

и потери от простоя подлежащих модернизации блоков для доведения их до новых норм безопасности сравнимы со строительством новых блоков. Компромисс был найден в постепенном, поэтапном повышении безопасности, в компенсации недостаточности технических систем организационными мерами и увеличением объема и частоты контроля.

Накопленный в целом опыт дает уверенность в том, что ВВЭР нового поколения типа В-392 и -407 будут более безопасны, надежны и экономичны, о чем говорят положительные выводы международной конкурсной комиссии, приглашенной администрацией Санкт-Петербурга в мае 1992 г. для выбора проекта строительства АЭС в этом регионе, — проекты не уступают по принятым решениям требованиям международных норм и правил.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Баладин Ю.Ф., Горынин И.В., Звездин Ю.И., Марков В.Г. Конструкционные материалы АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1984. 280 с.
2. Стекольников В.В., Титов В.Ф. Причина повреждения коллекторов теплоносителя и меры повышения надежности парогенераторов ПГВ-1000. — Атомная энергия, 1991, т. 71, вып. 4, с. 312—320.
3. Стекольников В.В., Денисов В.П., Вознесенский В.А. Программа модернизации реакторных установок ВВЭР в СССР. — Nucl. Engng Intern., 1991, v. 36, July, № 444.
4. Стекольников В.В., Денисов В.П., Бочаров Л.А., Мясников В.О. Перспективные реакторные установки атомных станций. — Энергетик, 1993, № 2.

УДК 629.12:621.039.578

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ КОРАБЕЛЬНЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

Митенков Ф.М. (ОКБМ)

К настоящему времени в нашей стране накоплен большой опыт практического использования корабельных ЯЭУ. Достаточно сказать, например, что суда ледокольного плавания с ЯЭУ успешно эксплуатируются уже более 30 лет. Общая наработка девяти таких судов составляет более 150 реакторо-лет. Поэтому естественно стремление рассмотреть целесообразность использования положительно зарекомендовавших себя корабельных установок в других областях народного хозяйства. При этом необходимо учитывать исходные положения, которые по существу очевидны и не требуют дополнительного обоснования. Во-первых, корабельные ЯЭУ при использовании их на АЭС требуют доработки, что диктуется спецификой назначения, условиями применения, а также соответствующими требованиями нормативных документов. Во-вторых, их мощность по сравнению с базовыми энергоблоками АЭС намного меньше. Поэтому по экономическим характеристикам они, конечно, не могут конкурировать со стационарными АЭС. Однако есть значительный рынок потенциальных энергопотребителей в регионах, лишенных энергетических сетей и автономных энергоисточников необходимой мощности с приемлемыми технико-экономическими характеристиками. Для таких регионов, перспективных с точки зрения хозяйственного освоения, корабельные ЯЭУ могут представлять значительный интерес.

В ОКБМ (Нижний Новгород) с участием ЦКБ «Айсберг», ЦКБ «Балтсудопроект» (Санкт-Петербург) и другими выполнены исследования и соответствующие проектные разработки, имеющие целью подтвердить техническую возможность и целесообразность использования корабельных ЯЭУ для энергоснабжения.

Основные характеристики энергоустановок, на которые ориентировались при исследованиях, следующие:

	КЛТ-40	КН-3
Тепловая мощность реактора, МВт	170	300
Давление в реакторе, МПа	12,8	14,6
Температура теплоносителя, °С:		
на входе в активную зону	277	274
на выходе из активной зоны	320	322
Паропроизводительность, т/ч	240	400
Параметры пара:		
температура, °С	305	295
давление за парогенератором, МПа	3,1	4,0
Температура питательной воды, °С	104—108	194
Электрическая мощность, МВт	50	90

Конструкция корабельных установок КЛТ-40 хорошо известна [1—3]. Поэтому целесообразно напомнить только те особенности, которые существенны с точки зрения их использования на АЭС. При этом необходимо иметь в виду, что излагаемые соображения в равной степени относятся к реакторной установке не только КЛТ-40, но и КН-3. Для конкретности приводимые количественные характеристики отнесены к КЛТ-40.

