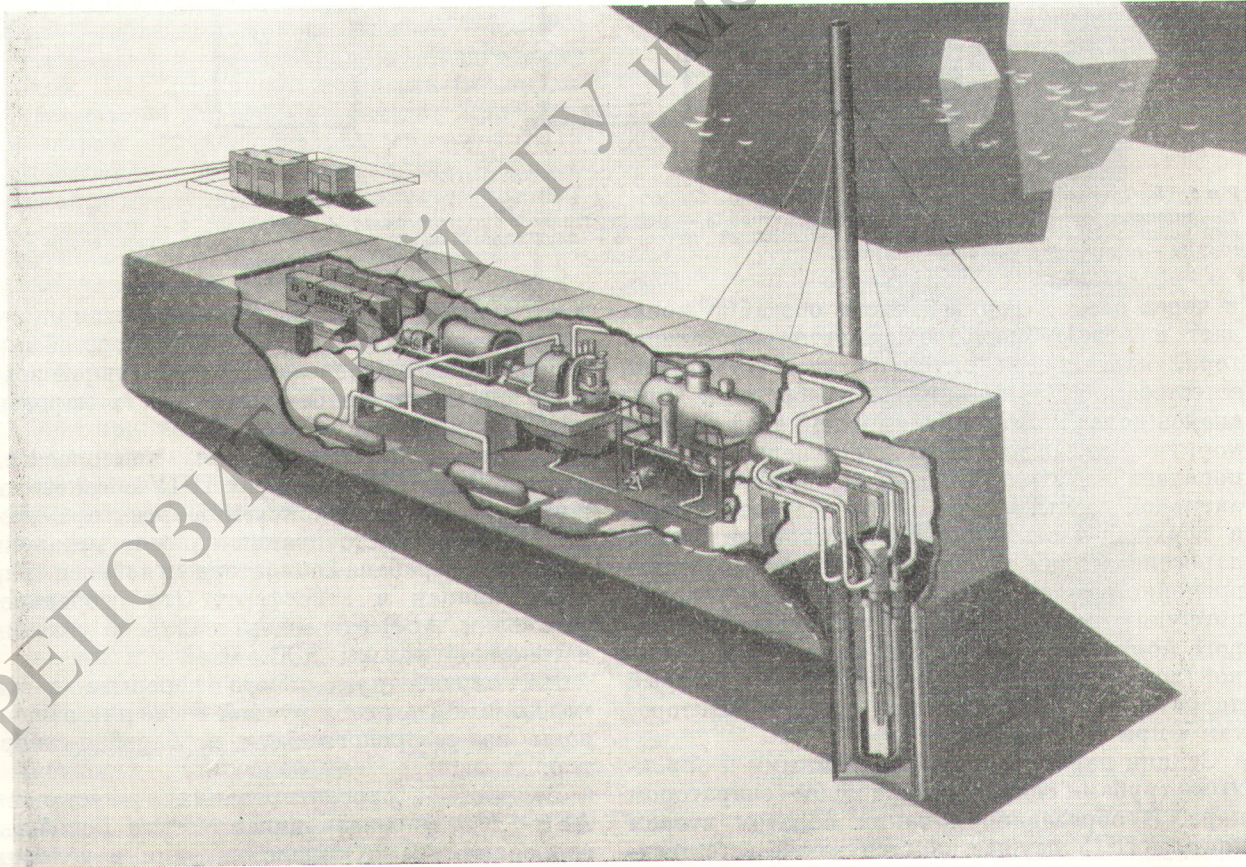


Рис. 4. Макет АЭС «Север-1».

