

Реферат:

Основные сведения, принципиальные технические и компоновочные решения проекта ПЭБ с судовыми ЯР типа КЛТ-40С.

В настоящем реферате приведены сведения об основных конструкционных и технологических решениях использованных в проектах на базе судовых энергетических установок.

Настоящее состояние проблемы развития АЭС с реакторами малой и средней мощности.

Ликвидация топливно-энергетического кризиса в различных регионах мира – одна из самых сложных и интересных задач, решение которой возможно при помощи ядерных энергетических установок малой и средней мощности. Например в России, для решения этой проблемы предлагается использовать установку на базе установки с реактором корабельного типа. Подобные реакторы уже более 30 лет используются в судовых и корабельных атомных энергетических установках и вполне пригодны для энергообеспечения труднодоступных отдаленных районов.

Несмотря на ряд очевидных технических и технологических преимуществ типовой корабельной установки применение ЯР подобного типа для атомных электростанций малой мощности (100-300 МВт тепловых), долгое время оставалось вне поля зрения специалистов из-за закрытости тематики и секретных разработок для широкой общественности. Кроме того как в России, так и за рубежом, приоритеты, в области энергетики, отдавались энергетике на основе создания крупных АЭС состоящих из нескольких блоков 640-1500 МВт.

Какова зона децентрализованного энергоснабжения в мире?

Например в России такая зона занимает порядка двух третей территории и характерна тем, что именно на этой территории проживают группы населения, малочисленные народы Севера, уровень жизни которых в значительной степени зависит от энергообеспечения поселков и соответствующих производств. С другой стороны, эта зона обладает значительными запасами полезных ископаемых, добыча которых сдерживается или сворачивается из-за отсутствия или большой стоимости инфраструктуры, прежде всего энергетики и транспорта. Очевидно, что для этой обширной территории, которая отличается низкой средней плотностью населения, решить проблему развития энергетики путем строительства крупных электростанций невозможно.

По данным Министерства по атомной энергии Российской Федерации (Минатом), в России имеется более 50-ти регионов, где уже существует или возникнет в ближайшее время потребность в электростанциях малой мощности, где применение АЭС малой мощности могло бы рассматриваться, как приоритетное.

Один из самых интересных проектов реакторных установок мощностью до 200 МВт (тепловых) – установка АСММ на основе плавучего энергоблока (ПЭБ) с двумя реакторными установками корабельного типа КЛТ-40С. Плавучие атомные теплоэлектростанции (ПАТЭС), наиболее полно отвечают специфическим требованиям северных и дальневосточных регионов и снимают проблемы с прокладкой ЛЭП при электрификации этих районов от удаленных источников, подвозом топлива или добычей его на месте, при решении вопроса со строительством ТЭЦ на месте.

В докладе Минатома определены как первоочередные следующие пункты размещения АСММ на базе ПЭБ с двумя реакторами КЛТ-40С мощностью 2х35 МВт (эл.), например (см. карту Рис.):

- г.Певек,
- М.Шмидта,
- п. Эгвекинот в Чукотском автономном округе,

а также ряд населенных пунктов Приморского и Хабаровского краев.

АО “Атомэнерго” поручалось обеспечить разработку проекта, строительство и поставку “под ключ” испытанного на мощности плавучего энергоблока, включая решение вопросов подготовки береговой части, обеспечения топливного цикла, ремонта и перезарядки АСММ, а также вывода из эксплуатации энергоблока по завершении срока службы (приказ Минатома России № 523 от 29.11.95 г.).

В 1994 г. с разработки и утверждения технического задания задание на проект головной АСММ с ПЭБ мощностью 70 МВт (эл) и 50 Гкал/час (тепл.) для г.Певек начался первый этап реализации проекта. В сентябре 1994 г. специальная комиссия признала этот проект приоритетным для практического применения малой атомной энергетики. Финансирование этого наиболее важного для программы в целом этапа за счет отчислений от тарифов на электроэнергию АЭС для целей конверсии специальных производств.