В первую очередь необходимо отметить высокую надежность оборудования и систем, подтвержденную успешной безаварийной многолетней эксплуатацией на атомных ледоколах. Известно, что эксплуатация последних характеризуется тяжелыми условиями. От ЯЭУ в таких условиях требуются высокая маневренность с частыми и глубокими изменениями мощности с относительно большой скоростью, устойчивость к виброударным нагрузкам, значительным термоциклическим нагрузкам основного оборудования и др. За время многолетней эксплуатации КЛТ-40 не было отмечено ни одного инцидента с нарушением управления реакцией деления или неконтролируемого распространения радиоактивности. Проектные ресурсные характеристики основного оборудования были многократно превышены.

Ревизия оборудования атомного ледокола «Ленин», выведенного из эксплуатации вследствие износа корпуса, показала, что основное оборудование после 120 тыс. ч сохранило работоспособность.

Есть основания считать, что режимы эксплуатации в составе АЭС (даже автономных) для реакторной установки в целом будут более стабильными, следовательно, и более легкими, щадящими с точки зрения ресурса оборудования.

Реакторная установка и обслуживающие ее системы заключены в защитную оболочку, удовлетворяющую требованиям герметичности и рассчитанную на внутреннее давление 0,4 МПа. При этом утечка радиоактивности в окружающее пространство не превышает 1% в сутки, что позволяет исключить недопустимые выбросы при разгерметизации первого контура. Конструкция защитной оболочки обеспечивает непроницаемость летящими предметами в случае запроектных аварий. По уровню безопасности КЛТ-40 удовлетворяет современным требованиям нормативных документов для судовых установок, а также ПБЯ РУ АС-89.

Основу реализованной концепции безопасности составляют:

внутренняя самозащищенность реактора за счет отрицательных температурных обратных связей;

система аварийной защиты, обеспечивающая остановку реактора рабочими органами без использования внешних источников энергии (пассивная защита);

глубокоэшелонированная защита;

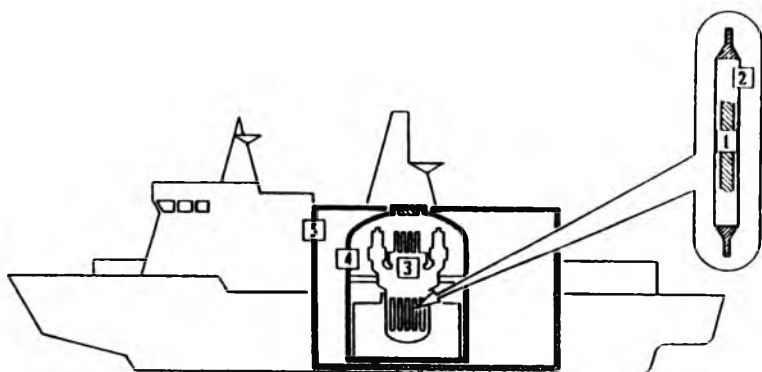
резервирование оборудования, важного для безопасности;

пассивная система аварийного расхолаживания с использованием естественной циркуляции во всех контурах от активной зоны до конечного поглотителя;

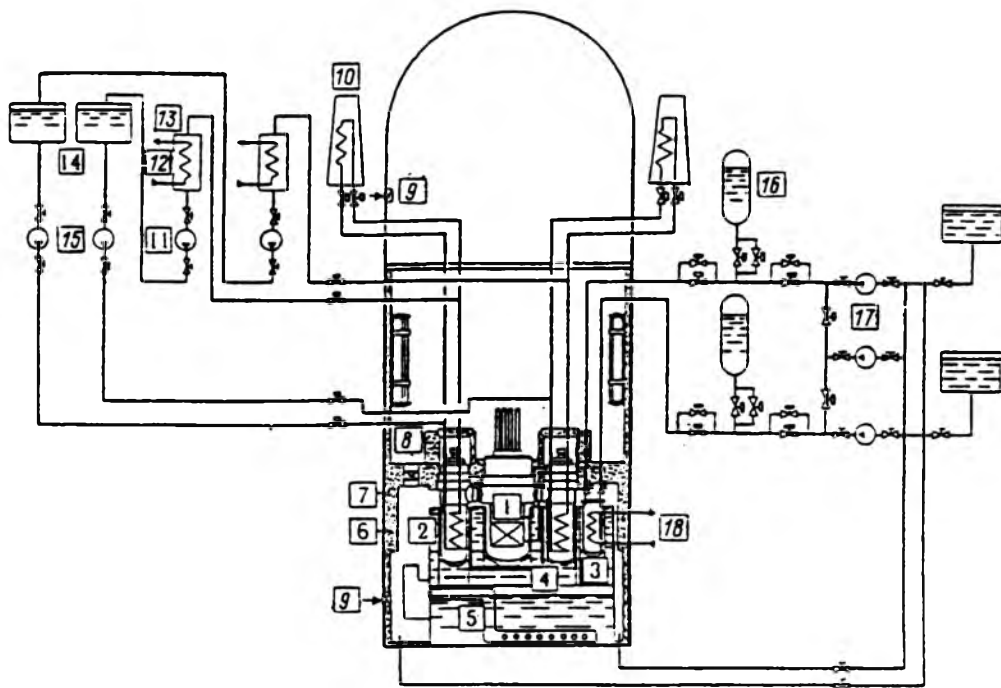
система мероприятий, предупреждающая эксплуатационные аварии.

