

МОРСКИЕ РЕАКТОРЫ

<http://www.biblioatom.ru/evolution/istoriya-osnovnyh-sistem/istoriya-reactorov/>

РЕАКТОРЫ ДЛЯ ПОДВОДНОГО ФЛОТА

- [Реактор ВМ-А](#)
- [Реакторы ВМ-4 и В-5](#)
- [Реактор ОК-650](#)
- [Реактор ВТ-1](#)
- [Реактор ОК-550 и БМ-40А](#)
- [Реактор КТП-6](#)

РЕАКТОРЫ ДЛЯ НАДВОДНОГО ФЛОТА

- [Реакторы ОК-150 и ОК-900](#)
- [Реактор КЛТ-40](#)
- [Реактор КН-3](#)
- [Реактор РИТМ-200](#)

РЕАКТОРЫ ДЛЯ ПОДВОДНОГО ФЛОТА

[Реактор ВМ-А](#)

Наш ответ Чемберлену

В 1952 году в США приступили к строительству первой в мире подводной лодки с атомным реактором. Конечно, СССР не мог оставаться пассивным наблюдателем, и советские атомщики и кораблестроители начали разрабатывать свою атомную лодку (АПЛ), получившую сверхсекретное название «объект 627». В результате создания АПЛ проекта 627 СССР стал второй в мире державой, имеющей атомный подводный флот. Подлодки проекта 627 имели выдающиеся для своего времени характеристики, но обладали и существенными недостатками, которые исправлялись в АПЛ следующих поколений.

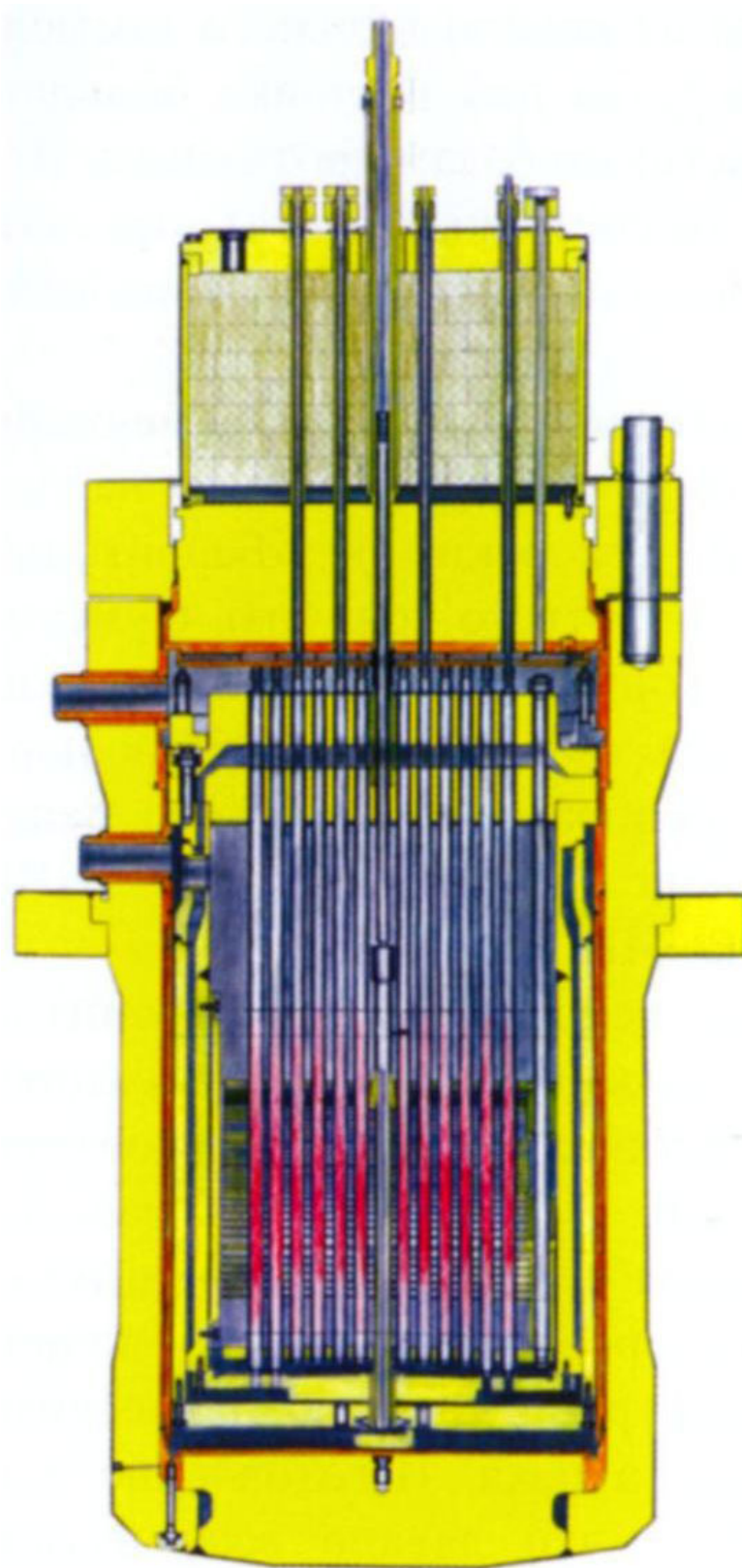
В СССР работы по созданию подводной лодки с атомной движительной установкой начались в августе 1952 года. Толчком для них послужило письмо в правительство атомных «патриархов» – И.В. Курчатова, А.П. Александрова и Н.А. Доллежала – о необходимости создания отечественной атомной подводной лодки с целью ликвидации

существенного отставания от американцев в этой области. Самой важной и сложной частью этого проекта была разработка атомной энергетической установки, для чего необходимо было решить ряд сложных инженерно-конструкторских задач.

Весь проект был отдан под ответственность Первого главного управления. Научным руководителем разработок был назначен академик А.П. Александров (ЛИПАН), главным конструктором по энергетике – академик Н.А. Доллежалъ (НИИхиммаш/НИИ-8). Ответственным за разработку корабельной части стал В.Н. Перегудов (Ленинградское СКБ-143 министерства судостроения).

В ходе предпроектных проработок был выбран вариант атомной энергетической установки в составе двух реакторов, устанавливаемых по оси лодки, определены основные габариты реактора (под них отводился отсек длиной 12 м и диаметром 6,8 м), его тип (два варианта – с бериллиевым замедлителем и водо-водяной) и мощность (70 МВт тепл.). В дальнейшем от реактора с бериллием пришлось отказаться вследствие сложности конструкции, необходимости большой загрузки урана и ядовитости бериллия. Первое время специалисты ЛИПАН и НИКИЭТ сосредоточились на идее канального водографитового реактора, аналогичного по конструкции с сооружаемым в то время реактором «АМ» первой в мире АЭС, однако затем предпочтение было отдано реактору корпусного типа (ВВР) с водой под давлением, как более компактного и с меньшей загрузкой обогащенного урана. Его идея была обоснована расчетами сотрудников ЛИПАН.

Реактор, получивший индекс «ВМ-А», имел следующие конструктивные особенности: кованый корпус из толстостенной высокопрочной углеродистой стали изготавливался со вставным днищем и вставной рубашкой, патрубки приваривались к рубашке. Плоская крышка реактора уплотнялась с помощью нажимного фланца. Для нового реактора было принято оригинальное конструкторское решение активной зоны, которая формировалась из индивидуально охлаждаемых тепловыделяющих сборок с размещением их в экранной сборке, как в выемном блоке. Это позволяло проводить как поканальную замену ядерного топлива, так и его полную аварийную выгрузку.



Реактор ВМ-А, конструкция

В марте 1954 года Минсредмаш утвердил технический проект реактора, и конструктора приступили к разработке рабочих чертежей оборудования. При проработке возник целый ряд вопросов по оптимизации тепловой схемы ядерного реактора (ЯР) и его параметров; схеме регулирования нейтронных процессов в ЯР; методам нейтронно-физического расчета водо-водяных ЯР; проблемам глубокого выгорания ядерного топлива и накопления осколков деления ^{235}U , создания теплотехнической модели атомной установки; разработки схемы автоматического управления атомной установкой.

Для их решения в Обнинске в Физико-энергетическом институте начал строиться наземный натурный стенд 27/ВМ с паротурбинной установкой. На нем предполагалось проверить правильность схемных, компоновочных и конструкторских решений реакторной установки, выявить недостатки оборудования для их своевременного устранения. Для этого на заводе № 92 (г. Горький) изготавливались одновременно три комплекта реакторной установки: один для стенда 27/ВМ и два – для будущей АПЛ.

Осенью 1954 года в Обнинск стали прибывать моряки первого экипажа строящейся АПЛ. Они проходили стажировку на недавно введенной в эксплуатацию первой в мире АЭС (реактор «АМ»), и после получения допуска на управление атомным реактором контролировали монтаж оборудования стенда.

К этому времени на заводе № 12 в Электростали были изготовлены 3 комплекта твэлов для активной зоны реактора. Первоначально твэлы изготавливались по двум альтернативным технологиям: с засыпаемой порошковой топливной композицией с дальнейшей пропиткой эвтектикой свинец-висмут (разработка НИИ-9) и с таблеточной топливной композицией (разработка ЛИПАН). Впоследствии в реакторах «ВМ-А» использовались более совершенные твэлы конструкции НИИ-9 – стержневого и кольцевого типа с топливной композицией на основе сплава уран-кремний-алюминий. В твэлах использовался уран обогащением 21 % по урану-235.

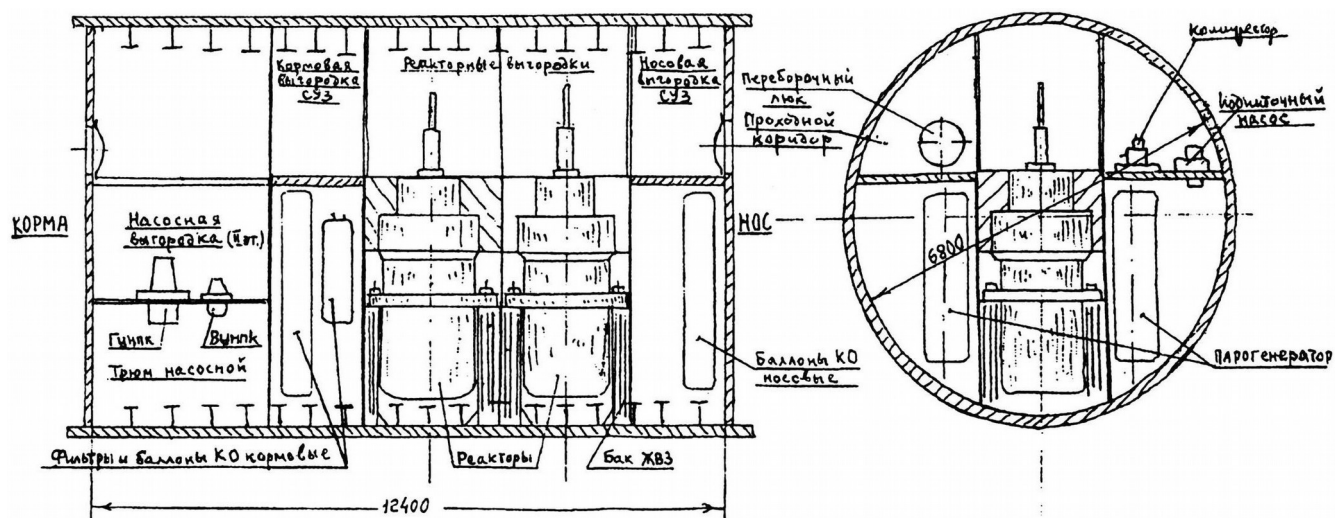
Тепловыделяющая сборка состояла из двух групп твэлов – центральных (9 шт.) и периферийных (14 шт.) с разделительной трубой между ними.

8 марта 1956 года на смонтированной атомной энергетической установке стенда 27/ВМ был успешно осуществлен физический пуск активной зоны

первого в СССР корабельного реактора (операторами стенда выступали обученные и сдавшие экзамен моряки). В начале апреля 1956 года на стенде был получен первый рабочий пар и выход на турбогенераторный режим.

Работа стенда сопровождалась большим числом аварийных остановов из-за течей теплоносителя и выхода из строя оборудования. В конце 1956 года произошла очередная авария, закончившаяся разрушением части активной зоны и попаданием высокоактивного теплоносителя в рабочее помещение, что временно исключило возможность эксплуатации стенда. Тем не менее, полученный опыт позволил внести существенные изменения в конструкцию реактора, касающиеся биологической защиты, активной зоны, исполнительных механизмов и пр.

В мае 1957 года работа модернизированного стенда 27/ВМ возобновилась. Главный вывод, которое сделали научный руководитель и главный конструктор на основании опыта его эксплуатации, заключался в следующем: реакторная установка «ВМ-А» по своей принципиальной схеме, составу и компоновке оборудования, средствам управления и защиты спроектирована правильно.



Компоновка реактора ВМ-А в отсеке АПЛ пр. 627

Закладка первой в СССР АПЛ состоялась 24 сентября 1955 года в специально построенном для нее цехе № 42 судостроительного завода № 402 в г. Северодвинске. В 1956 году на завод № 402 были доставлены два

комплекта оборудования реакторных установок «ВМ-А» в составе корпусов реакторов без активных зон, крышек, исполнительных механизмов систем управления защитой реактора, трубопроводов и др. 29 сентября 1956 года начался их монтаж. Особое внимание при этом уделялось качеству сварных швов, проверка герметичности которых велась несколькими методами.

Реакторная установка «ВМ-А» состояла из двух основных циркуляционных контуров, в которых в качестве теплоносителя использовалась вода, а также вспомогательных и обслуживающих систем. Циркуляция воды по первому контуру обеспечивается бессальниковыми герметичными электронасосами – главным и вспомогательным.