В настоящее время ведется разработка технического проекта ПЭБ, ППУ, турбогенераторной установки и автоматизированной системы управления тепловыми процессами атомной теплоэлектростанции (АСУТП АТЭС). Параллельно, не дожидаясь завершения проектирования и получения лицензии на выбор площадки и строительство будущей станции от ГАЭН России, машиностроительным заводам выданы заказы на изготовление некоторых видов оборудования ППУ и начато производство оборудования энергетического отсека ПЭБ для АТЭС и крупногабаритных металлоемких деталей и узлов с длительным циклом изготовления.

1. Проектные решения:

По результатам выполненных проектных работ определены принципиальные технические решения и характеристики АТЭС.

Полностью автономный, плавучий энергоблок АТЭС включает:

- двухреакторную ППУ,
- два турбогенератора,
- комплекс электротехнического оборудования,
- резервные дизельные и котельные установки,
- жилые и резервные помещения с необходимыми средствами и системами обеспечивающими проживание обслуживающего персонала.

ПЭБ несамоходный и доставляется на буксире к месту эксплуатации, где швартуется у причала или устанавливается вблизи берега на “мертвых” якорях.

ПЭБ представляет собой гладкопалубное прямоугольное плавучее несамоходное сооружение с многоярусной надстройкой. Проектом предусматривается хранилище ОЯТ и комплексом средств, обеспечивающим выполнение перезарядок реакторов без привлечения плавучей технической базы (ПТБ) в течение межремонтного периода, который определен в 12 лет. Основные технические характеристики ПЭБа представлены в таблице 1.

Таблица 1. Основные технические характеристики ПЭБ.

Наименование параметра:	Значение:
Длина по крейсерской ватерлинии, м	140.0
Ширина, м	30.0
Высота борта, м	10.0
Осадка, м	4.5

Водоизмещение, м ³	18400
Тип паропроизводящей установки (ППУ)	водо-водяная, корпусная, блочная КЛТ-40С
Количество ППУ, шт	2
Вид рабочего тела (второй контур)	Пар
Тепловая мощность ППУ, МВт	2 x 148
Паропроизводительность, т/ч	2 x 240
Давление пара, Мпа	3.8
Температура перегретого пара, С ⁰	290
Температура питательной воды, С ⁰	105-170
Установленная мощность (электрическая, МВт):	
конденсационный режим	2x35
теплофикационный Режим	2x30
по отпуску тепла, Гкал/ч	2x35

После завершения монтажа ПЭБа, в заводских условиях производится приемка и испытания с выработкой электроэнергии и тепла в требуемых количествах с соответствующими параметрами и после устранения всех выявленных неполадок энергоблок передается для буксировки к месту эксплуатации.

На месте постоянной стоянки акватория ПЭБа должна быть снабжена гидротехническими сооружениями, защищающими его от волн и воздействия льдов. На берегу должно быть смонтировано береговое ОРУ для приема, распределения и передачи электроэнергии и тепла потребителям.

Обслуживание энергоблока на месте предполагается вахтовым методом. Подготовка эксплуатационного персонала включает теоретическое обучение и стажировку на действующих реакторных установках атомных ледоколов. Эксплуатация АТЭС будет обеспечиваться Мурманским морским пароходством и базой обслуживания атомных ледоколов, находящихся в эксплуатации.

2. Паропроизводящая установка с реактором КЛТ-40С:

Согласно представленным в описании материалам, ЯППУ КЛТ-40С представляет собой реакторную установку с водо-водяным реактором полуинтегрального или блочного типа .

В первом контуре принята газовая компенсация давления. Реактор, парогенераторы первого контура объединены в парогенерирующий блок силовыми патрубками. Блок размещен в кессонах бака металловодной защиты.