Глубокоэшелонированная система защиты представляет комплекс барьеров на пути возможного выхода и распространения радиоактивных продуктов деления: топливная композиция, оболочка твэлов, герметичный контур теплоносителя реактора, защитная оболочка, защитное ограждение (рис. 1). Неотъемлемым дополнением является система контроля радиоактивности в реакторном и примыкающих помещениях.

Схема установки и компоновка ее оборудования приведены на рис. 2, 3. Технические решения обеспечили низкую частоту аварий с нарушением допустимых пределов безопасности (см. таблицу).



Р и с. 1. Защитные барьеры на пути распространения радиоактивности: 1 — топливная композиция; 2 — оболочка твэлов; 3 — границы первого контура; 4 — защитная оболочка; 5 — защитное ограждение



Р и с. 2. Схема реакторной установки: 1 — реактор; 2 — парогенератор; 3 — теплообменник; 4 — бак металловодной защиты; 5 — барботажная система снижения аварийного давления; 6 — радиационная защита; 7 — защитная оболочка; 8, 9 — перепускной клапан и клапан затопления соответственно; 10 — воздушные теплообменники; 11 — конденсатные насосы; 12 — заборная вода; 13 — технологические конденсаторы; 14 — цистерны запаса воды; 15 — аварийные питательные насосы; 16 — гидроаккумуляторы; 17 — насосы аварийной проливки; 18 — третий контур

Численные оценки, полученные из консервативных предположений

Исходное событие	Частота, год ⁻¹	Превышение пределов безопасности, 10 ⁻⁷ год ⁻¹
Непреднамеренное введение положительной реактивности	10 ⁻⁵	5
Обесточивание	10 ⁻³	6
Разрушение трубопровода питательной воды	10 ⁻⁴	1
Разгерметизация первого контура:		
малая течь	10 ⁻²	1
разрыв трубы полным сечением (с учетом встроенных специальных устройств)	< 9 · 10 ⁻³	< 4
Разрыв трубки парогенератора	2 · 10 ⁻²	0,1

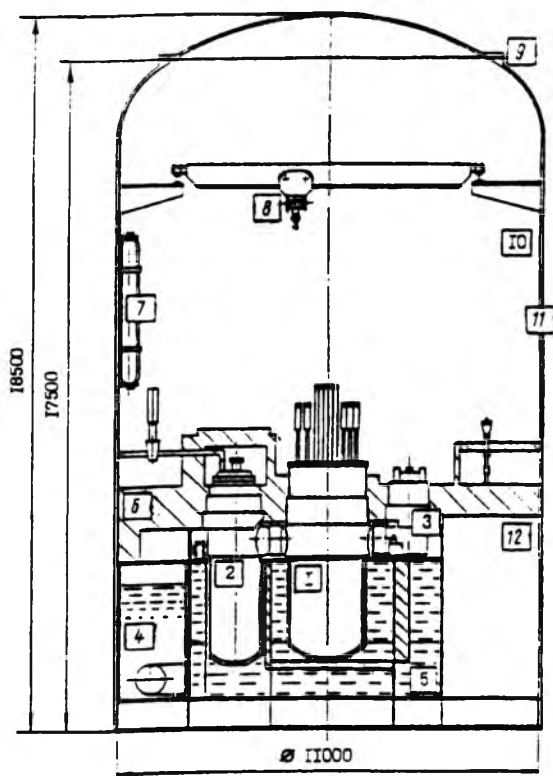
Суммарное превышение пределов безопасности $2 \cdot 10^{-6}$ год⁻¹, которое следует из таблицы, значительно меньше 10^{-5} год⁻¹, считающейся приемлемой согласно ОПБ-88.