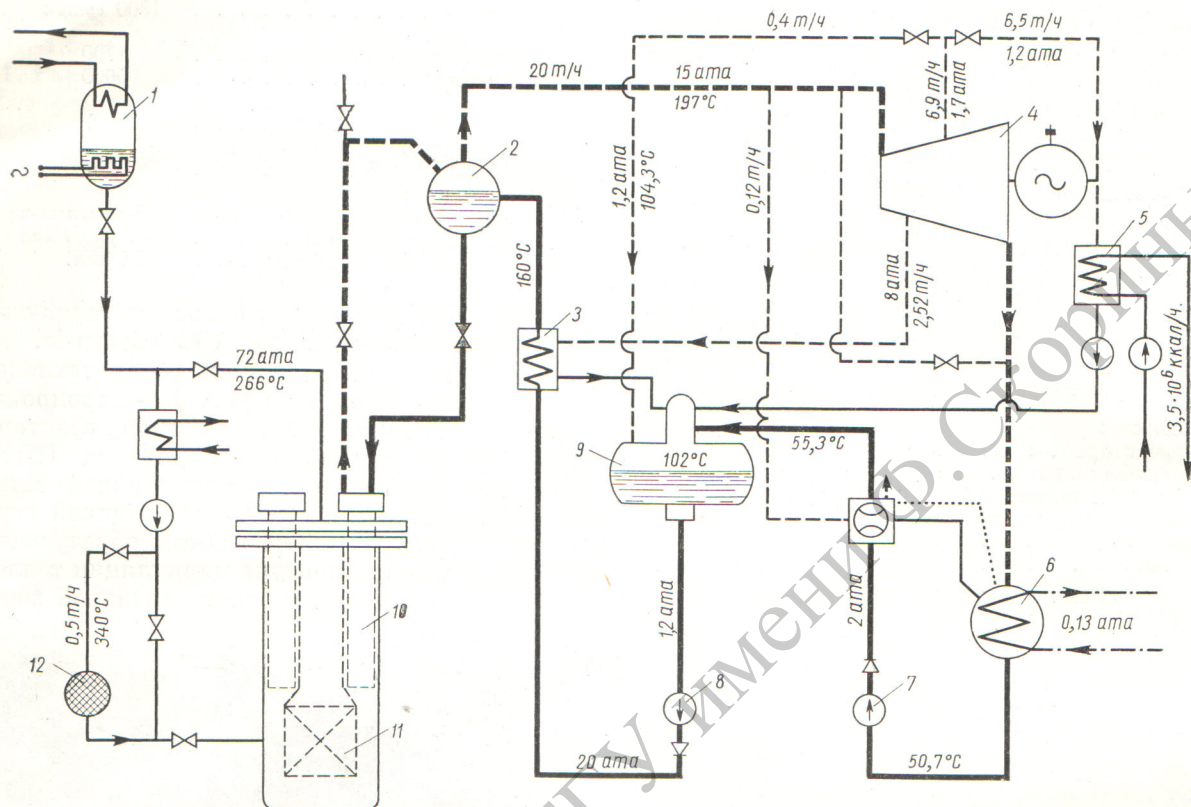


Рис. 5. Технологическая схема АЭС «Север-1»:

1 — компенсатор объема; 2 — барабан-сепаратор; 3 — регенеративный подогреватель; 4 — турбина; 5 — отопительный бойлер; 6 — конденсатор; 7 — конденсатный насос; 8 — питательный насос; 9 — деаэрактор; 10 — парогенератор; 11 — активная зона; 12 — фильтры.

и через окна в верхней части обечайки попадает в межтрубное пространство парогенератора, являющееся опускной ветвью контура естественной циркуляции теплоносителя. Опускаясь далее между экранами тепловой защиты корпуса, охлажденная в парогенераторе вода попадает на вход в тепловыделяющие сборки активной зоны. Размещение парогенератора в верхней части корпуса (расстояние между парогенератором и активной зоной 1 м) одновременно решает три задачи: улучшает условия циркуляции; предохраняет теплоноситель второго контура от активации; создает над активной зоной слой воды (около 3,5 м), который является защитой как при работе реактора, так и при его перегрузке.

Секции парогенератора подъемными и опускными трубами связаны с барабаном-сепаратором пара. В образованном таким образом втором контуре ППУ осуществляется также естественная циркуляция теплоносителя. Содержание пара в паро-водяной смеси ~15%, пар отде-

ляется от воды в сепараторе и подается на турбину, а сепарат смешивается с подогретой в регенеративном подогревателе питательной водой и по опускным трубам поступает в парогенератор.

Естественная циркуляция теплоносителя в первом и втором контурах ППУ обеспечивает возможность расхолаживания реактора даже при полном обесточивании за счет испарения воды из барабана-сепаратора и сброса пара через клапан в атмосферу. Эта особенность установки АБВ-1,5 очень важна в условиях автономной работы АЭС.

На случай длительного перерыва в электропитании имеется ручной насос для закачки воды из резервного бака в барабан-сепаратор.

Вопросы проектирования установки АБВ-1,5 — физика, динамические свойства, гидродинамика и кризис кипения в условиях естественной циркуляции — освещены в работах [4, 7—9].

В результате расчетно-экспериментального изучения свойств паропроизводительной установки АБВ-1,5 установлено большое положительное влияние на качество АЭС моноблочности ППУ в сочетании с естественной циркуляцией теплоносителя и саморегулированием реактора. Не ухудшая практически маневренные качества АЭС [4], эти особенности существенно увеличивают надежность и безопасность установки, облегчают монтаж и решающим образом упрощают управление реактором и всей АЭС. В таких установках создаются предпосылки для эксплуатации АЭС без оператора, постоянно находящегося за пультом.