Реактор состоит из корпуса, крышки, выемного блока и активной зоны. На крышке реактора установлены пять приводов органов компенсации избыточной реактивности – компенсирующие группы (КГ) и четыре исполнительных механизма аварийной защиты (АЗ). Приводы КГ и механизмы АЗ имеют разные принципы действия.

Активная зона состоит из комплекта ТВС, что обеспечивает возможность перегрузки отработанного топлива активной зоны отдельными сборками. В состав ТВС входят тепловыделяющие элементы стержневого типа.

Парогенератор представляет собой прямоточный вертикальный цилиндрический трубный аппарат. ПГ расположены в четырех корпусах блока на периферии корпуса реактора. Трубная система которого набрана из цилиндрических спиральных змеевиков, изготовленных из коррозионно-стойкого материала.

Циркуляционные электронасосы - центробежные, одноступенчатые, бессальниковые, с «мокрым» или «погружным» ротором с двухскоростным электродвигателем. Насосы расположены в двух корпусах блока на периферии корпуса реактора. Схема 1К обеспечивает использование режима ЕЦ на уровнях мощности до 20% от номинального, что существенно улучшает эксплуатационные характеристики ППУ, особенно в случае возникновения аварийных ситуаций типа «обесточивание секций ГРЩН».

Исполнительные механизмы системы аварийной защиты (ИМ СУЗ) состоят из реечного механизма с пружиной, сервопривода и асинхронного электродвигателя.

Привод КГ - включает винтовой механизм, редуктор и шаговый электродвигатель (ШЭД).

Все источники ионизирующих излучений расположены едином блоке, т.н. баке металло-водной защиты. В качестве основных материалов защиты использованы: сталь, свинец, бетон, вода, полиэтилен. Конструктивно МВЗ выполнен в виде бака с водой, съемных верхних блоков сухой защиты и периферийной защитной оболочки (ЗО).

ЯППУ оснащается комплексом аппаратуры радиационного контроля и контроля радиоактивного загрязнения в контурах и помещениях, включающим радиохимическую и радиометрическую лаборатории.

К системам безопасности ППУ КЛТ-40С относятся:

- система управления и защиты реактора (СУЗ);
- система отвода остаточных тепловыделений;
- система аварийной подпитки и проливки АЗ;
- система аварийного расхолаживания;
- система снижения аварийного давления в полости защитной оболочки;
- система защиты первого контура от переопрессовки;
- система сравнения с забортным давлением;
- система ввода жидкого поглотителя в реактор и др.

Аварийное прекращение цепной реакции осуществляется введением в АЗ поглотителей. При обесточивании приводов КГ опускание поглотителей в АЗ происходит под действием гравитационных сил. Отвод тепловыделений осуществляется за счет режима ЕЦ по 1К.

Для повышения надежности воздействия на реактивность в запроектных авариях предусмотрена система ввода жидкого поглотителя в реактор, состоящая из бака с раствором азотнокислого кадмия и трубопровода (со съёмным участком) к системе подпитки первого контура.

Комплекс САУ технических средств построен таким образом, что управление и контроль за наиболее важными параметрами установки, влияющими на ядерную безопасность, осуществляется по трехканальной мажоритарной схеме, как и сигналы аварийной защиты и экстренного снижения мощности реактора вырабатываемые по мажоритарному принципу. Дистанционное управление установкой и контроль за ее работой осуществляются с центрального поста управления (ЦПУ).

Система подпитки и аварийной проливки АЗ предназначена для охлаждения АЗ и подачи охлаждающей воды в корпус реактора при повреждениях корпуса и оборудования и возникающих при этом протечках и течах 1К. Система включает три высоконапорных электронасоса типа ЭНТ-1/250 и цистерну с запасом воды высокой чистоты. После снижения давления в реакторе проливка продолжается резервным питательным насосом от системы КПС.

Для окончательного расхолаживания АЗ в системе предусмотрена возможность рециркуляции воды из барботажной цистерны.