Исследования проектных аварий, т.е. аварий, характеризующихся единичными отказами в системах безопасности или единичными ошибками эксплуатационного персонала, подтверждают отсутствие повреждений в активной зоне, а также радиационных последствий.

Длительный опыт эксплуатации атомных кораблей подтвердил высокий уровень радиационной безопасности. Среднегодовая дозовая нагрузка на персонал по опыту работы судов с реакторной установкой КЛТ-40 составляет менее 0,5 бэр, что существенно ниже норм [4]. Радиационного воздействия на окружающую среду при нормальной эксплуатации нет. Предусмотренный комплекс защитных барьеров и систем безопасности исключает возможность недопустимых воздействий на окружающую среду даже при постулируемых авариях, сопровождающихся плавлением активной зоны реактора.

Выполненными исследованиями предусматривались проектные разработки плавучей АЭС, плавучей атомной водоопреснительной станции, плавучего комплекса для производства и электроэнергии, и опресненной воды, стационарной АЭС в наплавном и подземном вариантах. Важнейшими экономическими факторами, общими для всех перечисленных типов станций, являются следующие:

- использование реакторной установки серийного производства;
- строительство станции «под ключ» или в большой степени готовности в условиях судостроительного завода;



Р и с. 3. Компоновка реакторной установки: 1 — реактор; 2 — парогенератор; 3 — электронасос первого контура; 4 — барботажная емкость ССАД; 5 — бак МВЗ; 6 — радиационная защита; 7 — баллоны системы ГВД; 8 — кран; 9 — люковое закрытие; 10 — аппаратное помещение; 11 — защитная оболочка; 12 — подблочное пространство

возможность параллельного выполнения работ по сооружению самой плавучей АЭС на заводе и необходимых береговых сооружений на месте;
упрощение сейсмической защиты;
простота и минимальные затраты по снятию с эксплуатации и доведению места стоянки до состояния «зеленой лужайки»;
высокое качество работ, обусловленное заводской системой контроля технологических операций;
сокращение сроков сооружения до 3,5—4,5 лет;
сокращение финансовых затрат на сооружение, обусловленное уменьшением кредитных средств, лучшей организацией труда.

Плавучая АЭС. Такие энергоисточники представляют интерес для прибрежных особенно труднодоступных и удаленных регионов. В нашей стране это районы Восточной и Северо-Восточной Сибири, Дальнего Востока, Камчатки, характеризующиеся большой сетью полноводных рек, доступностью со стороны Северного Ледовитого океана, наличием больших запасов минеральных ресурсов.

Плавучая АЭС (рис. 4) представляет собой специальное несамоходное судно, предназначенное для выработки электроэнергии в условиях защищенной акватории (рис. 5). Проработаны два варианта: с двумя и одной реакторными установками. В обоих случаях схемно-конструкционные решения станции позволяют производить электро- и тепловую энергию для отопления или технологических целей, опреснять воду в различных соотношениях (при сохранении номинальной мощности реакторов).

В основу энергетической системы плавучей АЭС положен принцип моноблока: реактор—турбина—генератор—линия электропередачи. Основные характеристики АЭС соответственно с двумя и одной реакторной установкой при напряжении 6,3 и 10 кВ, коэффициенте нагрузки станции 0,85 таковы:

Длина судна, м	120	90
Ширина судна, м	28	25
Осадка, м	3,5—4,5	2,5
Электрическая мощность (брутто), МВт	80	40
Численность эксплуатационного персонала, чел.	55	45