Для отвода тепла от металлоконструкций баков железобетонной защиты реактора, подшипников насосов, приводов механизмов использовался третий циркуляционный контур с пресной водой. Отвод тепла от третьего контура осуществлялся четвертым циркуляционным контуром с морской водой.

Для обеспечения допустимого уровня излучения в помещениях лодки в реакторном отсеке установлены специальные конструкции биозащиты в виде блоков из поглощающих материалов, а в концевых переборках реакторного отсека и палубных настилах использован свинец.

9 августа 1957 года АПЛ была выведена из цеха № 42 и спущена на воду для последующей достройки её на плаву. В начале сентября началась загрузка в реактора активных зон: в носовой реактор – зону с кольцевыми твэлами, в кормовой реактор – со стержневыми твэлами. Загрузка каналов и твэлов в ячейки экранных сборок реакторов осуществлялась по картограммам при постоянном контроле физических параметров активных зон. Затем началось заполнение реакторов водой высокой чистоты.

13 сентября 1957 года под руководством А.П. Александрова и сотрудников ЛИПАН началась процедура физического пуска обоих реакторов с выходом на минимально контролируемый уровень мощности. После устранения ряда неполадок к середине апреля 1958 года атомная энергетическая установка АПЛ была готова к вводу в действие.

19 апреля 1958 года сначала на одном, а затем (18 мая) и на другом реакторе была достигнута мощность 18 % от проектной. Успешная работа АЭУ в течение нескольких недель дала основание к передаче лодки на

комплексные швартовые испытания (КШИ). Комплексные швартовые испытания являются наиболее важным и ответственным этапом любого строящегося корабля.

19 мая 1958 года лодка (ей был присвоен тактический номер К-3, с конца 1962 года она носила имя «Ленинский комсомол») была предъявлена на КШИ, начавшиеся в тот же день. Испытания проводились круглосуточно и завершились 5 июня 1958 года. Максимальная мощность на реакторе, достигнутая во время испытаний, составила 60 % от номинальной. Приемочная межведомственная комиссия в акте оценила качество монтажа и удобство обслуживания оборудования, условия обитаемости в отсеках АПЛ и прочие показатели на «удовлетворительно». Подписанным актом атомная энергетическая установка и реакторы «ВМ-А» допускались к проведению Государственных ходовых испытаний лодки, на которые АПЛ была предъявлена 3 июля 1958 года. 4 июля под наблюдение группы сотрудников ЛИПАН начался вывод АЭУ на мощность, после чего в вахтенном журнале А.П. Александровым, руководившем процессом, была сделана запись: «На корабле впервые получен пар без угля и мазута».

За время ходовых испытаний лодка прошла почти 4000 миль, совершив 29 погружений, одно из них – на глубину 300 м. Испытания завершились 1 декабря 1958 года. Во время испытаний был выявлен ряд дефектов оборудования и систем, в основном связанных с негерметичностью. Кроме того выяснилось, что энергозапас активной зоны носового реактора на 25 % ниже расчетного, что потребовало её досрочной замены.

После долгих споров Актом правительственной комиссии рекомендовалось передача АПЛ в опытную эксплуатацию с устранением выявленных дефектов.



АПЛ проекта 627

16 июля 1959 года состоялся первый выход лодки в море. Во время второго выхода мощность реакторов была повышена до 80 % и достигнута подводная скорость 28 узлов. После этого похода, сопровождавшего рядом поломок, капитан К-3 Л.Г. Осипенко дал следующую характеристику ядерной энергетической установке: «Ненадежная, но очень живучая!».

Первоначально эксплуатация атомных ПЛ и установок ВМ-А проходила очень сложно – лодки часто возвращались на базу с вышедшим из строя оборудованием. Командование Северного флота начало высказывать мнение, что подводные лодки и реакторы несовместимы, официальные доклады на эту тему стали поступать в ЦК КПСС и правительство. Для оценки качества и уровня надежности атомных подводных лодок была организована специальная комиссия во главе с начальником управления кораблестроения ВМФ, в которую вошли главные конструктора оборудования. Для комиссии была выделена новая АПЛ проекта 658, на которой в марте 1961 года был совершен поход в район Гренландии и обратно. В плавании на лодке вышли из строя обе ППУ, и она возвращалась обратно в надводном положении на дизелях. Тем не менее, комиссия единогласно подписала акт с выводами, что АПЛ в целом и ЯЭУ в

частности спроектированы правильно и программа серийного строительства АПЛ должна быть продолжена.

В 1964 году при выходе реакторов на полную мощность АПЛ К-19 продемонстрировала скорость в 30 узлов. К этому времени все оборудование АЭУ и реакторов было доведено до необходимой надежности и ресурса. Таким образом, была создана малогабаритная, высоконапряженная и высокоманевренная ЯЭУ, удовлетворяющая требованиям подводной лодки. На основе этой атомной установки в дальнейшем было создано четыре поколения атомных установок и их модификаций.

Реакторные установки «ВМ-А» использовались на всех АПЛ первого поколения советского военно-морского флота. До 1967 года было построено 55 судов по 5 проектам (проекты 627, 627А, 658, 659 и 675), отличающихся назначением и вооружением. За этот период за счет модернизации систем и материалов ресурс работы реактора и оборудования был повышен от 4,5 до 25-30 тыс. часов, а кампания активной зоны выросла с 1,5 до 5 тыс. часов.

Создание транспортной атомной установки для того времени было огромным техническим прогрессом. Но с точки зрения ядерной и радиационной безопасности она имела ряд недостатков, которые и стали причиной серии аварий и поломок. За период эксплуатации АПЛ первого поколения произошло четыре аварии с водо-водяными реакторами (К-19 – 1961 год; К-11 – 1965 год; К-431 – 1985 год и К-192 – 1989 год). К основным недостаткам атомных установок первого поколения можно отнести большую пространственную распределенность и значительный объем первого контура, наличие трубопроводов большого диаметра, соединяющих основное оборудование, т.е. реактор, парогенераторы, насосы, теплообменники, компенсаторы объема и др. Это создавало серьезные проблемы в организации защиты при аварийной разгерметизации первого контура, а также при разрыве многочисленных импульсных трубок, соединяющих первый контур с контрольно-измерительными приборами. К авариям вели и невысокая надежность оборудования, отсутствие автоматизации процесса управления атомной установкой, низкая надежность и недостоверность показаний контрольно-

измерительных приборов, а также систем управления и защиты ядерного реактора, недостаточно надежная система контроля над ядерными процессами, происходящими в реакторе.

С конца 1980-х годов АПЛ первого поколения стали выводить из эксплуатации, и к 1996 году все они были выведены из состава ВМФ России.

Реакторы ВМ-4 и В-5

Не близнецы и не братья

Успешное создание флотилии атомных подводных лодок с реактором «ВМ-А» стало базисом для дальнейшего развития подводного атомного флота. Развитие атомной науки и техники, расширение теоретических знаний и экспериментальных данных открыли возможность для разработки более совершенного транспортного реактора, представляющего собой установку второго поколения, в которой были бы учтены все ошибки предыдущего проекта и использованы новейшие материалы, конструкции и приборы. Новые атомные энергетические установки получили индексы «ВМ-4» и «В-5».

Основными требованиями к подводным лодкам нового поколения были повышение их надежности и живучести, а также уменьшение габаритов ядерной установки. Основанием для начала работ стало Постановление ЦК КПСС и СМ СССР, принятое в августе 1958 года.

С самого начала проектирование реакторов шло по двум альтернативным направлениям, научным руководителем которых выступал А.П. Александров. Научным руководителем и проектантами были определены главные новации, отличающие реактора второго поколения:

- исключение разветвленной системы трубопроводов первого контура;
- использование нескольких компенсирующих решеток с индивидуальными приводами;
- переход на двухскоростные циркуляционные насосы первого контура;
- повышение ресурса всего оборудования ППУ до 12 тыс. часов, а кампании активной зоны – до 5 тыс. часов.

Первое направление, заниматься которым было поручено ОКБ завода № 92 (г. Горький, главный конструктор И.И. Африкантов), предполагало переход

на совершенно новые конструкторские решения, исключая недостатки предыдущей конструкции ядерной энергетической установки. В ОКБ проектом занимался сектор «Б», уже имевший опыт работы по созданию ядерной пароперегревающей установки (ППУ) для атомного ледокола «Ленин». Реактор разработки ОКБ получил индекс «ВМ-4».

Второе направление, где идейным руководителем являлось НИИ-8 (главный конструктор Н.А. Доллежал), заключалось в том, чтобы сохранив основные схемно-компоновочные решения реактора «ВМ-А», максимально модернизировать его «узкие» места. Реактор второго поколения для АПЛ конструкции НИИ-8 получил индекс «В-5».



АПЛ пр.667

Установка «ВМ-4»

На первом этапе проектирования установки конструкторами ОКБ завода № 92 предусматривалось проведение широкомасштабных поисковых работ по выбору типа установки и основных компоновочных решений. На их

основании выбор сделан в пользу блочной конструкции ППУ с водяным теплоносителем. Основными конструктивными особенностями установок такого типа были два блочных узла: «реактор – парогенератор» с соединением по принципу «труба в трубе» и «парогенератор – насос» первого контура.

В качестве основного технического решения было принято двухреакторное исполнение ядерной паропроизводящей установки (ЯППУ) с побортным расположением двух групп основного оборудования.

После рассмотрения научным руководителем и гензаказчиком предложений НИИ-8 и ОКБ завода № 92 было признано, что последнее в большей степени удовлетворяет требованиям, предъявляемым к АПЛ второго поколения, и может быть рекомендовано для дальнейшей проработки. Впоследствии установка «ВМ-4» создавалась сразу для трех проектов АПЛ – проекты 670, 671 и 667, разрабатываемых различными конструкторскими бюро.

Первый проект – для АПЛ проекта 671 – получил индекс ОК-300, второй – для АПЛ проекта 670 – индекс ОК-350, третий – для АПЛ проекта 667 – индекс ОК-700. Основное оборудование различных вариантов установки было практически полностью унифицировано, и ППУ отличались лишь количеством петель (4 или 5 на один реактор) и привязками к фундаментным конструкциям реакторных отсеков. На АПЛ проекта 670 устанавливался один реактор мощностью 90 МВт и одна турбина, на АПЛ проекта 671 – два реактора мощностью 72 МВт каждый и одна турбина и на АПЛ проекта 667 – два реактора мощностью 90 МВт каждый и две турбины. Технические проекты на ППУ ВМ-4 (ОК-300), ППУ ВМ-4-1 (ОК-350) и ППУ ВМ-4-2 (ОК-700) были утверждены в апреле 1960 года, марте 1961 года и августе 1963 года соответственно.

Создание надежных в эксплуатации ППУ ОК-300, ОК-350 и ОК-700 с минимальными массо-габаритными характеристиками стало возможно благодаря компактному расположению оборудования вокруг реактора, что позволило одновременно использовать его в качестве элементов биологической защиты, а существенное сокращение протяженности систем первого контура и сварных швов значительно повысило надежность оборудования.

Оборудование установки изготавливалось с прочно-плотными корпусами, рассчитанными на давление первого контура. Так, корпуса и днища реакторов ОК-300 и ОК-350 изготавливались из перлитных сталей и сваривались автоматической сваркой. Внутри корпус был облицован антикоррозионной наплавкой, что повысило технологичность и надежность оборудования.

Была принята однозаходная схема циркуляции теплоносителя через активную зону, что упростило конструкцию внутреннего блока реактора и сделало возможным использование естественной циркуляции теплоносителя для расхолаживания реактора.

В активной зоне реактора использовались стерженьковые и двухкольцевые твэлы с ураном обогащением 21 % (зона с 2-х кольцевыми твэлами оказалась единственной из зон, которая полностью вырабатывала свой энергоресурс). Проектный цикл перезарядки активной зоны составлял 8 лет.

Конструкторам и проектировщикам пришлось отказаться от стендового прототипа, и первые штатные изделия для ППУ поступали сразу на монтаж в АПЛ. Чтобы компенсировать отсутствие полномасштабного стенда ОКБ сосредоточилось на поэлементной проверке и отработке оборудования, для чего было создано более 200 стендов. В частности, были проведены термоциклические испытания натурных моделей соединительных патрубков реактор-генератор, головных образцов корпусов реакторов. В 1964 году головные образцы реакторов установок ОК-300 и ОК-350 прошли комплексные испытания на собираемость реакторов и функционирование систем управления и защиты, после чего были приняты межведомственными комиссиями.

Опыт создания АПЛ первого поколения показал, что монтаж ППУ в реакторном отсеке из-за тесноты последнего является самым трудным этапом в изготовлении АПЛ. Новые компоновочные решения создали предпосылки для переноса большого объема монтажных работ на предстпельные участки, что сократило сроки монтажа и повысило его качество. Для надзора над процессом монтажа ЯППУ на предприятия-изготовители АПЛ были направлены специальные бригады шеф-монтажа, набранные из числа специалистов ОКБ. Тем не менее, это не стало 100 %

гарантией для исключения инцидентов на суше – они случались, в том числе и ядерно-опасные.

Имели место и другие происшествия. Так, в ноябре 1966 года на Севмашпредприятии при проведении гидроиспытаний реактора для АПЛ проекта 667 в аппарате, изготовленном на Волгоградском заводе «Баррикады», было обнаружено значительное число грязи и металлической стружки. Этот случай сразу был квалифицирован как «чрезвычайное происшествие», так как он ставил под сомнение отсутствие посторонних предметов в ранее изготовленном оборудовании. Это спровоцировало проверку всех ранее смонтированных реакторов, из-за чего были отложены сроки сдачи ряда АПЛ проектов 670 и 667. Инцидент завершился выпуском специального нормативного документа, регулирующего порядок закрытия и вскрытия оборудования первого контура атомного подводного флота.

В начале 70-х годов выявились два серьезных недостатка ППУ типа ВМ-4: преждевременная разгерметизация твэлов стержневого типа и образование трещин в стояках крышек реактора. Для их устранения были разработаны новые конструкции активных зон с модернизированными стержневыми и кольцевыми твэлами и усовершенствована конструкция крышки реактора.