Система отвода остаточных тепловыделений выполнена в виде двух независимых каналов расхолаживания: водой второго контура через ПГ или водой третьего контура через ТО-1/3 контура. При этом циркуляция ТН-1 осуществляется через систему очистки и расхолаживания и обеспечивается циркуляционным насосом расхолаживания (ЦНР).

Одним из элементов систем локализации аварий является ЗО. Она представляет собой прочноплотную выгородку и рассчитана на внутреннее давление, реализующееся при максимальной проектной аварии (МПа): гильотинном разрыве трубопровода 1К полным сечением. Система снижения аварийного давления в ЗО включает барботажную цистерну с пресной водой, каналы для подвода паро-воздушной смеси в цистерну пресной воды, предохранительные заглушки.

3. Паротурбинная установка:

В состав паротурбинной установки ТК-35/38-3.4 входит: паровая турбина с системой травления пара, валоповоротное устройство, система парораспределения, стопорные клапана, система регулирования и защиты, тепловая изоляция, обшивка.

Ниже представлены технические характеристики паротурбинной установки. Все характеристики указаны для температуры охлаждающей воды 10 C° , диапазон температуры охлаждающей заборной воды от 5 C° до 25 C° .

Таблица 2. Технические характеристики ППУ:

Наименование параметра:	Значение:
Электрическая мощность на клеммах генератора при К.П.Д генератора 98 % Нном. (МВт):	35
Тепловая мощность, выдаваемая в промежуточный контур системы теплофикации (Qном.) (Гкал/час):	25

Параметры пара перед ПТУ:	
Давление , Мпа (кгс/см ²)	3.43 (35)
Температура, С ⁰	285
Расход пара на ПТУ / в т.ч. на турбину (т/ч):	221/ 220
Расход заборной воды на ПТУ / в том числе на конденсатор (м ³ /ч):	5 400/ 5 000
Температура заборной воды на выходе из контура охлаждения ПТУ, С ⁰	23,4
Удельный расход пара (кг/кВт*ч):	6,31
К.П.Д. ПТУ (%):	32,7

Примечание:

параметры паротурбинной установки приведены при ее работе в теплофикационном режиме $N_{\text{ЭЛЕК}} = 100\%$ и $Q_{\text{T}} = 100\%$.

Назначенный срок службы основного оборудования ПТУ составляет - 40 лет. Период непрерывной работы ПТУ составляет 7000 час. Назначенный срок службы между заводскими ремонтами - 10-12 лет.

4. Экономическая целесообразность реализации проекта:

Стоимость строительства головного образца АТЭС (в качестве головного образца ПЭБ взят вариант размещения в г. Певек) определена на основе анализа аналогов и составляет 279.4 млн. USD, из них 25.4 млн. USD будут затрачены на социальное строительство в районе АТЭС (согласно постановлению Правительства РФ от 15.10.92 г. № 763 "О мерах по социальной защите населения, проживающего на территориях, прилегающих к объектам атомной энергетики").

Ниже, в соответствующих таблицах приведены данные по капитальным затратам, режимам работы АТЭС, основным экономическим показателям.

Таблица 3. Капитальные затраты (в долларах США):

Наименование показателя:	Головной блок:	Серийный блок:
Технико-экономическое обоснование	4.000.000	4.000.000
Техническое проектирование, в т.ч. научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы (НИОКР)	15.000.000	0

Рабочее проектирование, в т.ч. НИОКР	43.000.000	5.000.000
Строительство ПЭБа, в т.ч. изготовление эксплуатационной и сдаточной документации	149.000.000	133.000.000
Создание береговых сооружений и инфраструктуры технического обслуживания	43.000.000	43.000.000
Итого:	254.000.000	185.000.000
Общая стоимость строительства АТЭС (с учетом затрат на социальное строительство)	279.400.000	203.500.000
Снятие с эксплуатации	55.880.000	40.700.000

Примечание: Величины капитальных затрат приведены по состоянию цен на 1991 г.