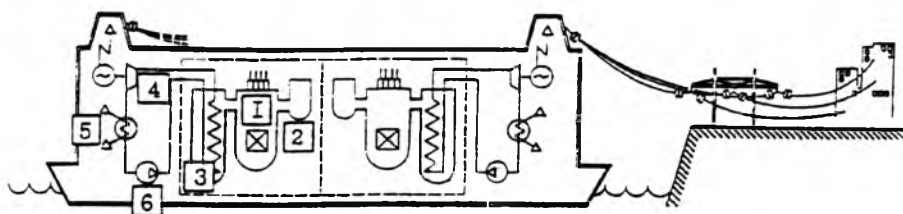


Рис. 4. Схема плавучей АЭС: 1 — реактор; 2 — циркуляционный насос первого контура; 3 — парогенератор; 4 — турбогенератор; 5 — конденсатор; 6 — электронасос второго контура

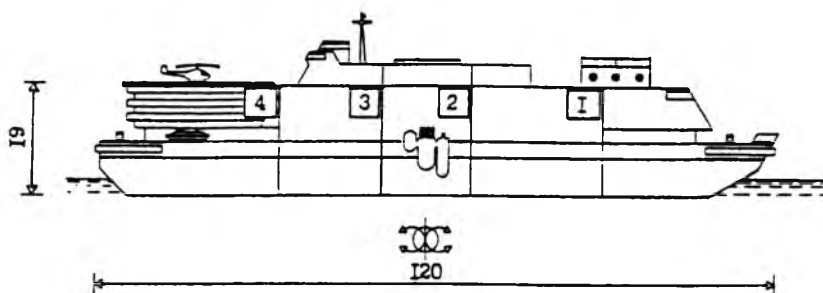


Рис. 5. Общий вид плавучей АЭС: 1 — машинное отделение; 2, 4 — центральный энергетический и жилой отсек соответственно; 3 — котельное отделение

Следует иметь в виду, что в течение общего срока службы 40 лет предусматривается температурный отжиг корпуса реактора для восстановления механических свойств материала, изменение которых вызывается флюенсом нейтронов в процессе эксплуатации.

Атомная плавучая водоопреснительная станция (АПВС-80) — специальное несамоходное судно с ядерной двухреакторной установкой КЛТ-40, предназначенное для опреснения морской воды при работе в условиях защищенной акватории (рис. 6). Судно укомплектовано дистилляционными опреснительными установками с горизонтально-трубными пленочными аппаратами и установкой приготовления питьевой воды из термически опресненной (рис. 7).

Основные характеристики АПВС-80 с двумя реакторными и четырьмя опреснительными установками следующие:

Длина, м	160
Ширина, м	44
Осадка, м	7
Производительность по опресненной воде, т/сут	80
Общий срок службы, год	25
Срок службы КЛТ-40, год	40
Коэффициент нагрузки	0,85
Численность эксплуатационного персонала, чел.	60

Надежная и эффективная технологическая схема опреснительной установки обеспечивает приготовление физиологически полноценной питьевой воды высокого качества, отвечающей требованиям Всемирной организации здравоохранения.

Опасность влияния радиации на процесс опреснения и качество опресненной воды исключено, поскольку используется трехконтурная схема ее получения, при которой между первым контуром реакторной установки и технологическим контуром опреснения располагается строго контролируемый промежуточный контур (см. рис. 6).

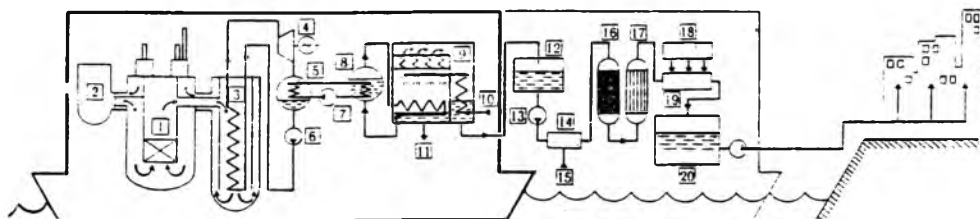


Рис. 6. Схема АПВС-80: 1 — реактор; 2 — циркуляционный насос первого контура; 3, 8 — парогенератор; 4 — турбогенератор; 5 — конденсатор; 6, 7 — электронасос второго и промежуточного контура соответственно; 9 — дистилляционная опреснительная установка; 10, 11 — морская и упаренная морская вода соответственно; 12 — приемная цистерна дистиллята; 13 — электронасос системы подготовки питьевой воды; 14 — смеситель; 15 — раствор H_2CO_3 ; 16 — фильтр обогащения; 17 — намывной сорбционный фильтр; 18 — установка для фторирования, хлорирования и стабилизации воды; 19 — смеситель; 20 — цистерны питьевой воды