Следует отметить возможность применения моноблочной компоновки реактора и парогенератора для ППУ, значительно более мощных, чем АБВ-1,5. Так были выполнены проработки [10, 11] ППУ тепловой мощностью до 250 Мвт, что соответствует электрической мощности АЭС около 60 Мвт на один реактор, т. е. полной мощности 100—200 Мвт для типичной АЭС с двумя-тремя реакторами.

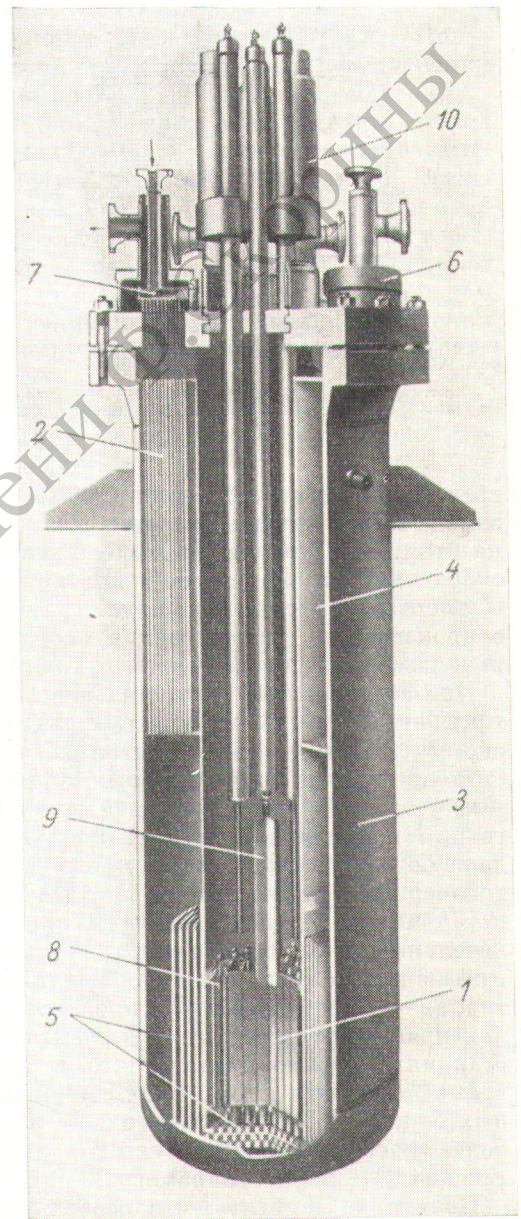
Были проведены также расчеты на ЭВМ по оптимизации параметров и конструкции ядерных ППУ различной мощности (в указанном диапазоне) на основе критерия приведенных затрат. Рассматривались варианты ППУ с моноблочной и обычной компоновками, с естественной и принудительной циркуляциями теплоносителя.

Результаты показали, что моноблочная компоновка практически не ухудшает экономических показателей АЭС и, следовательно, является предпочтительной во всем рассмотренном интервале мощностей. Выявлено также, что естественная циркуляция теплоносителя безусловно применима для моноблочных ППУ, имеющих небольшие мощности, так как при этом обеспечиваются экономические показатели на том же уровне, что и в случае принудительной циркуляции, а технико-эксплуатационные преимущества естественной циркуляции очевидны.

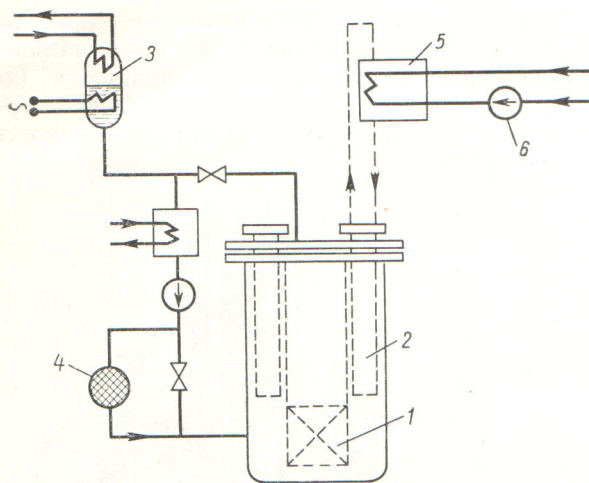
Таким образом, предварительное изучение, так же как и работы [10, 11], показало возможность создания энергетического ряда моноблочных ППУ с водо-водяными реакторами.