В ходе эксплуатации АПЛ второго поколения ядерные установки продемонстрировали значительно возросшую надежность систем и оборудования. При более интенсивной эксплуатации этих АПЛ количество отказов или неисправностей оборудования было в десятки раз меньше по сравнению с первым поколением лодок.

АПЛ проекта 671 («Ёрш») создавалась как лодка-охотник и предназначалась для уничтожения американских АПЛ с баллистическими ракетами. Головная лодка К-38 была заложена в апреле 1963 года в Ленинграде на Ново-Адмиралтейском заводе (ныне «Адмиралтейские верфи»). На АПЛ проекта 671 использовался один гребной вал, что позволило уменьшить водоизмещение и шумность корабля и получить значительно более высокую, чем у зарубежных аналогов, подводную скорость. Реализация одновальной схемы позволила также разместить в одном отсеке главный турбозубчатый агрегат и оба автономных

турбогенератора со всем сопутствующим оборудованием, что обеспечило уменьшение относительной длины корпуса лодки. В конструкции прочного корпуса было решено применить новую сталь марки АК-29, что позволяло увеличить глубину погружения.

5 ноября 1967 был подписан акт о приемке в состав ВМФ СССР головной лодки К-38 проекта 671, и она вошла в состав Северного флота. Всего было построено 15 лодок проекта 671, основная их часть служила на Северном флоте.

АПЛ проекта 670 («Скат») предназначались для уничтожения кораблей, идущих в составе конвоев, в основном – авианосцев в составе авианосных ударных групп. Их строительство велось на заводе «Красное Сормово», г. Горький. Подводная лодка имела двухкорпусную архитектуру с веретенообразными обводами легкого корпуса, имеющего в носовой части эллиптическое сечение, обусловленное размещением ракетного вооружения.

Первая АПЛ была спущена на воду 2 августа 1966 года. Приемный акт по головному кораблю К-43 серии 670 был подписан 6 ноября 1967 года, и она вошла в состав Северного флота.

Всего было построено 11 АПЛ проекта 670.

АПЛ проекта 667 создавалась как носитель баллистических ракет с ядерной боеголовкой. После решения правительства о смене используемого на ней вооружения проект получил индекс 667А («Навага»). Новые ракетоносцы стали именоваться РПКСН (ракетный подводный крейсер стратегического назначения).

Лодка проекта 667 являлась двухкорпусной, носовая оконечность имела овальную форму, кормовая – веретенообразную. Прочный корпус цилиндрического сечения диаметром 9,4 м разделялся на 10 отсеков, из которых реакторным являлся 7-й отсек. Главная энергоустановка номинальной мощностью 52 тыс. л.с. состояла из автономных блоков правого и левого борта. В состав каждого блока входили водоводяной реактор ВМ-4-2 (ОК-700), паротурбинная установка с турбозубчатым агрегатом и турбогенератор.

Строительство подводных лодок по проекту 667А велось быстрыми темпами. Первый АПЛ К-137 проекта 667А заложили на Северном

машиностроительном заводе 9 ноября 1964 года. Спуск на воду состоялся 28 августа 1966 года, а 1 сентября начались сдаточные испытания. АПЛ К-137 вступила в строй 5 ноября 1967 года и 24 ноября была передана в состав Северного флота.

Серия 667А стала самой многочисленной из всех проектов советских АПЛ и имела большое число модификаций. В период с 1967 по 1974 гг. было построено 34 судна проектов 667А и 667АУ.

Все лодки проектов 671, 670 и 667 были выведены из состава флота с 1989 по 1997 гг.

Установка «В-5»



АПЛ пр.661 (Золотая рыбка)

Фактически работы по установке «В-5» начались задолго до выхода вышеуказанного постановления. С 1955 года НИИ-8 занималось разработкой установки «ВК» с водо-водяным реактором для АПЛ проекта 639. Её особенностями являлись размещение в активной зоне нескольких легких органов компенсации избыточного запаса реактивности, однократная схема движения воды в активной зоне, объединение в блок основного оборудования установки и др. Фактически установка «ВК» являла собой конструкцию первой блочной паропроизводящей установки, доказавшей в дальнейшем свою эффективность.

В 1958 году работы по проекту 639 были прекращены, и все наработанные идеи специалисты НИИ-8 использовали для создания реакторной установки второго поколения для АПЛ проекта 661. Боевым назначением новой подводной лодки была борьба со скоростными кораблями охраны и авианосцами противника.

Технический проект ППУ «В-5» был подготовлен НИИ-8 совместно с ЛИПАН в ноябре 1959 года. Двухреакторная установка «В-5» отличалась рядом новых технических решений. Так, наиболее крупное оборудование и часть радиационной защиты размещалась на фундаментных балках, не присоединенных к прочному корпусу лодки, что снижало динамическое воздействие на оборудование. В качестве основного материала радиационной защиты стал использоваться более эффективный серпентинитовый бетон. Кроме того, для установки была разработана единая система контроля дистанционного и автоматического управления.

При разработке проекта ППУ «В-5» впервые в практике НИИ-8 для сложных многовариантных расчетов активной зоны использовались электронно-вычислительные машины.

Из-за жестких сроков реализации проекта пришлось отказаться от строительства наземного прототипа (стенда) для проверки правильности принятых проектных и конструкторских решений, ограничившись использованием ряда экспериментальных стендов. Так, вместо аналога стенда 27/ВМ было принято решение создать полноразмерный теплогидравлический (неядерный) стенд на Ижорском заводе – изготовителе ППУ «В-5», чтобы максимально отработать на нем конструкторские и технологические новации. Поэтому на Ижорском заводе

велось изготовление сразу трех комплектов оборудования установки: одного – для теплогидравлического стенда, и двух – для будущего корабля. В ЛИПАН (Институт атомной энергии) был сооружен критический стенд, на котором изучались физические характеристики реактора.

Строительство опытной лодки проекта 661 («Анчар») в Северодвинске после её закладки в декабре 1963 года растянулось на долгих 5 лет. Главная причина отставания от графика заключалась в том, что корпус лодки должен был изготавливаться из титана, производство которого в СССР только налаживалось.

Ядерные реакторные установки на лодке располагались в 5 отсеке. Главная энергетическая установка состояла из двух автономных групп – правого и левого борта. Каждая группа включала в себя атомную паропроизводящую установку «В-5» с реактором, турбозубчатый агрегат (главный судовой двигатель, состоящий из нескольких турбин и зубчатой передачи) и автономный турбогенератор. Номинальная тепловая мощность каждого реактора составляла 177,4 МВт.

Водо-водяной реактор и размещенные вокруг него секции прямоточных парогенераторов, включенные на свои гидрокамеры, соединялись патрубками «труба в трубе». Принятая «плотная» компоновка и размещение оборудования затрудняли обеспечение его ремонтпригодности, и задача сохранения работоспособности установки при отдельных отказах секций ПГ решалась за счет возможности отсечения секций в ремонтные периоды. Агрегатирование каждой из двух ППУ, установленных на АПЛ, с конструкторской точки зрения, отличалось исключительной оригинальностью и смелостью проектных решений.

Первая блочная ППУ «В-5» по удельной массе в 2 раза, а по насыщенности энергоотсека в 2,5-3 раза превосходила лучшие достигнутые к этому времени показатели.

В декабре 1968 года АПЛ спускается на воду, а через год, после проведения всех необходимых испытаний передается в военно-морской флот. Во время государственных ходовых испытаний лодка продемонстрировала уникальные ходовые качества – на мощности реакторов в 80 % от номинальной была развита скорость подводного хода

в 42 узла, а во время опытной эксплуатации на полной мощности ЯЭУ – 44,7 узла, что по сей день является мировым рекордом.

Опытная эксплуатация подводной лодки закончилась в декабре 1971 года. АПЛ, получившая индекс «К-162» (с 1978 года – К-222), в сентябре того же года вышла на боевую службу, в ходе которой субмарина прошла в район экватора до Бразильской впадины от Гренландского моря. В ходе данного перехода подлодка вела сопровождение авианосца «Саратога» (США), который несколько раз пытался оторваться от подлодки, развивая скорость больше 30 узлов, но достичь желаемого результата не удалось. Более того, атомная подлодка, осуществляя маневры, иногда опережала американское судно. За два с половиной месяца похода, лодка поднималась на поверхность всего лишь раз.

Из-за использования титана лодка проекта 661 оказалось очень дорогой, за что получила название «Золотая рыбка». По этой же причине лодка в серию не пошла, оставшись единственным кораблем. Прослужила в составе ВМФ до 1998 года.

Реактор ОК-650

Мощный, унифицированный...

Сразу после завершения разработок атомных энергетических установок второго поколения для подводного флота СССР была организована разработка ППУ под перспективные АПЛ, рассматриваемые как корабли третьего поколения. На основании проработок головного института ВМФ были выдвинуты основные требования к новым установкам, из которых исходили проектанты при создании облика установок и исполнения главного оборудования.

Проектирование и строительство АПЛ третьего поколения потребовало создания таких корабельных атомных энергетических установок (АЭУ), которые по своим качественным показателям существенно превосходили бы корабельные АЭУ второго поколения. В частности, для создания установок третьего поколения была поставлена задача повышения их мощности более чем в 2 раза по сравнению с предшествующими, но без существенного изменения массы и габаритов. При этом требовалось обеспечить более высокую по сравнению с установками второго поколения безопасность, надежность, ремонтоспособность, акустическую скрытность, маневренность. Эта задача осложнялась тем, что планировалось создать

одну унифицированную паропроизводящую установку (ППУ) для различных классов АПЛ третьего поколения.



АПЛ пр.941

Для решения всех этих проблем разработка ППУ осуществлялась на конкурсных началах. В конкурсе принимали участие ОКБМ, НИКИЭТ, ЦНИИ им. ак. А.Н. Крылова, а также конструкторское бюро Ижорского завода.

В результате рассмотрения выполненных к 1965 году проектов научно-технический совет 1-го ЦНИИ МО с участием всех заинтересованных предприятий, а затем и НТС МСМ рекомендовали для дальнейшей разработки установку ОК-650Б, предложенную Особым конструкторским бюро машиностроения (ОКБМ). Тем самым сбылась мечта И.И. Африкантова о разработке всего оборудования транспортных ППУ в ОКБМ. Над созданием установки трудился большой коллектив высококвалифицированных сотрудников под руководством Ф.М. Митенкова.

Реакторная установка третьего поколения принципиально отличалась по компоновке. Это было связано с тем, что перед конструкторами стояла задача сокращения времени монтажа установки на судостроительном заводе, которая решалась за счет укрупненной сборки узлов и агрегатов на машиностроительных заводах.

Проблема обеспечения высокой компактности установки была решена путем значительного повышения энергонапряженности активной зоны. Кроме того, была повышена энергонапряженность парогенератора, а также предусмотрено агрегатирование основного оборудования. Благодаря указанным техническим решениям удалось создать установку, парогенерирующий блок которой мог транспортироваться по железной дороге. Это позволяло изготавливать весь блок, включающий корпус реактора, парогенераторы, насосы и фильтры очистки первого контура, на машиностроительном заводе и тем самым повысить качество изготовления ответственных элементов ППУ. Для повышения надежности и безопасности установка ОК-650Б была выполнена с обеспечением достаточно высокого уровня естественной циркуляции теплоносителя первого контура. Это достигалось за счет размещения парогенераторов выше активной зоны, а также значительного уменьшения гидравлического сопротивления первого контура, для чего в ОКБМ был разработан парогенератор с движением теплоносителя первого контура в межтрубном пространстве. Обеспечение естественной циркуляции теплоносителя первого контура позволяло не только осуществлять расхолаживание с использованием системы безбатарейного расхолаживания, но и работать на ходовых режимах без насосов первого контура при мощностях примерно до 30 % от номинальной. Последнее дало возможность уменьшить число насосов первого контура до двух, что в определенной мере компенсировало увеличение габаритов ядерной реакторной установки, вызванное необходимостью естественной циркуляции.

На ОК-650 существенно изменилась система управления и защиты реактора. Внедрение импульсной аппаратуры позволило контролировать его состояние при любом уровне мощности, в том числе и в подкритическом состоянии. На компенсирующие органы был установлен механизм «самохода», который при исчезновении электропитания

обеспечивал опускание решеток на нижние концевики. При этом происходило полное «глушение» реактора даже при опрокидывании корабля.

С самого начала было решено, что первый образец ядерной установки обязательно должен быть отработан на наземном полномасштабном стенде. В 1965 году было утверждено техническое задание на сооружение стенда KB-1, которому был присвоен индекс ОК-650БК, в создаваемой Государственной испытательной станции (филиал ИАЭ, НИТИ, г. Сосновый Бор).

Параллельно с сооружением стенда KB-1 по заданиям проектантов АПЛ конструкторы разрабатывали модификации проекта ОК-650 с привязкой их к конкретным судам. Для АПЛ проекта 945 «Барракуда» (проектное бюро «Лазурит») предназначалась ППУ ОК-650А с одной реакторной установкой. Для АПЛ проекта 971 «Щука-Б» (проектное бюро «Малахит») предназначалась ППУ ОК-650Б с одной реакторной установкой. Для АПЛ проекта 685 «Плавник» (проектное бюро «Рубин») предназначалась ППУ ОК-650Б-3 с одной реакторной установкой. Для АПЛ проекта 941 «Акула» (проектное бюро «Рубин») предназначалась ППУ ОК-650ВВ с двумя реакторными установками. Для АПЛ проекта 949 «Гранит» (проектное бюро «Рубин») предназначалась ППУ-650Б с двумя реакторными установками, а для АПЛ проекта 949А «Антей» – ОК-650В с двумя реакторными установками.

Доработанный унифицированный под все проекты АПЛ третьего поколения технический проект ППУ типа ОК-650 на мощность на винтах до 50 тыс. л.с. был утвержден в 1967 году. Тепловая мощность ППУ ОК-650 составляла 190 МВт.