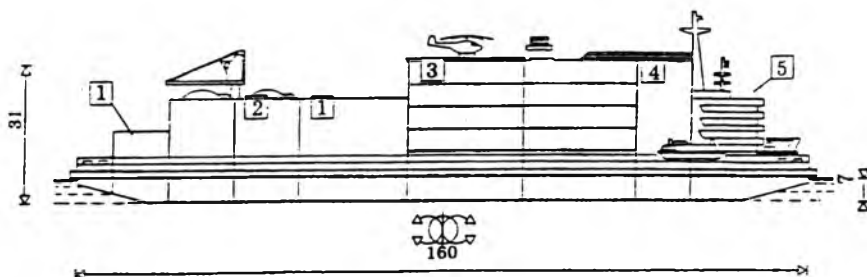


Рис. 7. Компонка судна: 1 — машинное отделение; 2 — центральный энергетический отсек; 3 — опреснительная установка; 4 — установка приготовления питьевой воды; 5 — жилой блок

Выбор оптимальной технологии опреснения, организация приема и сброса морской воды, наличие экологического блока переработки бытовых отходов исключают влияние станции на окружающую среду.

Атомный плавучий комплекс для производства электроэнергии и питьевой воды (АПЭОК). Разработанный комплекс двухцелевого назначения включает несамостоятельное судно с плавучей АЭС и несамостоятельное судно с опреснительной установкой, функционирующей по методу обратного осмоса [5] (рис. 8). Вырабатываемая плавучей АЭС электроэнергия частично передается на судно, производящее питьевую воду, частично береговым потребителям. Такая схема представляется достаточно гибкой для эксплуатации, поскольку может обеспечить оптимальное соотношение производства питьевой воды и электроэнергии. Очевидно также, что предлагаемая схема комплекса допускает использование опреснительных установок наземного размещения.

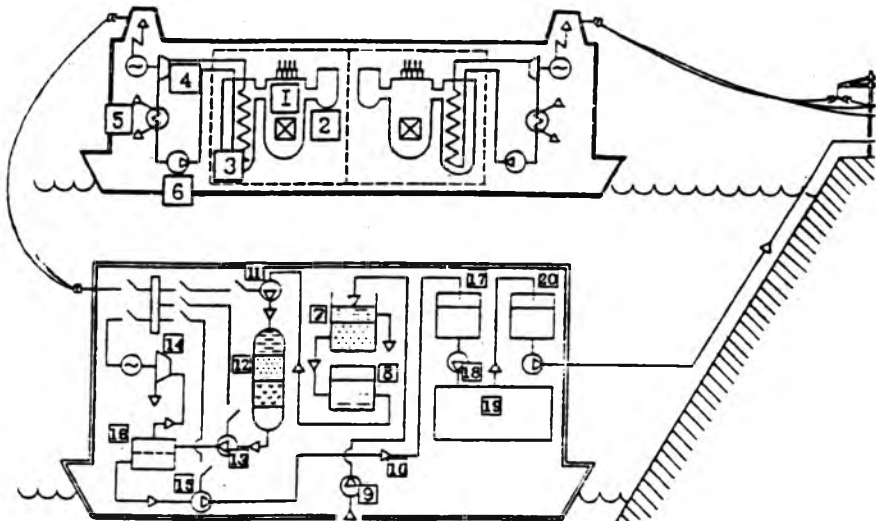
Характеристики возможных вариантов разработанного комплекса при общем сроке службы опреснительного судна 25 лет и численности персонала 21 чел. таковы:

Судно-опреснитель:

длина, м	72	72	96
ширина, м	15	24	24
осадка, м	3,7	3,9	4,4
Число блоков опреснения	18	36	54
Производительность по питательной воде, т/сут	20	40	65
Электрическая мощность для внешних потребителей, МВт	58	51	43

Стационарные АЭС. Применение корабельных реакторных установок, в частности, КЛТ-40 в составе наземных АЭС в некоторых случаях также представляется перспективным. В концептуальном плане проработаны три варианта стационарных АЭС: наземные, подземные и наплавные.