Таблица 4. Режимы работы АТЭС:

Наименование параметра:	Значение:
Годовое число использования установленной мощности (час):	7200
Выработка:	
Электроэнергии (кВт.ч)	432.000.000
Тепла (Гкал)	360.000
Собственные нужды:	
Электроэнергия (кВт.ч)	30.240.000
Тепло (Гкал)	0
Отпуск:	
Электроэнергии (кВт.ч)	401.760.00
Тепла (Гкал)	360.000
Общее количество отпускаемой энергии (приведенное к кВт.ч):	819.000.000

Таблица 5. Основные экономические показатели станции:

Наименование показателя:	Величина:
--------------------------	-----------

Мощность станции:	
Полная (МВт)	35x2
полезная электрическая (МВт)	30x2
полезная тепловая (Гкал/час)	25x2
Срок эксплуатации станции (лет):	40
Срок окупаемости финансовых вложений в создание станции (с начала эксплуатации) (лет):	8 - 10
Предполагаемая цена электроэнергии (USD/кВт.ч):	0.1-0.12
Предполагаемая цена тепла (USD/Гкал):	80-100
Численность персонала станции (чел):	55

Примечание:

Величины экономических показателей приведены из расчета установки 2-х блоков ПАЭС на одной площадке и по состоянию цен на 1991 г.

За базовую модель реализации проекта предлагается принять модель "BOO" (Build-Own-Operate) - Строю-Владею-Эксплуатирую.

Концерн "Росэнергоатом" полностью финансирует строительство ПЭБ и береговой части, является владельцем и эксплуатирующей организацией АТЭС и реализует производимые электроэнергию и тепло. С потребителем энергии подписывается долгосрочное соглашение на продажу (покупку) энергии по определенному тарифу.

5. Радиационная безопасность и влияние плавучей АСММ на окружающую среду:

Согласно представленным материалам, радиационная безопасность АСММ с ППУ КЛТ-40С должна обеспечиваться комплексом технических средств и организационных мероприятий на площадке станции, акватории и на прилегающих территориях.

В состав организационных мероприятий обеспечения радиационной безопасности входят:

- установление в помещениях ПЭБ пониженных уровней ионизирующих излучений;
- установление вокруг ПЭБ санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения;
- разработка планов по защите персонала и населения в случае аварий и охраны окружающей среды.

К техническим средствам обеспечения радиационной безопасности АСММ относятся:

- наличие биологической защиты;
- организация на ПЭБ хранилищ твердых и отвержденных отходов, а также хранилищ отработавшего топлива, установка на них необходимой биологической защиты и средств теплоотвода;
- организация замкнутых схем вентиляции, оборудованных фильтрами, с целью поглощения и охлаждения РБГ для исключения выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду;
- системы безопасности и их компоненты (система аварийной остановки реактора, система аварийного теплоотвода, барботер, система снижения аварийного давления в ЗО и др.).

Обеспечение радиационной безопасности системы отпуска тепла в проекте обосновывается:

- требованиями к защитным барьерам от проникновения радиоактивных веществ из первого контура;
- критериями безопасности отпуска тепла при нормальной эксплуатации и авариях;
- требованиями по концентрации радионуклидов в воде промежуточного контура и сетевого контура.

Радиационное воздействие станции на население и окружающую среду при нормальной эксплуатации и проектных авариях не должно вносить заметного вклада в естественный радиационный фон 2.4 мЗв/год (240 мбэр/год).

Суммарный годовой выброс в атмосферу инертных радиоактивных газов (ИРГ) составит не более $3.7 \cdot 10^{11}$ Бк (10 Ки), а доза облучения населения при этом не должна превышать 10 мкЗв/год (0,01 мбэр/год).