В качестве топлива использовался уран обогащением 21-45 %. На третьем поколении АЭУ было применено профилирование активной зоны ядерным топливом и выгорающим поглотителем. Для ППУ ОК-650 были созданы крестообразные твэлы, имевшие целый ряд преимуществ. Крестообразная конструкция обеспечивала максимальную площадь обогрева. Кроме того, закрученный профиль твэла позволяет турбулизовать поток теплоносителя, а также использовать принцип самодистанционирования.

В отличие от реакторов предыдущих поколений в технический проект ОКБМ был включен ряд оборудования, проектированием и изготовлением которых ранее занимались предприятия судостроительной промышленности, например, баки железобетонной защиты (ЖБЗ). В связи с этим специалистам ОКБМ пришлось осваивать ранее не применявшиеся марки корабельной стали, методы сварки и контроля. Так, три бака ЖБЗ изготавливались из высокопрочной стали толщиной 16-100 мм и отличались обилием сварных соединений. Нижний бак, представляющий собой крупногабаритную сварную конструкцию, наполненную свинцовыми блоками и водой, являлся фундаментом всего агрегата, и устанавливался с помощью специальных опорных плит на фундамент основного корпуса судна.

Изготовление блока ППУ для стенда КВ-1 было закончено в феврале 1974 года и после проведения его контрольной сборки блок был доставлен в г. Сосновый Бор. Монтаж стенда наземного прототипа ППУ ОК-650 завершился в конце 1975 года. В течение следующего года стенд КВ прошел в полном объеме статические испытания, а в последующем и ресурсные испытания энергоустановки с имитацией автономного похода.

В процессе испытаний были не только подтверждены основные характеристики установки, но и выявлена возможность увеличения мощности при работе на естественной циркуляции, а также скорости разогрева теплоносителя первого контура при вводе установки в действие.

В результате впервые в отечественной практике более чем за два года до монтажа ядерной энергетической установки (ЯЭУ) на первой АПЛ нового поколения на стенде была получена важная информация по монтажу ЯЭУ и работе её оборудования и систем, устранены выявленные недостатки, касающиеся например, течи некоторых соединений. Благодаря этому испытания и сдача головных а затем и серийных АПЛ третьего поколения с ППУ ОК-650 проходили практически без задержек.

Последующая эксплуатация стенда КВ-1 выявила отдельные недостатки и недоработки, касающиеся активных зон, системы компенсации давления и системы очистки, которые были впоследствии устранены, а установка в целом была модернизирована в направлении упрощения технологии изготовления и повышения энергонапряженности парогенератора.

Для всех модификаций ППУ были определены следующие сроки вступления в строй головной АПЛ каждого проекта: проект 949 – декабрь 1980 года, проект 941 – ноябрь 1981 года, проект 685 – декабрь 1983 год, проект 945 – сентябрь 1984 года и проект 971 – декабрь 1984 года.

Основным назначением новых АПЛ проекта 949 («Гранит») являлось уничтожение авианосных ударных соединений противника. Головная лодка проекта 949 «Архангельск» (К-525) была заложена на Севмашпредприятии 25 июля 1975 года, спущена на воду 3 мая 1980 года и вступила в строй 24 января 1981 года.

Основным назначением новых АПЛ проекта 941 («Акула») являлся пуск межконтинентальных баллистических ракет с ядерными боеголовками по целям на территории противника. Головная лодка проекта 941 «Дмитрий Донской» (ТК-208, «тяжелый крейсер») была заложена на Севмашпредприятии в июне 1976 года, спуск на воду состоялся 29 сентября 1980 года и вступила в строй 12 декабря 1981 года

Основным назначением новых АПЛ проекта 685 («Плавник») являлся поиск, обнаружение, длительное слежение и уничтожение атомных подводных лодок, борьба с авианосными соединениями, крупными надводными кораблями и транспортом противника. АПЛ проекта 685 позиционировалась как самая глубоководная. Головная лодка проекта 685 «Комсомолец» (К-278) была заложена на Севмашпредприятии 22 апреля 1978 года. Строительство корабля велось блочным методом, каждый готовый блок проходил всесторонние испытания в специальных док-камерах. Спуск на воду состоялся 3 июня 1983 года и вступила в строй 28 декабря 1983 года.

Основным назначением новых АПЛ проекта 945 («Барракуда») являлось слежение за ракетными подводными лодками и авианосными ударными группами потенциального противника, а также гарантированное уничтожение этих целей с началом боевых действий. АПЛ 945-го проекта предназначена для ведения борьбы не только с ракетными подводными лодками противника, но и с надводными кораблями из состава авианосных соединений и ударных группировок. Головная лодка проекта 945 «Краб» (К-276) была заложена в Сормове 20 июля 1979 года, спущена на воду 29 июля 1983 года и вступила в строй 21 сентября 1984 года.

Основным назначением новых многоцелевых АПЛ проекта 971 («Щука-Б») являлись борьба с корабельными группировками и подводными лодками противника, а также проведение спецопераций, минные постановки и разведка. Головная лодка проекта 971 «Акула» (К-284) была заложена в Комсомольске-на-Амуре в 1980 году, спуск на воду состоялся 6 октября 1982 года и вступила в строй 30 декабря 1984 года.

В 1987 году на первых АПЛ с ППУ ОК-650 были выявлены несколько случаев преждевременной разгерметизации твэлов в активных зонах и образования трещин в сварных швах у блоков расхолаживания. Причины этих явлений были достаточно быстро установлены и благодаря принятым срочным мерам устранены.

Опыт эксплуатации кораблей с АЭУ третьего поколения показал, что соблюдение на них принципов самозащищенности реакторных установок и множественности защитных барьеров в основном позволили предотвращать выбросы радиоактивных веществ за пределы реакторного отсека и тем самым ограничить последствия аварий АЭУ и/или корабля для личного состава, населения и окружающей среды. Реализация этих принципов обеспечивалась тщательным проектированием и гарантиями качества изготовления, отработанностью, надежностью и живучестью корабельных систем и оборудования, эффективным функционированием систем диагностирования и контроля их состояния, высоким уровнем подготовки и квалификации личного состава.

Реактор ВТ-1

Единственная и неповторимая. К сожалению

И в США, и в СССР на ранней стадии рассматривались два варианта реакторов для атомных подводных лодок: водо-водяной и с жидкометаллическим теплоносителем. В варианте с жидкометаллическим теплоносителем в обеих странах были построены опытные стенды и по одной подводной лодке. Только в СССР, несмотря на возникающие проблемы, подобные АПЛ получили право на жизнь, а в США этот проект в 1957 году был закрыт окончательно и бесповоротно.

Идея использования в атомной подводной лодке реактора с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) возникла в сентябре 1952

года, когда по решению правительства СССР началось проектирование первой отечественной атомной подлодки. Предложение об использовании реактора с ЖМТ было выдвинуто А.И. Лейпунским в его письме в Первое Главное управление, отправленном в том же сентябре. Целесообразность развития этого направления, по его мнению, заключалась в возможности получения пара более высокой температуры.



АПЛ пр.645

Работы начались с выходом 22 октября 1955 года Постановления «О начале работ по созданию ПЛА проекта 645». Головной корабль проекта, который в итоге станет единственным представителем класса, предназначался для борьбы с надводными кораблями и транспортными судами противника при действиях на океанских и удаленных морских театрах.

За основу проекта АПЛ, вести который было поручено СКБ-143, был взят проект первой атомной подводной лодки К-3, поэтому предэскизный и эскизный проекты не разрабатывались. Осенью 1956 года технический проект АПЛ был готов. Несмотря на то, что изначально ставилась задача создать аналог АПЛ К-3 с водо-водяным реактором, между этими двумя лодками появились кардинальные отличия. Тяжёлые ядерные реакторы были смещены ближе к носу корабля, что позволило улучшить его дифферентовку. Это решение было обусловлено во многом ошибочным мнением о безопасности этого типа реакторов и повлекло за собой ухудшение условий обеспечения радиационной безопасности центрального отсека.

Разработчиками силовой установки стали ОКБ «Гидропресс» при научном руководстве Лаборатории «В» (ФЭИ, А.И. Лейпунский), в 1959 году к проекту подключилось ОКБМ. Техническое задание на проектирование реактора для паропроизводящей установки (ППУ) с жидкометаллическим теплоносителем, разработанное Лабораторией «В», было выдано в ОКБМ 20 февраля 1959 года. Техническим заданием предусматривалось несколько вариантов реактора: с эвтектическим сплавом свинец-висмут, с жидким литием, для одно- или двухреакторной паропроизводящей установки (ППУ). В дальнейшем, учитывая, что литий, как теплоноситель, был менее изучен, было принято решение проектные проработки ППУ вести только со сплавом свинец-висмут и в двухреакторном исполнении (индекс ОК-250). В пользу сплава свинец-висмут также были низкая температура плавления (123 град.), высокая температура кипения (1670 град.), низкая активность при контакте с воздухом или водой, а также исключение возможности образования водорода при любых авариях.

Реализация установки с ЖМТ свинец-висмут по целому ряду ее особенностей оказалась значительно более сложной в отработке и потребовала решения таких проблем, как:

- обеспечение надежной работы активных зон при значительно более высоких температурах (до 500-600°C);
- обеспечение надлежащего качества сплава, названного в документации «технологией тяжелого теплоносителя»;
- обеспечение поддержания сплава в горячем состоянии как корабельными, так и базовыми средствами, что потребовало создания в базах специальной инфраструктуры.

Сложной оказалась и проблема обеспечения надежной работы парогенераторов с многократной принудительной циркуляцией, которые были приняты в этой установке, хотя по условиям гидродинамики в связи с наличием сепараторов во втором контуре проблема надежности трубных систем, казалось бы, должна была решаться проще, чем в прямоточных генераторах.

Очень трудно решались проблемы уплотнений насосов первого контура. Разветвленность первого контура породила и проблему «подмораживания» сплава на отдельных участках, что потребовало принятия специальных мер

конструктивного плана, а также привело к значительному усложнению эксплуатации установки.

Для решения этих и других проблем в отрасли была создана мощная экспериментальная база, десятки крупных и небольших стендов, реакторные петли и, наконец, в январе 1959 года в ФЭИ был введен в эксплуатацию полномасштабный стенд-прототип реакторной установки 27/ВТ. Его эксплуатация выявила две важнейшие проблемы.

Так, первая кампания эксплуатации стенда завершилась вполне успешно, однако разборка активной зоны после второй кампании показала наличие большого количества шлаков. Этот факт показал недооценку научным руководителем и проектировщиками важности решения проблемы теплоносителя, вследствие чего начались систематические научные исследования в этой области.

Вторая проблема заключалась в «подмораживании» теплоносителя на отдельных участках свинцово-висмутового контура, в частности, первый пуск стенда начался с «подмораживания» активной зоны. Для её решения также был запущен ряд НИР.

Еще одну опасность представлял высокорadioактивный полоний, образующий в активной зоне. На стенде 27/ВТ в 60-х годах произошло несколько аварий с проливом радиоактивного теплоносителя, что потребовало отработки мероприятий и средств защиты персонала от полония, которые в дальнейшем были перенесены и на подводную лодку.

Разработка рабочих чертежей подводной лодки началась в 1956 году и велась в течение 1957 года. По их готовности в 1958 году была составлена вся техническая документация проекта, получившего индекс 645 (645 ЖМТ). Проект предусматривал, что главная энергетическая установка (ГЭУ) АПЛ проекта 645 мощностью 35 тыс. л.с. состоит из двухреакторной паропроизводящей установки (ППУ) и двухвальной паротурбинной установки. В состав ГЭУ входят два ядерных реактора ВТ-1 с жидкометаллическим теплоносителем суммарной мощностью 146 МВт.

Строительство лодки стартовало в сентябре 1957 года, корабль был заложен на заводе 402 (г. Северодвинск) в цехе 42. При разработке проекта новой лодки был внедрён ряд новых конструкторских решений и использованы новые материалы.

Атомная лодка проекта 645, получившая шифр К-27, была спущена на воду 1 апреля 1962 года. Сразу после спуска на воду начались швартовые испытания, которые проводились с 8 мая 1962 по 10 июня 1963 гг. Одновременно с этим велась достройка ПЛА, были проведены комплексные проверки систем, механизмов и вооружения корабля. При этом энергетическая установка в течение 1962 года ещё не была полностью собрана.

17 августа 1962 года началась загрузка топлива: в атомные реакторы были помещены выемные части с активными зонами. Наполнение первых контуров реактора теплоносителем было проведено 6-7 декабря, теплоноситель поддерживался в разогретом состоянии, и все системы и механизмы реактора работали на холостом ходу. До конца года оба реактора были запущены, и 8 января 1963 года началась обкатка механизмов первых контуров. На лодке работала испытательная партия, составленная из сотрудников СКБ-143, вместе с испытаниями проводилась сдача систем управления реактором и передача их под управление экипажа лодки.

22 июня 1963 года на АПЛ К-27 поднят Военно-морской флаг СССР, после чего лодка находилась в море на совместных заводских, ходовых и государственных испытаниях, которые успешно завершились 30 октября подписанием приёмного акта. В нем также было предложено организовать длительный автономный поход лодки К-27 для «более глубокого изучения эксплуатационных качеств лодки и её АЭУ».

За время сдаточных испытаний лодка прошла 5760 миль за 528 ходовых часов, что в 1,5 раза больше, чем у первенца атомного советского подводного флота АПЛ К-3, причем 3370 миль лодка прошла в подводном положении.

Эксплуатация лодки К-27 стала чередой рекордов по дальности походов, а также продолжительности и протяжённости подводного плавания. Техника обладала уникальными на тот момент свойствами и характеристиками, что позволяло показать потенциальному противнику превосходство советского оружия. При этом все системы корабля, в том числе и силовая установка, работали на пределе своих возможностей, и недооценка опасности такой эксплуатации, возможно, и привела, в конечном итоге, к аварии.