На рис. 9 приведена схема генплана АЭС из двух энергоблоков с КЛТ-40, работающей совместно с паротурбинной и электроэнергетической установками. За счет



Р и с. 8. Схема комплекса АПЭОК: 1 — реактор; 2 — циркуляционный насос первого контура; 3 — парогенератор; 4 — турбогенератор; 5 — конденсатор; 6 — электронасос второго контура; 7 — морская (исходная) вода; 8 — безнапорный фильтр; 9 — резервуар осветленной воды; 10 — бустерный насос; 11 — двухслойный напорный фильтр; 12 — высоконапорный насос; 13 — обратноосмотический модуль; 14 — гидротурбина; 15 — насос пресной воды; 16 — фильтр; 17 — приемная цистерна фильтрата; 18 — электронасос системы подготовки питьевой воды; 19 — блок приготовления питьевой воды; 20 — цистерна питьевой воды

более развитой и экономичной тепловой схемы эффективность наземной АЭС существенно повышена:

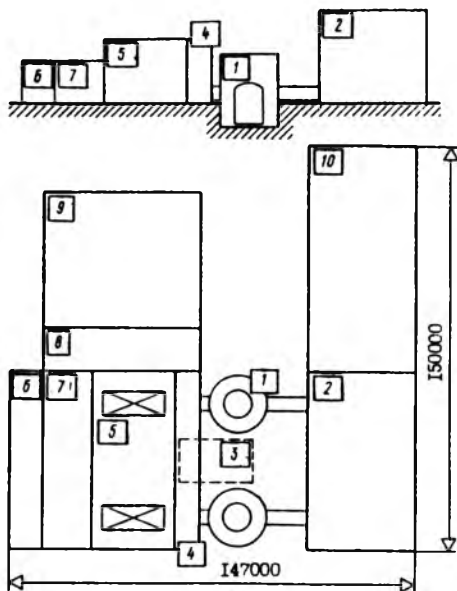
Электрическая мощность (брутто) при отсутствии теплофикационного отбора, МВт	96
Коэффициент нагрузки	0,85
Срок службы, год	40
Сейсмостойкость, балл (по шкале MSK-64)	9
Площадь промышленной площадки, га	21

В случае использования станции и для теплоснабжения теплофикационный отбор может достигать 140 Гкал/ч. При этом максимальная электрическая мощность составит 68 МВт.

Подземная АЭС. Как известно, среди специалистов обсуждается целесообразность сооружения подземных АЭС. В пользу таких станций высказывался и А.Д. Сахаров, который приводил некоторые соображения психологического характера в пользу подземных АЭС. Если это направление получит развитие, то использование КЛТ-40 с их минимальными массогабаритными характеристиками может оказаться привлекательным. Разработки показывают, что для размещения АЭС с двумя блоками КЛТ-40 необходима подземная выработка $25 \times 30 \times 100$ м. При этом предполагается технологические операции, включая операции с радиоактивными отходами, проводить под землей.

Наплавная АЭС. Наплавной способ сооружения позволяет существенно рационализировать транспортно-строительные операции при возведении АЭС в регионах, примыкающих к морским побережьям или крупным судоходным рекам. В этом случае сохраняются в значительной степени те достоинства, которые отмечались для плавучих АЭС. Действительно, для станций, сооружаемых наплавным методом, может быть обеспечено серийное изготовление крупных монтажных блоков оборудования, прошедших полный заводской контроль качества, и поставка к месту строительства водным путем. Так, защитная оболочка реакторной установки с обеспечивающими системами может составлять обладающий временной плавучестью энергетический блок-модуль, что позволит его транспортировку в открытой акватории от судостроительного завода к площадке строящейся станции на полупогружных судах типа траншельф. Аналогичным образом на строительную площадку могут быть поставлены паротурбинный и электроэнергетический блоки с обеспечивающими их работу системами. Возможность параллельной работы по изготовлению блоков оборудования на заводах и строительству береговых сооружений сократит сроки ввода АЭС.