Для населения установлены следующие дозовые пределы:

- при нормальной эксплуатации АТЭС - в пределах естественного фона;
- при проектных авариях на АТЭС ожидаемые дозы облучения ограниченной части населения (критической группы) на границе санитарно-защитной зоны и за ее пределами не должны превышать 5 мЗв (0,5 бэр) на все тело и 50 мЗв (5 бэр) на отдельные органы за первый год после аварии;
- при запроектных авариях на АТЭС дозы облучения ограниченной части населения (критической группы) на границе зоны планирования защитных мероприятий и за ее пределами не должны превышать 5 мЗв (0,5 бэр) на отдельные органы за первый год после аварии.

Для эксплуатационного персонала установлены следующие дозовые критерии:

- при нормальной эксплуатации индивидуальная эффективная доза облучения не должна превышать 20 мЗв/год (2 бэр/год) в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв/год (5 бэр/год);
- коллективная доза профессионального облучения не должна превышать 0.5 чел.Зв/год.

Пределы повреждения твэлов, выражаемые через осколочную радиоактивность ТН-1 по сумме радиоактивных йодов, нормированную на 2-ой час выдержки вне контура в пересчете на номинальную мощность, не должны превышать:

- эксплуатационный предел - $3.7 \cdot 10^7$ Бк/кг ($1 \cdot 10^{-3}$ Ки/кг);
- предел безопасной эксплуатации - $18.5 \cdot 10^7$ Бк/кг ($5 \cdot 10^{-3}$ Ки/кг).

6. Радиоактивные отходы:

Исходя из представленных материалов, все радиоактивные отходы в период эксплуатации хранятся на плавучем энергоблоке и транспортируются специальными судами на базовые хранилища при заводских ремонтах.

В акватории размещения ПЭБ отходы не хранятся, не перерабатываются, и не производится их захоронение.

Для сбора и временного хранения низкоактивных и среднеактивных отходов на ПЭБ имеются специальные цистерны и контейнеры, размещенные в защитных боксах.

Образующиеся жидкие отходы, как правило, относятся к низкоактивным (средняя активность жидких радиоактивных отходов $3.7 \cdot 10^4$ Бк/кг).

Доля твердых отходов в первичных радиоактивных отходах составляет 20 %. Значительная часть твердых отходов (более 70 %) относится также к группе низкоактивных.

По предварительным оценкам среднегодовой выход радиоактивных отходов на одну АЗ составляет:

- газообразные не более $3.7 \cdot 10^{11}$ Бк (10 Ки);
- жидкие не более 8 куб.м - $5.92 \cdot 10^{10}$ Бк (1,6 Ки);
- твердые (высокоактивные) не более 0,5 куб.м - $4.07 \cdot 10^{11}$ Бк (11 Ки).

Разгерметизация специальных цистерн, в которых хранятся радиоактивные отходы, при нормальной эксплуатации практически исключена. Отходы передаются для дальнейшей переработки и утилизации на базу Мурманского морского пароходства.

Перегрузку АЗ предполагается осуществлять с периодичностью один раз в 3 года с размещением отработанного топлива в хранилище ПЭБ в течение межремонтного периода (10-12 лет).

7. Тепловое загрязнение. Потребность плавучей АСММ в водных и земельных ресурсах:

Площадка станции состоит из двух основных частей:

- акватория с гидротехническими сооружениями, в которой базируется ПЭБ, площадь ~3-6 га;
- береговая площадка, на которой расположены вспомогательные здания и сооружения, площадь ~ 2 га.

Выбросы тепла в окружающую среду при работе ЯР одного борта на 100 % мощности будут составлять:

- в атмосферу с воздухом из системы вентиляции - 270 кВт/час,
- в забортную воду с водой 4-го контура - 1650 кВт/час.

Таблица 6. Ориентировочная потребность станции в водных ресурсах на собственные нужды:

Источник пресной воды - опреснительная установка:

Система бытового водоснабжения	(15-30 м ³ /сут);
Система подпитки	(120 м ³ /сут).
Источник забортной воды - акватория:	
Система охлаждения паротурбинной установки	(5400 м ³ /час).
Береговые здания и сооружения	(440 м ³ /сут)