Первый поход К-27 начался 21 апреля 1964 года и длился 51 сутки. Задачей похода стало испытание лодки на предельных режимах для выявления возможностей лодки и проверке систем и механизмов корабля в условиях автономного плавания. В походе возникла нештатная ситуация с реактором левого борта подводной лодки: расплавленный металл попал в газовую систему первого контура и застыл там. В результате в системе произошло падение вакуума, а единственным способом устранения неисправности стала работа непосредственно на месте аварии, вблизи активной зоны реактора. Работы выполнил командир дивизиона капитан 3 ранга А.В. Шпаков, который разрезал дефектную трубку и вручную прочистил её, получив при этом значительную дозу радиации. Затем специалисты-сварщики заварили трубку, восстановив работоспособность реактора.

Наиболее экстремальные условия эксплуатации во время похода были в экваториальных водах, когда температура забортной воды превышала 25 град. Системы охлаждения реактора работали на пределе своих возможностей, при этом температура в реакторном и турбогенераторных отсеках была около 60 0С, а остальные отсеки лодки прогревались до температуры в 45 0С при влажности до 100 %. В походе лодка прошла 12 425 миль, и практически все они были пройдены под водой – на тот момент это был мировой рекорд.

Второй поход лодки начался 15 июля 1965 года и длился 60 суток. Задачей похода стало обозначение присутствия советского подводного флота в Средиземном море, где находился 6-й флот США. В походе случилось несколько нештатных ситуаций, в том числе одна «ядерная» – 25 августа произошло снижение мощности реактора в результате его «отравления» ксеноном, из-за чего энергетические установки корабля работали на 35-80 % мощности.

За время похода было пройдено 15 000 миль, и лодка вернулась на базу в Северодвинск для ремонта, в ходе которого было обнаружено большое количество трещин на легком корпусе лодки.

При подготовке к новому походу в январе-феврале 1967 года на лодке были установлены активные зоны с удвоенной длительностью компании. Операция перезарядки прошла с определёнными сложностями, так как

атомоход был загрязнен радиоактивными элементами от первого до девятого отсека. 13 октября 1967 года состоялся выход подлодки в море для проверки систем и механизмов лодки. В море создалась аварийная ситуация, результатом которой стал заброс жидкометаллического сплава в газовую систему 1 контура реактора правого борта. Причиной инцидента стало окисление сплава свинец-висмут, в результате которого образовались шлаки, которые закупорили проход для теплоносителя. В результате два насоса были залиты застывшим радиоактивным сплавом. Для работы реактора потребовалось срочно устранить последствия, в результате ряд специалистов получил предельную годовую дозу радиации, и не был допущен к третьему походу.

Уборка радиоактивного сплава из отсека проводилась по возвращении на базу личным составом других боевых частей и дивизионов, а также вторым экипажем лодки. Для очистки необходимо было кувалдой и зубилами извлекать застывший среди трубопроводов реактора радиоактивный металл. Сроки работы из-за высокой радиоактивности были ограничены десятью минутами, моряки делали по два-три пятиминутных захода, но все равно получили высокие дозы радиоактивного облучения.

После окончания работ началась подготовка к походу. В рамках подготовки была проведена высокотемпературная регенерация сплава для устранения окисей, однако под давлением руководства Северного флота сроки работ были сокращены с затребованных трёх недель до одной.

24 мая 1968 года АПЛ К-27 вышла в Баренцево море для испытаний энергетической установки и отработки задач боевой подготовки. В 11:30 при выводе установок на режим полного хода (80 % мощности) мощность реактора левого борта самопроизвольно начала снижаться. Личный состав, не разобравшись в ситуации, попытался поднять мощность ядерного реактора, но безуспешно. В 12:00 уровень радиации в реакторном отсеке вырос до 150 Р/ч, произошёл выброс радиоактивных газов в помещения реакторного отсека, что являлось признаком повреждения ядерного топлива, и оператор сбросил аварийную защиту левого реактора. Как выяснилось позже, из-за нарушения теплоотвода от активной зоны разрушилось около 20 % тепловыделяющих элементов. Лодка всплыла, провентилировала заражённые отсеки и на одном реакторе правого борта,

который работал на обе турбины, добралась до базы. Возвращение в базу стало последним самостоятельным походом лодки.

25 мая был создан штаб по ликвидации последствий аварии на лодке К-27, который принял решение с целью локализации зоны радиоактивного заражения и последствий радиоактивного загрязнения двигательной установки левого борта усилить защиту реактора и заложить аварийный отсек мешками со свинцовой дробью.

В начале июня 1968 года состояние лодки оценила специальная комиссия, которая приняла решение о расхолаживании реакторов. К 20 июня 1968 года машины и механизмы АПЛ были остановлены и законсервированы, лодка выведена из эксплуатации и поставлена на прикол в губе Гремие.

В январе-феврале 1973 года на АПЛ К-27 был проведен важный эксперимент. Исправную ППУ правого борта успешно «разморозили» и вывели на мощность 20 % от номинальной с подачей пара. Эксперимент обосновал возможность восстанавливать работоспособность реактора с жидкометаллическим теплоносителем после долгого простоя.

В апреле 1980 года было решено законсервировать реакторный отсек лодки, чтобы затопить К-27 в море. С мая 1980 года лодка прошла докование на ЦС «Звездочка», где реакторные установки со всеми трубопроводами были заполнены специальным составом. Поверх этого отсек залили 270 тоннами битума, который полностью закрыл реакторы, чтобы препятствовать проникновению морской воды к радиоактивным частям лодки, вымыванию и заражению моря.

10 сентября 1981 года АПЛ К-27 была затоплена в Карском на глубине 75 метров.

Использование реактора с жидко-металлическим теплоносителем породило немало проблем. Так, например, для поддержания реактора в «горячем» состоянии в Западной Лице на берегу была построена котельная для подачи пара на подводные лодки, а также пришвартованы эсминец и плавбаза. Но в связи с низкой надежностью берегового комплекса подводные лодки «грелись» от своего ядерного реактора, который постоянно работал на минимально контролируемом уровне мощности.

Ещё в процессе конструирования было выявлено несовершенство конструкции реактора, поэтому против использования его в реальных

условиях выступили несколько учёных. Так, один из ведущих специалистов СКБ-143 по энергетике Р.И. Симонов на научно-техническом совете по выдвижению на премию за разработку ППУ на ЖМТ попросил снять свою кандидатуру по причине того, что он считал применение этих установок ошибочным.

Тем не менее, созданный реактор ВТ-1 стал значительным шагом в деле развития корабельной атомной энергетики. Он показал принципиальную возможность реализации преимущества ППУ с ЖМТ и определил круг проблем, которые необходимо было решать в будущем при создании установок подобного типа.

Реактор ОК-550 и БМ-40А

Продолжение без продолжения...

С конца 50-х годов в НИИ и КБ Минсредмаша и Минсудпрома велись интенсивные поисковые исследования по разработке ядерной ППУ для автоматизированной высокоскоростной АПЛ малого водоизмещения с экипажем до 15-20 человек (лодки-истребителя надводных кораблей и АПЛ вероятного противника), получившей индекс «проект 705».

Идея создания подобной лодки принадлежала академику А.П. Александрову и главному конструктору первой отечественной АПЛ пр. 627 В.Н. Перегудову. Их поддерживали Д.Ф. Устинов (в то время председатель ВПК при СМ СССР) и ряд министров, которые в мае 1960 года обратились с соответствующим письмом в ЦК КПСС. В результате специальным постановлением ЦК КПСС в июне 1960 года это предложение и направление соответствующих работ были одобрены.

При выборе реакторной установки для проекта 705 рассматривались три варианта паропроизводящей установки (ППУ): двухконтурная с водяным реактором, одноконтурная с кипящим реактором и двухконтурная с реактором на жидкометаллическом теплоносителе (ЖМТ). Их анализ показал, в условиях ограничения габаритных размеров ППУ, обусловленных особенностями конструкции АПЛ, наилучшее решение обеспечивает ППУ на ЖМТ. Дополнительным фактором в пользу такого решения стали результаты эксплуатации стенда 27/ВТ и опытной АПЛ

проекта 645. В итоге за основу был принят проект ОК-550 трехпетлевой ППУ с реактором с жидкометаллическим теплоносителем разработки ОКБ завода № 92.



Апл пр.705

Научным руководителем в целом строительства АПЛ проекта 705 была назначена ЛИПАН, паропроизводящей установки – ФЭИ. Главным конструктором АПЛ в целом стало СКБ № 143 Минсудпрома, а ППУ – ОКБ завода № 92 Миноборонпрома. Строительство АПЛ проекта 705 было поручено ленинградскому заводу «Судомех» Минсудпрома.

Позже с инициативной разработкой собственного варианта ППУ с жидкометаллическим теплоносителем для АПЛ проекта 705 выступил авторский коллектив ФЭИ и ОКБ «Гидропресс», которые предложили иное схемно-конструктивное решение ППУ – в блочном исполнении и с симметричной схемой (две петли вместо трех), что упрощало состав установки и уменьшало объем монтажных работ на стапеле. Решением комиссии ВПК в октябре 1962 года этот вариант ППУ установки был

узаконен под индексом БМ-40А, а лодкам присвоен номер проекта 705К. Строительство АПЛ проекта 705К поручалось Севмашпредприятию (г. Северодвинск).

Эскизные проекты обеих ППУ (ОК-550 и БМ-40А) были утверждены в 1963 году, технические проекты – в 1965 году. Однако в связи с выявившимся перевесом ППУ БМ-40А (приблизительно на 100 т) этот проект был переработан и вторично утвержден лишь в 1968 году.

Тепловая мощность реакторов обеих ППУ (ОК-550 и БМ-40А) была одинаковой – 155 МВт, что обеспечивало мощность на валу АПЛ в 40 тыс. л. с.

В реакторах использовались тепловыделяющие элементы стержневого типа диаметром 12 мм, собранные в тепловыделяющие сборки. В качестве замедлителя нейтронов в реакторе применялся металлический бериллий.

Неполадки, проявившиеся к тому времени на стенде 27/ВТ, и авария на опытной АПЛ проекта 645 потребовали серьезной переоценки и корректировки некоторых важных положений программы создания ядерных установок с ЖМТ для АПЛ. Стала очевидной недопустимость работы установки при течах парогенераторов, что ранее допускалось. По специально принятым в программ по технологии жидкометаллического теплоносителя был разработан специальный регламент применительно к ППУ ОК-550 и БМ-40А, требующий поддержания требуемого качества сплава в контуре, проведение периодической регенерации сплава и т.д. Проектировщикам пришлось срочно дорабатывать проекты ППУ с целью введения дополнительной биологической защиты, вносить изменения в конструкции парогенераторов и другие системы, в связи с чем строительство АПЛ замедлилось.

При этом против использования ППУ с ЖМТ на АПЛ выступал целый ряд ученых и специалистов. Так, главный конструктор по энергетике СКБ-143 П.Д. Дегтярёв отказался подписать технический проект лодки проекта 705, а начальник ОКБМ, проектант ППУ для проекта 705К И.И. Африкантов обратился в ЦК КПСС с мнением о необходимости переделать установку. Кроме этих обращений знаменитых учёных были и другие выступления менее известных специалистов на различных ответственных совещаниях. Суть этих высказываний сводилась к тому, что существовал ряд

нерешённых научно-технических проблем, а также недоработок, и ставить на строящиеся корабли неотработанные установки более чем преждевременно. При этом речь не шла о порочности самого направления развития ППУ с ЖМТ.

Куратором проекта стал академик А.П. Александров, точка зрения которого заключалась в активном применении на подводном флоте реакторов с ЖМТ. Его поддерживали партийные органы ЦК КПСС, преследовавшие цель повышения обороноспособности государства. При этом риски применения новых технологий в должной мере не учитывались.

Первая опытная АПЛ проекта 705 с ППУ ОК-550 была спущена на воду 22 апреля 1969 года и достроена к сентябрю 1970 года.

Монтажные работы и наладка оборудования ядерной установки на АПЛ проекта 705 сопровождались неоднократными серьезными неполадками, причиной которых являлись неотработанность оборудования, чрезмерная стеснённость реакторного отсека и запаздывание с проверкой работы реакторной установки на наземном стенде.

Комплексные швартовные испытания ЯЭУ на АПЛ проекта 705 прошли в Ленинграде в начале октября 1970 года. После перевода лодки в Северодвинск и проведения ревизии ППУ вновь выявилось много неисправностей и поломок. Из-за недостаточной вибропрочности трубной системы парогенератора мощность ППУ вначале была ограничена 60 % от номинальной, а в сентябре 1971 года после выхода из строя одной из трех петель – 36 %. В связи с этим государственные ходовые испытания АПЛ проекта 705 проводили в Белом море в конце 1971 года на двух исправных петлях ППУ с ограничением мощности до 36 % номинальной. По их завершению лодку передали флоту в опытную эксплуатацию и в начале 1972 года перевели на базу ВМФ.

Однако уже в феврале 1972 года вышла из строя еще одна петля ППУ с попаданием 700-800 л сплава в отсек, поэтому опытная эксплуатация лодки была прекращена. АПЛ отбуксировали обратно в Северодвинск на ремонтный завод «Звездочка» для выполнения ревизии и установления полной картины причин выхода ППУ из строя.

Ревизия выявила большие коррозионные повреждения труб первого контура, недостаточную вибропрочность и коррозионные повреждения

трубных систем парогенераторов. В результате было принято решение опытную АПЛ не восстанавливать, и она была списана из состава ВМФ.

Проектировщики и конструкторы учли выявленные недочеты, и у последующих АПЛ проекта 705 длина реакторного отсека была увеличена на 1200 мм для снижения стесненности в отсеке, внесено много изменений в конструкцию парогенератора и других систем. Решено было также форсировать начатое в 1968 году сооружение в НИТИ натурного наземного стенда КМ-1 с установкой ОК-550. После введения в строй стенда КМ-1 и получения на нем важных результатов, подтвердивших правильность основных конструкторских решений проекта ППУ ОК 550, началось серийное строительство АПЛ проекта 705, и до 1981 года введено в строй три судна: К-316, К-373 и К-463. Стенд КМ-1 с установкой ОК-550 успешно эксплуатировался до 1987 года с нормальным состоянием сплава в первом контуре и с сохранением герметичности твэлов активной зоны вплоть до полной выработки ее энергозапаса.