Таким образом, применение корабельных реакторных установок технически оправдано и может представлять экономический интерес в составе автономных энергоисточников различного исполнения и назначения. Отличительной особенностью таких энергоисточников является максимальное использование заводской технологии и заводских условий сооружения, что обеспечивает высокое качество, значительное сокращение сроков и финансовых затрат.



Р и с. 9. Генеральный план основных зданий и сооружений: 1 — реакторное отделение 2 — здание спецводоочистки и страховочных систем; 3 — резервный щит управления; 4 — этажерка электроустройств; 5 — машинный зал; 6 — здание защитно-распределительных устройств; 7 — помещение трансформаторов; 8 — инженерно-лабораторный и санитарно-бытовой корпус; 9, 10 — объединенный вспомогательный корпус зоны «свободного» и «строгого» режима соответственно

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Воробьев В.М., Родионов Н.Н. Безопасность атомной энергетической установки «Севморпуть». — Морской флот, 1989, № 10.
2. Сытов Н.П., Родионов Н.Н., Ванурин В.М. Проекты судов для керченских судостроителей. — Судостроение, 1988, № 6.
3. Митенков Ф.М., Ардабьевский А.А., Васюков В.И. и др. Ядерная паропроизводящая установка повышенной безопасности типа КЛТ-40. — Энергетическое строительство, 1993, № 5.
4. Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87.
5. Карелин Ф.Н. Обессоливание воды обратным осмосом. М.: Стройиздат, 1988.

УДК 621.039.543.6

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПЛУТОНИЯ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ РОССИИ

Михайлов В.Н. (Минатом РФ), Мурогов В.М., Работнов Н.С., Троянов М.Ф.,
Илюшин В.Г., Каграманян В.С., Руднева В.Я. (ФЭИ), Солонин М.И.,
Захаркин Б.С., Антипов С.А., Меньшикова Т.С. (ВНИИНМ им. А.А. Бочвара),
Кирюшин А.И. (ОКБМ)

В последние 2—3 года особое внимание мирового сообщества привлечено к плутонию. Плутоний является вторичным продуктом, сопутствующим ядерной энергетике. Последняя стала реальным фактором прогресса в энергообеспечении: сегодня на атомных электростанциях мира вырабатывается около 17% всей электроэнергии, и эта доля растет. Все больше осознается, что ядерная энергетика — единственный производитель электрической энергии, способный на длительный период обеспечить человечество энергией, решая положительно экологические проблемы глобального характера (парниковый эффект, кислотные дожди и др.). Вместе с тем нельзя не считаться с потенциальной опасностью, сопутствующей ядерной энергетике (образование в отработавшем топливе плутония и других высокотоксичных продуктов).

Дополнительную остроту проблеме придает желание мирового сообщества сделать процесс ядерного разоружения необратимым. Можно утверждать, что в настоящее время сформировались две крайние точки зрения по отношению к плутонию. Одна из них рассматривает его как отходы ядерной энергетике, другая — как национальное достояние. В основе такого подхода лежит объективное различие уровней технологического развития ЯТЦ в конкретных странах, а не только субъективное разделение на специалистов-ядерщиков и поборников защиты окружающей среды. Если страна обладает достаточно развитой технологией утилизации плутония с точки зрения решения задач нераспространения, безопасности и экологической приемлемости топливного цикла с его использованием, экономической конкурентоспособности, то в этом случае плутоний — национальное богатство. В противном случае он является источником опасности глобального масштаба.

Работы по использованию плутония в ядерной энергетике, освоению уран-плутониевого топливного цикла и его технологии, анализу роли быстрых и тепловых реакторов и другим проблемам ведутся на предприятиях Минатома РФ давно и интенсивно. Здесь следует отметить, что человечество находится только в начале пути освоения реакции деления ядер, и многие аспекты этого прогресса, в том числе и не раскрытые полностью возможности, еще впереди.

Утилизация плутония в быстрых реакторах. К настоящему времени отработана технология изготовления смешанного уран-плутониевого таблеточного топлива для быстрых реакторов и на ПО «Маяк» созданы опытно-промышленные установки «Гранат» и «Пакет» по производству топлива и твэлов.

В экспериментальном быстром реакторе БР-10 испытаны две активные зоны с загрузкой оксида плутония оружейного состава. В БОР-60 в НИИАРе испытаны и