Применение водо-водяных реакторов для теплоснабжения. Вопрос об одноцелевом использовании ядерных энергетических установок для выработки низкопотенциального тепла не является новым [12]. Однако практическое развитие ядерной энергетики в этом направлении ведется весьма слабо.

Масштабы производства низкопотенциального тепла промышленными и коммунально-бытовыми котельными малой мощности (до ~500 т/ч пара) известны. Они по меньшей мере такого же порядка, как и суммарная мощность



Р и с. 6. Паропроизводительный блок АБВ-1,5: 1 — активная зона; 2 — парогенератор; 3 — корпус; 4 — обечайка подъемной шахты; 5 — экраны тепловой и радиационной защиты корпуса; 6 — выходная камера секции парогенератора; 7 — входная камера секции парогенератора; 8 — сборка топливных элементов; 9 — сборка поглощающих элементов; 10 — привод СУЗ.



Р и с. 7. Принципиальная схема ядерной котельной с реактором АБВ-1,5:

1 — активная зона; 2 — парогенератор; 3 — компенсатор объема; 4 — фильтры; 5 — бойлер; 6 — насос сетевой воды.

всех крупных электростанций. Следовательно, замена в перспективе тепловых электростанций на атомные и другие, не требующие органического топлива, не снимает проблему топлива в энергетике, если не будет решен вопрос о производстве низкопотенциального тепла без использования органического топлива.

При сегодняшнем состоянии ядерной энергетики нет причин, препятствующих практическому использованию ядерных котельных. С точки зрения конкурентоспособности ядерных установок расходование ядерного горючего для получения низкопотенциального тепла даже более выгодно, чем для производства электроэнергии. Действительно, к. п. д. обычных котельных всегда будет ниже к. п. д. ядерных котельных из-за уноса части тепла с дымовыми газами и неполного сгорания топлива. Напротив, электроэнергия на АЭС производится пока, как правило, с худшим к. п. д., чем на обычных станциях. Можно считать, что в ближайшее время «сжигать» горючее на ядерных котельных будет в 1,5—2 раза выгодней, чем на наиболее распространенных сегодня АЭС, работающих на низких параметрах пара.

Нельзя не заметить, что особенно тяготеют к выработке низкопотенциального тепла двухконтурные установки с реакторами водо-водяного типа. Положительные качества этих установок — надежное предохранение тепловых сетей от радиоактивного загрязнения, способность к саморегулированию и т. п.

Удобны для целей теплоснабжения рассмотренные выше моноблочные ППУ, так как очень простая схема установки (рис. 7), уменьшенные требования к маневренности в сочетании с естественной циркуляцией теплоносителя и саморегулированием реактора делают эти установки предельно простыми в управлении.

Районы конкурентоспособности ядерных котельных, по-видимому, значительно обширнее (при прочих равных условиях), чем для АЭС.

Возможные соотношения между себестоимостями тепла, получаемого различными способами, приведены ниже (руб/Гкал):

От отопительных котельных на твердом топливе:

в Магаданской области [13] 15—50
в средней полосе [14] 1,6—4,7

От энергосистем и электростанций, работающих на обычном топливе (электроотопление)*:

в Магаданской области 20—80
в средней полосе 4—12

От АЭС малой мощности в удаленных районах (электроотопление)* 30—50

От ядерных котельных малой мощности ($Q = 10 \div 60$ Гкал/ч)*:

в удаленных районах 4—8
в средней полосе 3—6

* Оценка авторов.

Поступила в Редакцию 13/XI 1968 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. С. Ц. Голод и др. В сб. «Проблемы Севера». Вып. 12. М., «Наука», 1967, стр. 182.
2. Методика технико-экономических расчетов в энергетике. М., 1966.
3. Н. М. Синев и др. Доклад № 310, представленный СССР на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1964).
4. Ю. И. Орехов и др. «Атомная энергия», 26, 445 (1969).
5. M. Rosen et al. Доклад № 211, представленный США на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1964).
6. Nuclear News, No. 11, 8 (1966).
7. Е. И. Инютин и др. «Атомная энергия», 26, 445 (1969).
8. В. М. Селиванов и др. Там же, стр. 446.
9. Б. А. Зенкевич, О. Л. Песков, А. П. Сапанкевич. Там же, стр. 446.
10. Nucl. Engng, No. 120, 374 (1966).
11. Nucl. Engng, No. 125, 755 (1966).
12. А. С. Горшков и др. Доклад № 319, представленный СССР на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1964).
13. В. А. Орлов, Г. Н. Леус. В сб. «Проблемы Севера». Вып. 10. М., «Наука», 1964, стр. 207.
14. А. Я. Аврух. Проблемы себестоимости электрической и тепловой энергии. М., Госэнергоиздат, 1963.