Головная АПЛ проекта 705К с ППУ БМ-40А, получившая шифр К-123, была достроена к середине 1977 года. В июне Межведомственной комиссией были проведены комплексные швартовные испытания ЯЭУ, в августе-ноябре 1977 года АПЛ прошла заводские и государственные ходовые испытания и была передана флоту (приемный Акт подписан в декабре 1977 года). Всего до 1981 года было построено еще две АПЛ проекта 705К: К-432 и К-493.

В апреле 1982 года в походе на АПЛ К-123 случилась авария ППУ – вследствие неправильных действий экипажа произошел заброс сплава в отсек через импульсную трубку газовой системы. ППУ пришлось вынести из действия и «замораживать». Последующая ревизия ППУ выявила также неустраняемые большие коррозионные повреждения трубных систем парогенератора со стороны второго контура, потребовавшие полной замены отсека ППУ (запасной комплект установки БМ-40А имелся).

АПЛ проекта 705 и 705К обладали рекордно высокой подводной скоростью (более 40 узлов) и маневренностью, успешно выполнили несколько длительных автономных походов. На разгон до полного хода им требовалось всего около 1 минуты, а на циркуляцию с разворотом на 180°

ей требовалось 42 секунды. За скоростные качества АПЛ проекта 705 была даже занесена в книгу рекордов Гиннеса.

Вместе с тем даже при исправных ППУ эксплуатация лодок проектов 705 и 705К с ЖМТ имела определенные сложности, такие как трудность устранения неисправностей из-за стесненности реакторного отсека, необходимость внешнего энергоисточника при нахождении на базе с заглушенным реактором, потребность в регулярной регенерации теплоносителя... Из-за этих проблем в начале 90-х годов, когда подводный флот начал сокращаться, их стали выводить из эксплуатации. АПЛ проекта К-705 были списаны в 1990 году, а АПЛ проекта 705К – в 1996 году.

С выводом из состава ВМФ последней АПЛ с ЖМТ завершился определенный этап развития корабельной атомной энергетики. К использованию на атомных подводных лодках реакторов с жидкометаллическим теплоносителем сложилось два противоположных мнения. Одни, и их большинство, считали это ошибкой из-за аварийности и низкой надежности оборудования. Другие указывали на высокие боевые качества АПЛ: лодки проекта 705 и 705К могли успешно уклоняться от торпед противника именно за счёт скорости и маневренности, короткое время вывода реактора из подкритического состояния в энергетический режим, простота управления.

Эти и другие аргументы доказывают перспективность этого направления. К тому же со временем ученые и проектировщики решили проблему «замораживания» и «размораживания» сплава в установке, однако корабли с жидкометаллическим теплоносителем в настоящее время не строятся.

[Реактор КТП-6](#)

Идеальный подводный крейсер!?

Атомные подводные лодки 4-го поколения проекта «Ясень», строящиеся уже в России, стали симбиозом двух традиционных направлений отечественного ВМФ, соединив в себе многоцелевую торпедную и стратегическую с крылатыми ракетами в едином проекте подводного крейсера, идеально приспособленного для ведения боевых действий на

море. По замыслу разработчиков, новая АПЛ должна была атаковать авианосцы и ракетносцы противника, уничтожать береговые цели, бороться с подводными лодками.

Создание АПЛ 4-го поколения началось еще в 1977 году (проект 885, «Ясень») в Санкт-Петербургском морском конструкторском бюро машиностроения «Малахит», уже создававшее многоцелевые АПЛ. Планировалось, что эти корабли придут на смену нескольким типам разнородных субмарин и будут способны решать много задач, в том числе вести борьбу с подводными лодками вероятного противника и его авианосными соединениями.



АПЛ пр.885 Северодвинск

В отличие от всех предыдущих проектов советских АПЛ, для сокращения уровня собственных шумов «Ясень» был выполнен по полуторакорпусной архитектуре. Реактор расположен в шестом отсеке длиной 10,5 м с расположенной вокруг него уравнивающей цистермой для удержания лодки по глубине во время ракетной стрельбы. В седьмом турбинном

отсеке длиной 12 м находится оборудование паротурбинной установки, автономные турбогенераторы и другое энергетическое оборудование.

Российская атомная подводная лодка 4-го поколения нуждалась в энергетической установке (ЭУ) нового типа. За её создание отвечало ОКБМ Африкантов, которое разработало новую водо-водяную паропроизводящую установку (ППУ) 4-го поколения КТП-6-85 с реактором КТП-6-185СП тепловой мощностью порядка 200 МВт.

Отличительной особенностью нового типа реактора стало интегральная моноблочная компоновка устройств, при которой реактор и его первый контур охлаждения монтируются в едином корпусе. Такое решение позволяет исключить из конструкции ППУ крупные трубопроводы (их максимальный диаметр был сокращен с 675 у ОК-650, до 40 мм для присоединительных трубопроводов у КТП-6) и, тем самым, облегчает естественную циркуляцию теплоносителя на всех режимах работы. Последнее является одним из ключевых критериев малозумности всей лодки, исключая необходимость в постоянной работе главных циркуляционных насосов и сокращая на порядок энергопотребление реактора на собственные нужды, давая тем самым более высокий общий КПД. Моноблочная ППУ намного компактнее предыдущего поколения, более проста в обслуживании, более безопасна и надежна. В то же время, интеграция всех систем и узлов реактора в едином корпусе существенно осложняет ремонтпригодность установки ввиду их низкой доступности. Потому перед специалистами ОКБМ стояла задача обеспечить реактору 4-го поколения безремонтный срок службы в течение всего жизненного цикла лодки. При этом активная зона реактора нуждалась в перезарядке вдвое реже, чем на аналогичных установках лодок 3-го поколения.

Конструктивные решения для ППУ нового поколения были опробованы на наземном исследовательском стенде КВ-2 с реактором прототипом ТМ-4/КТМ-6 в Сосновом Бору, а в 1996 году реактор был официально допущен к серийному производству. Одной из важнейших особенностей этого реактора считается новый прямоточный прямотрубный парогенератор.

Однако на головном корабле 885-го проекта – АПЛ «Северодвинск», заложенном в декабре 1993 года, – этот реактор так и не появился. В 1996

году строительство АПЛ было остановлено из-за отсутствия финансирования и возобновлено только в 2004 году уже по доработанному проекту. Финансовые и технологические сложности, связанные с производством блочной паротурбинной установки для него, привели к тому, что в процессе перепроектирования лодки «Северодвинск» она получила блочную ППУ ОК-650В с реактором ВМ-11 предыдущего поколения с тепловой мощностью 190 МВт. Это в значительной мере сократило боевой потенциал субмарины, несмотря на целый ряд остальных принятых на ней решений по снижению шумности главной энергетической установки. 15 июня 2010 года АПЛ «Северодвинск» была выведена из эллинга и 24 июня спущена на воду.

Прошедшие в стране и мире перемены привели к необходимости пересмотра проекта 885, так как многие предприятия, производящие комплектующие для него, оказались вне границ новой России, а электроника морально устарела. В результате появился новый модернизированный проект 08851 (885М, «Ясень-М»), по которому начали строиться многоцелевые атомные субмарины «Казань», «Новосибирск», «Красноярск», «Архангельск» и «Пермь».

РЕАКТОРЫ ДЛЯ НАДВОДНОГО ФЛОТА

[Реакторы ОК-150 и ОК-900](#)

Первый, надводный, атомный...

В 1957 году сошел на воду ледокол «Ленин» – первый в мире атомный надводный корабль. Атомоход «Ленин» стал головным в особом классе отечественных судов, предназначенных для сложных трасс Северного морского пути. Советский Союз, сделав ставку на создание атомного ледокола, решил сразу две задачи: отработал применение реакторов на надводном флоте и ввел в строй корабль, потребность в котором для арктической навигации было совершенно невозможно переоценить.

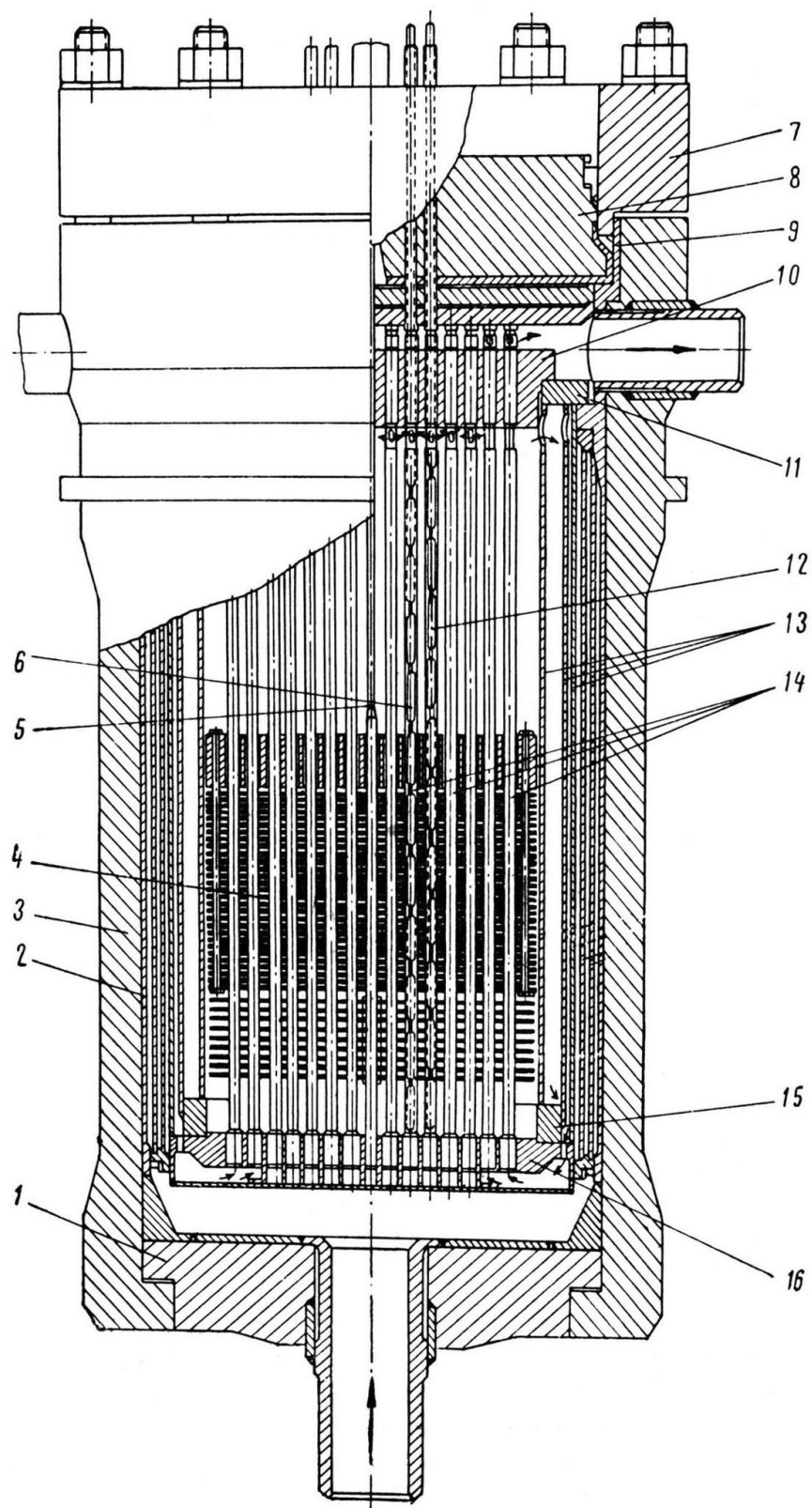
Постановление о строительстве атомного ледокола было принято Советом министров СССР 20 ноября 1953 года. Необходимость в таком ледоколе ощущалась очень остро. Запаса топлива дизельным ледоколам хватало максимум на месяц хода, что было недостаточно для северной навигации.

Поэтому требовалось судно, которое могло бы сопровождать караваны судов более продолжительное время. Атомный ледокол в среднем может работать на трассах по 6-8 месяцев без перерыва, а при наличии особых задач и до 12-14 месяцев.

Следующее постановление правительства от 18 августа 1954 года конкретизировало задачу создания атомного ледокола «Ленин» по срокам, этапам и основным исполнителям работ. Проектирование атомного ледокола возлагалось на Ленинградское ЦКБ-15 (впоследствии ЦКБ «Айсберг»). Главным конструктором ледокола был назначен В.И. Неганов. Разработка проекта атомной паропроизводящей установки (АППУ) поручалась ОКБ Горьковского завода № 92 (позднее ОКБМ). Главным конструктором АППУ был утвержден И.И. Африкантов. Научное руководство проектом ледокола возлагалось на А.П. Александрова, а ядерного реактора – на И.В. Курчатова, который позднее передал свои полномочия А.П. Александрову.

Три реактора АППУ ОК-150, разработанные в ОКБ Горьковского завода № 92, мощностью по 90 МВт обеспечивали суммарное производство 360 т/ч пара температурой до 3100С и давлением 28 атм. Каждый реактор имел две петли циркуляции с двумя парогенераторами, двумя циркуляционными насосами и одним аварийным насосом. Использовалась паровая система компенсации давления в первом контуре. В активной зоне реакторов применили топливо на основе диоксида урана с 5 % обогащением по урану-235.

Технический проект АППУ ОК-150 был разработан в марте 1955 года, а 17 июня 1955 года на секции ЯЭУ НТС министерства он был утвержден и рекомендован к запуску в производство.



Реактор ОК-150, конструкция

При разработке проекта АППУ впервые решался целый ряд сложных научно-технических задач. Одной из них было существенное увеличение длительности кампании активной зоны и экономичное использование ядерного топлива. Реализация предложенного научным руководством решения о введении в активную зону выгорающих поглотителей для компенсации избыточной реактивности дала возможность увеличить кампанию активной зоны до 200 суток, а применение циркониевых сплавов в элементах конструкции зоны позволило в 1,5 раза уменьшить потребление урана по сравнению с активными зонами с нержавеющими сталями.

АППУ ОК-150 – это реакторная установка (РУ) с петлевой компоновкой, т.е. основное оборудование контура располагалось в отдельных корпусах, соединённых между собой трубопроводами. Реакторы типа ОК-150 относятся к водо-водяным реакторам корпусного типа, в которых вода под давлением используется в качестве теплоносителя, а также замедлителя нейтронов. Реактор выполнен в форме толстостенного цилиндрического сосуда (корпуса) с плоской крышкой и днищем.

Материал корпуса реактора – углеродистая сталь. Диаметр цилиндрической части корпуса 186 см, толщина стенки 14 см. Активная зона, размещенная в центральной области корпуса, окружена несколькими цилиндрическими обечайками из нержавеющей стали 1X18H10T, между которыми протекает охлаждающая их вода.

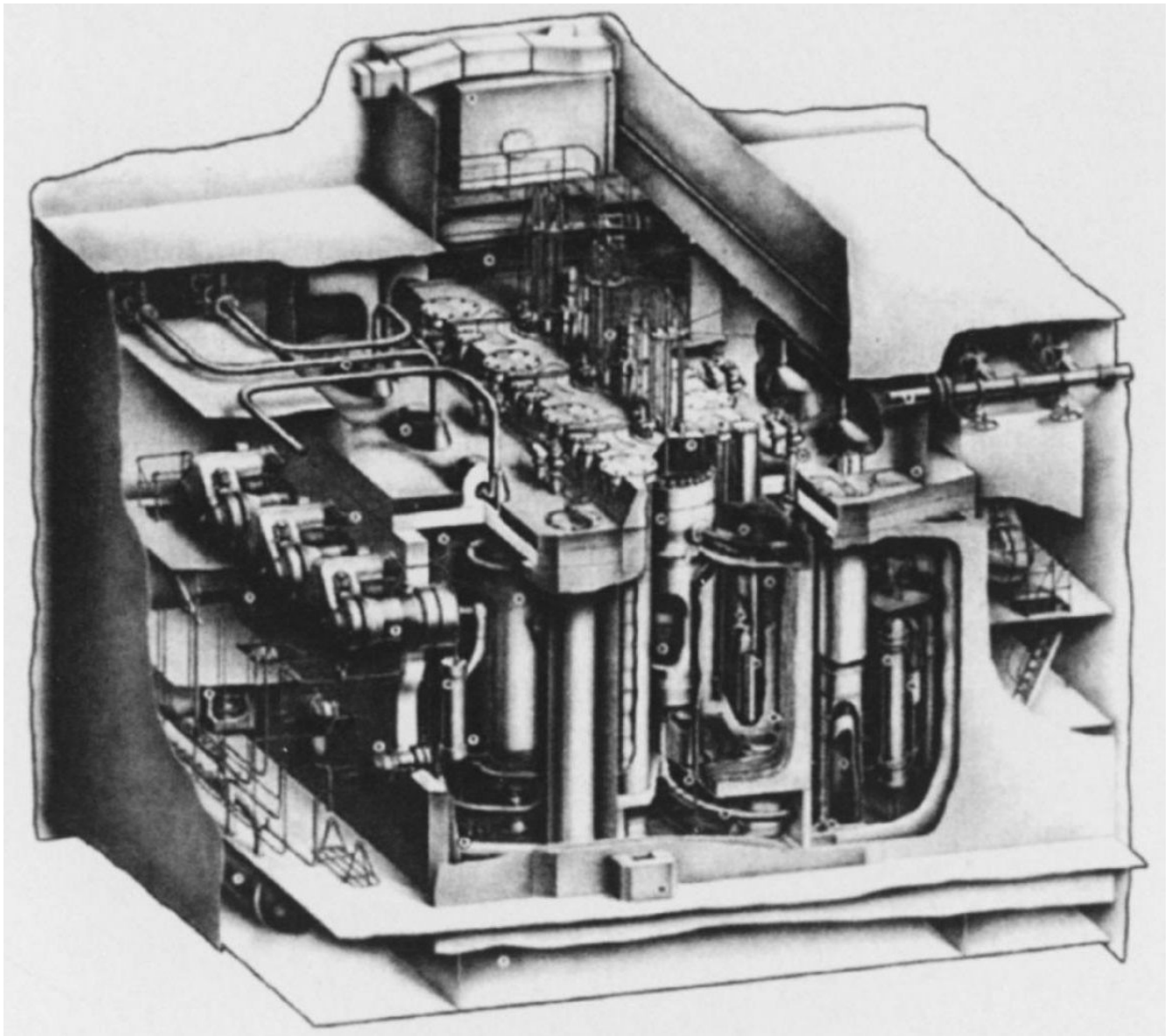
3 реактора ледокола «Ленин» различались конструкционным материалом оболочек твэлов (тепловыделяющих элементов). Реактор № 1 имел твэлы с оболочками из нержавеющей стали, в реакторах № 2 и № 3 оболочки твэлов были выполнены из циркониевого сплава. В соответствии с этим ядерное топливо в реакторе № 1 имеет обогащение по изотопу ^{235}U 6,5 %, а в реакторах № 2 и № 3 – 5 %. По остальным параметрам все реакторы РУ ОК-150 были идентичны.

Активную зону (АЗ) реактора ОК-150 образуют 219 рабочих каналов (РК), или тепловыделяющих сборок (ТВС), расположенных в узлах правильной треугольной решетки с шагом 64 мм, что определяет эквивалентный диаметр поперечного сечения АЗ величиной 99,7 см. Каждый РК содержит пучок из 36 цилиндрических твэлов, размещенный в кожуховых трубах из

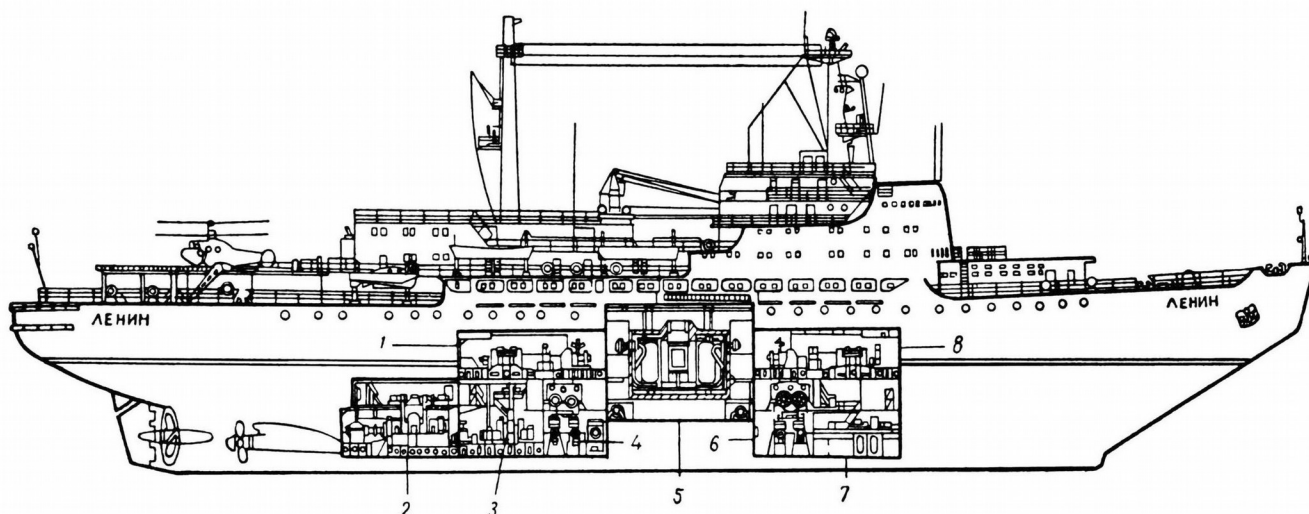
циркониевого сплава. Ядерное топливо в форме таблеток из двуокси урана диаметром 4,5 мм размещено в циркониевых трубках. Высота топливного столба таблеток, равная 160 см, соответствует высоте АЗ. Отражателями нейтронов являются стальные экраны радиационной защиты корпуса реактора и каналы охлаждающей их воды. Активная зона охлаждается водой под давлением 160 атм при температуре на входе и выходе 248 и 325 °С соответственно. Тепловая эксплуатационная мощность реактора около 55 МВт при энергоресурсе 21,9 ГВтсут (при обогащении топлива по ^{235}U 5 %), что позволяет работать реакторной установке в течение 400 суток.

В качестве органов регулирования реактивности реактора вместо первоначально спроектированных погружных стержней аварийной защиты, вводимых в активную зону напором насоса, были применены стержни, перемещающиеся внутри сухих гильз и вводимые в активную зону под действием пружин. В биологической защите использовались малodeфицитные и более дешевые материалы: сталь, вода, тяжелый бетон.

Атомный ледокол «Ленин» был заложен на верфи «Адмиралтейский завод» в Ленинграде 27 июля 1956 года, а уже 5 декабря 1957 года ледокол был спущен на воду и достраивался у стенки завода. В августе 1959 года состоялся физический пуск реакторов. В 1958-1959 гг. на нем был выполнен основной объем работ по монтажу систем и оборудования атомной установки. Самым напряженным был заключительный этап строительства, монтажа и испытаний АППУ. По мере продвижения монтажа оборудования, арматуры и трубопроводов АППУ на Адмиралтейский завод для оказания технической помощи направлялись специалисты ОКБ и завода № 92.



Реактор ОК-150 и его компоновка в отсеке ледокола



Реактор ОК-150 и его компоновка в отсеке ледокола

Четкая организация работ и самоотверженный труд многочисленных коллективов, участвовавших в создании первой АППУ, во многом способствовали своевременной, рекордной по срокам сдаче атомного ледокола «Ленин». Его постройка была завершена 12 сентября 1959 года, а 5 декабря 1959 года ледокол был передан в опытную эксплуатацию Мурманскому морскому пароходству ММФ СССР, на нём был поднят государственный флаг СССР. С этой даты ведется отсчет не только биографии первого атомного ледокола, она отмечается как День рождения отечественного атомного ледокольного флота. Ледокол стал первым в мире надводным судном с атомной энергетической установкой, причем по мощности он не имел равных среди ледоколов всего мира.

Уже в ходе своего первого использования ледокол «Ленин» продемонстрировал превосходную работоспособность, благодаря чему удалось существенно увеличить период навигации. Первая арктическая навигация атомного ледокола началась 19 августа 1960 года и длилась три месяца 10 дней. За это время он прошёл более 10 тысяч миль, из которых около семи тысяч — в тяжёлых ледовых условиях, провёл через Карское море и море Лаптевых 92 судна.

Всего за первые шесть лет эксплуатации ледокол прошёл свыше 82 тысяч морских миль и самостоятельно провёл более 400 судов. За это время на ледоколе в процессе опытной эксплуатации ядерной энергетической

установки выявились ее конструктивные недостатки, проблемы комплектации и компоновки оборудованием. Кроме того, были случаи выхода оборудования из строя.

В феврале 1965 года в ходе плановых работ по перегрузке топлива на реакторе № 2 с активной зоной, имеющей твэлы с оболочками из Zr-Nb сплава, произошла авария. Часть топлива аварийной зоны (94 ТВС) перегрузили на ПТБ «Лепсе», а оставшуюся часть (125 ТВС) – в специальный контейнер, который впоследствии был затоплен в Карском море.

В 1966 году при подготовке атомного ледокола «Ленин» к очередной навигации в корпусе реактора № 1 была обнаружена течь, устранить которую без замены реактора оказалось невозможно. Замена корпуса была связана с нарушением герметизации 1-го контура. Демонтажные работы предстояло производить в тяжелой радиационной обстановке.

Учитывая, что примененная на ледоколе опытная атомная установка соответствовала уровню научных знаний и техническим возможностям отечественной промышленности пятидесятых годов, что за истекшее с момента постройки ледокола время был накоплен опыт по эксплуатации атомных установок на ледоколе «Ленин», подводных лодках и наземных электростанциях СМ СССР постановлением № 148-62 от 18 февраля 1967 года принял решение о полной замене атомной установки ОК-150 на установку типа ОК-900, технический проект которой был разработан для ледоколов типа «Арктика».

В ОКБМ были выполнены проработки компоновки установки ОК-900 в габаритах реакторного отсека ледокола «Ленин». Один из вариантов удачно «вписался» в отведенные для установки помещения. Главный конструктор АППУ И.И. Африкантов, оценив преимущества этой идеи, добился поддержки предложенного варианта ремонта ледокола в МСМ. После этого первый заместитель министра среднего машиностроения А.М. Петросьянц поручил ОКБМ разработать подробные материалы (расчеты, графики, демонстрационные чертежи и др.) по замене установки, срокам и стоимости выполнения работ, технологии демонтажа и монтажа оборудования и заводам-изготовителям оборудования АППУ ОК-900.

Общепринятый демонтаж оборудования был неприемлем по условиям тяжелой радиационной обстановки, поэтому был предложен способ агрегатного удаления всей атомной установки в сборе без нарушения ее герметизации.

Большой вес атомной установки с биологической защитой не позволял удалить ее через палубу наверх или через борт на берег или плавсредство. Поэтому было принято удаление АППУ через днище. При этом учитывалась желательность выгрузки вместе с атомной паропроизводительной установкой и тех конструкций и оборудования, которые имели эксплуатационные радиоактивные загрязнения и не могли быть использованы в компоновочных решениях новой атомной установки.

После изучения был принят способ свободного сброса в месте захоронения (залив Цивольки, Новая Земля) с применением кумулятивных зарядов. Корабль был отбуксирован в район захоронения, где была произведена подводная электрорезка днища верхних участков переборок водолазами, дистанционная газовая резка нижних участков переборок кумулятивными зарядами и выгрузка отсека с его одновременным захоронением в море.

Демонтажные работы продолжались с 8 по 19 сентября 1967 года. 26 сентября 1967 года а/л «Ленин» прибыл в Мурманск, 5 октября стал в док. Для восстановления днища Центральным конструкторским бюро «Айсберг» и Адмиралтейским заводом была применена оригинальная технологическая система: изготовленная по размерам выреза в днище новая секция буксировалась по воде от места ее сборки до плавучего дока и устанавливалась на килевой дорожке, док притапливался на необходимую глубину, а ледокол располагался в доке вырезом днища точно над секцией. При всплытии дока новая секция входила в вырез днища ледокола, после чего производилась ее сварка с основным корпусом. Работы по восстановлению днища и монтажу забортной арматуры по новому проекту модернизации были закончены 20 ноября 1967 года.

Разработанный и осуществленный проект агрегатной выгрузки блока атомной установки ОК-150 на ледоколе «Ленин» без нарушения герметизации отсека, при спусковом весе 3700 тонн и непосредственно в районе захоронения – это уникальный по масштабам и инженерной

смелости проект, четкий по исполнению, выполненный впервые в практике мирового судостроения.

Для вписывания и стыковки новой реакторной установки АППУ ОК-900 в корпус ледокола из 675 помещений судна 204 были сформированы вновь или полностью переоборудованы. При модернизации было установлено 6,2 тысячи единиц новых механизмов и оборудования, из них свыше 30 головных образцов основного оборудования.

Датой рождения реакторной установки ОК-900 можно считать 1964 год, когда вышло два Постановления СМ СССР (№ 667-271 от 06.08.1964 и № 680-280 от 10.08.1964), предусматривающие проектирование и постройку серии новых атомных ледоколов проекта 1052, а также проектирование и поставку оборудования ППУ ОК-900 для головного ледокола этой серии. Основанием для них послужили положительные результаты эксплуатации атомного ледокола «Ленин» в 1960-1963 гг. и важная народно-хозяйственная роль, которую играют ледоколы в развитии отдаленных районов Сибири и Дальнего Востока,

Техническое совещание по выбору варианта установки (из пяти вариантов, разработанных ОКБМ) для ледокола проекта 1052 состоялось в г. Горьком 22 апреля 1965 года. Совещание рекомендовало для дальнейшей разработки 4-й вариант – ППУ ОК-900 в двухреакторном исполнении с 4-я парогенераторами и 4-я ЦНПК. Основной конструктивной особенностью установки был блочный узел компоновки основного оборудования реактор–парогенератор–гидрокамера, соединенного толстостенными патрубками по принципу «труба в трубе». Это оригинальное решение позволило исключить длинные трубопроводы большого диаметра первого контура. Система компенсации давления была выбрана газовая. Парогенераторы для ППУ должны быть выполнены в варианте: среда 1-го контура находится в межтрубном пространстве, а среда 2-го контура – внутри трубной системы.

Эскизный проект ППУ ОК-900 мощностью 159 МВт был закончен в сентябре этого же года.

Совет Министров СССР поставил задачу «оживить» ледокол к 22 апреля 1970 года – 100-летию со дня рождения В.И.Ленина. В связи с дефицитом времени ОКБМ выступило с предложением запустить в производство

основное оборудование ППУ с длительным циклом изготовления (корпуса реакторов, компенсаторы объема, приводы КР и АЗ и др.), не дожидаясь утверждения технического проекта ОК-900, разрабатываемого под научным руководством Института атомной энергии им. И.В. Курчатова.

Постановление Совета Министров СССР по проекту 1052 не предусматривало отработку установки на ее наземном прототипе, а комплексные испытания ППУ предполагалось провести в рамках швартовых испытаний головного ледокола проекта 1052. Применение ППУ ОК-900 на атомном ледоколе «Ленин» позволяло проверить все принятые схемные и конструкторские решения в реальных условиях, отработать системы и оборудование перед запуском их в серийное производство для ледоколов проекта 1052.

Технический и рабочий проекты ППУ ОК-900 были утверждены 18 мая 1967 года. Основными конструктивными отличиями новой РУ ОК-900 от ОК-150 стали:

- переход к блочной компоновке основного оборудования, предполагающей соединение его элементов короткими трубопроводами с использованием принципа «труба в трубе»;
- отказ от двухзаходной схемы циркуляции теплоносителя в активной зоне;
- размещение входных и выходных патрубков в верхней части корпуса реактора с целью предотвратить оголение тепловыделяющих сборок при разрыве трубопровода первого контура;
- увеличение числа петель первого контура до четырех, с размещением по одному двухскоростному главному циркуляционному насосу на каждую петлю;
- применение газовой компенсации давления.

Одним из важных нововведений стало изменение схемы циркуляции в контурах на обратную: теплоноситель первого контура стал подаваться в межтрубное пространство парогенератора, а по трубам была пущена вода второго контура. Такая схема, применявшаяся в дальнейшем на других флотских РУ, упрощала борьбу с протечками теплоносителя и позволяла снизить их вероятность за счет замены растягивающих напряжений в трубах ПГ на сжимающие. В то же время она предъявляла дополнительные

требования к корпусам парогенераторов, которые, впрочем, в условиях более интенсивных нагрузок на судовые РУ было технически легче удовлетворить, чем добиться надежности разветвленной трубной системы. Была произведена замена ряда материалов на сплавы, более устойчивые к коррозии под напряжением.

Значительно возросла ремонтпригодность реакторной установки, составлявшая серьезную проблему прежнего реактора. Это обеспечивалось изменением компоновки некоторых узлов (повышением их доступности), применением съемных элементов биологической защиты и так далее.

В РУ ОК-900 применено дисперсионное топливо обогащением 35-40 %. Высота активной зоны уменьшена до 100 см при увеличившемся (до 117 см) диаметре. Прекратились и эксперименты с материалом оболочки твэлов – выбор был сделан в пользу стали.

Основными изготовителями и поставщиками оборудования по ППУ ОК-900 стали:

- Машиностроительный завод (г. Горький) – реакторы, вспомогательное оборудование 1-го контура (холодильники фильтров, фильтры), детали трубопроводов, циркуляционные насосы 1-го контура, приводы систем управления и защиты и другое оборудование.
- Завод «Баррикады» (г. Волгоград) – корпуса реакторов, гидрокамер и вспомогательного оборудования, компенсаторы объема.
- Балтийский завод (г. Ленинград) – новые парогенераторы.
- Ижорский завод (г. Колпино) – заготовки для крышек реактора, корпусов парогенераторов и плиты для биологической защиты.

Подготовка производства и монтаж ППУ на машиностроительном предприятии «Звездочка» начались с марта 1967 года. Исходя из производственных возможностей предприятия, имевшего в наличии краны с максимальной грузоподъемностью 150 тонн, монтаж оборудования блоков биологической защиты и трубопроводов ППУ ОК-900 производился агрегатно-узловым методом, суть которого заключалась в том, что ППУ каждого борта была разбита на 2 основных агрегата, изготавливаемых в цеховых условиях предприятия «Звездочка»:

- агрегат № 1 (реактор, 4 гидрокамеры ЦНПК) общим весом 85 тонн;
- агрегат № 2 (бак ЖВЗ) общим весом 130 тонн.

Параллельно с изготовлением и монтажом установки ОК-900 шло изготовление и испытание опытных образцов оборудования и систем, которые являлись одновременно и головными образцами (реактор, парогенератор, ЦНПК, приводы аварийной защиты и компенсирующих решеток, системы СУЗ и др.) у изготовителей. Испытания опытовых образцов проводились, как правило, на специальных стендах в ОКБМ и на заводах-изготовителях, которые, в основном, прошли успешно, подтвердив заложенные в проекте характеристики. Исключение составил парогенератор ПГ-18т, разработанный СКБК, испытания которого проводились на специальном стенде Адмиралтейского завода летом 1968 года.

Первая неприятность выяснилась при выходе парогенератора на номинальную нагрузку, при которой из-за паразитных перетечек теплоносителя первого контура помимо трубной системы выдаваемый парогенератором перегретый пар не соответствовал спецификационной температуре (238°C вместо 290°C).

Второй недостаток конструкции ПГ-18т был выявлен при проведении режима аварийного расхолаживания, когда основной разъем корпуса с трубной системой «раскрывался», выбрасывая часть теплоносителя 1-го контура в атмосферу. Приемная комиссия забраковала изделие. Ситуация осложнялась еще и тем, что заготовки корпусов парогенераторов уже в тот момент находились на станках Ижорского завода, а на предприятии «Звездочка» задерживалось изготовление и монтаж агрегата № 1, куда первоначально предполагалось включить и 4 парогенератора. Поэтому было принято решение агрегат № 1 грузить на заказ без парогенераторов, а монтаж парогенератора и приварку главных патрубков к реактору производить непосредственно на ледоколе.

СКБК нашло решение, устраняющее паразитные протечки теплоносителя 1-го контура в парогенераторе помимо трубной системы, приведшие к снижению температуры пара за парогенератором, в течение двух месяцев парогенераторы были доработаны, испытания продолжены и успешно завершены, что позволило к сроку закончить монтаж установки ОК-900.

16 марта 1970 года начались заводские швартовые испытания атомной установки ледокола «Ленин». 20 апреля 1970 года межведомственная

комиссия приступила к работе. Она дала высокую оценку качества монтажа установки ОК-900, механизмов, агрегатов, систем комплексной автоматизации. К середине апреля 1970 года практически полностью были закончены все работы по монтажу АППУ ОК-900 и ее систем.

22 апреля 1970 года после подъема стержней компенсирующих групп реактор ОК-900 проявил первые признаки «жизни», «задышал» и установка ОК-900 начала свой долгий и успешный путь. 23 апреля в 2 часа 30 минут был произведен пуск реактора № 2 установки левого борта. Таким образом, задача ввести АППУ ОК-900 в действие ко дню рождения В.И. Ленина была выполнена.

Физический пуск реактора № 1 установки правого борта был произведен 1 мая 1970 года.

Вывод реакторов на энергетический уровень мощности был осуществлен: реактора № 1 – 4 мая 1970 года, № 2 – 29 апреля 1970 года. Динамические испытания и анализ результатов производились специалистами Института атомной энергии им. И.В. Курчатова под руководством О.А. Лебедева.

Швартовные испытания АППУ при стоянке ледокола у стенки завода закончились 18 мая 1970 года. После этого в период с 19 мая по 24 мая при переходе ледокола из Северодвинска в Мурманск были проведены ходовые сдаточные испытания. 24 мая атомный ледокол «Ленин» вернулся с ходовых испытаний из Баренцева моря в порт приписки г. Мурманск.

20 июня межведомственная комиссия приняла АППУ ОК-900 со всеми обслуживающими ее механизмами и системами, а также все модернизационные работы и ремонт ледокола «Ленин» и передала ледокол для эксплуатации Мурманскому морскому пароходству. Впервые в практике судостроения создание АППУ было осуществлено за 6 лет с момента начала проектирования до сдачи судна в эксплуатацию.

21 июня 1970 года ледокол «Ленин» вышел в арктическую навигацию.

Работа ледокола подтвердила высокую эффективность использования ядерной энергии на судах ледокольного флота. Ледокол на пять лет превысил отпущенный ему проектом срок эксплуатации и отработал на ледовых трассах 30 лет. За это время было проведено во льдах Арктики 3741 транспортное и ледокольное судно, пройдено 654,4 тысячи морских

милей. В результате ввода в строй атомного ледокола навигация в западном районе Арктики была продлена с 3 до 11 месяцев.

Ледокол был выведен из состава «Атомфлота» в 1989 году. После продолжительных технических мероприятий и реставрации 3 декабря 2009 года на ледоколе «Ленин», стоящем у причала Морского вокзала Мурманска, был открыт музей.

В дальнейшем на атомоходы проекта 1052 «Арктика» устанавливались по два реактора ОК-900А, которые представляют собой усовершенствованный, несколько более мощный (171 МВт) вариант РУ ОК-900. РУ ОК-900А также стояли на большом атомном разведывательном корабле ССВ-33 «Урал», единственном корабле проекта 1941 ВМФ СССР.

Реактор КЛТ-40

Один в трех лицах

Следующим этапом в развитии советского атомного ледокольного флота стало создание ядерной паропроизводящей установки (ЯППУ) КЛТ-40. Новый реактор стал эволюционным продолжением хорошо зарекомендовавшего себя реактора ОК-900.

В середине 70-х годов Ленинградское ЦКБ «Балтсудпроект» получило спецзадание от правительства СССР — требовалось разработать проект ледокольно-транспортного судна с атомной установкой. Оно должно было перевозить лихтеры (до 74 штук, каждая из которых весит по триста тонн) или контейнеры стандарта ИСО (до 1328 штук по 20 футов каждый). При этом самостоятельно преодолевать лед метровой толщины и двигаться со скоростью не менее 20 узлов при десятиметровой осадке (проект 10081).

В 1988 году атомный лихтеровоз-контейнеровоз (АЛВ) «Севморпуть» водоизмещением 61 тыс. тонн — одно из крупнейших когда-либо построенных невоенных торговых судов с ядерной энергетической установкой — вступил в строй. Судно было способно идти по льдам толщиной до 1 м (мощность его энергоустановки составляла 40 тыс. л. с.), для чего на нем применена особая форма носовых обводов, наклоненные борта и оригинальные — ложкообразные — кормовые обводы, благодаря которым лихтеровоз не ломает лед, а буквально режет его.

Атомный лихтеровоз-контейнеровоз «Севморпуть» предназначался для неограниченного плавания на всех широтах, включая тропические, с заходом в иностранные порты. В связи с этим реакторная установка для нового корабля проектировалась с учетом требований международного Кодекса безопасности ядерных торговых судов, разработанного Международной морской организацией (ИМО). Впоследствии иностранные инспекторы провели инспекционную проверку на соответствие реактора кодам ИМО.

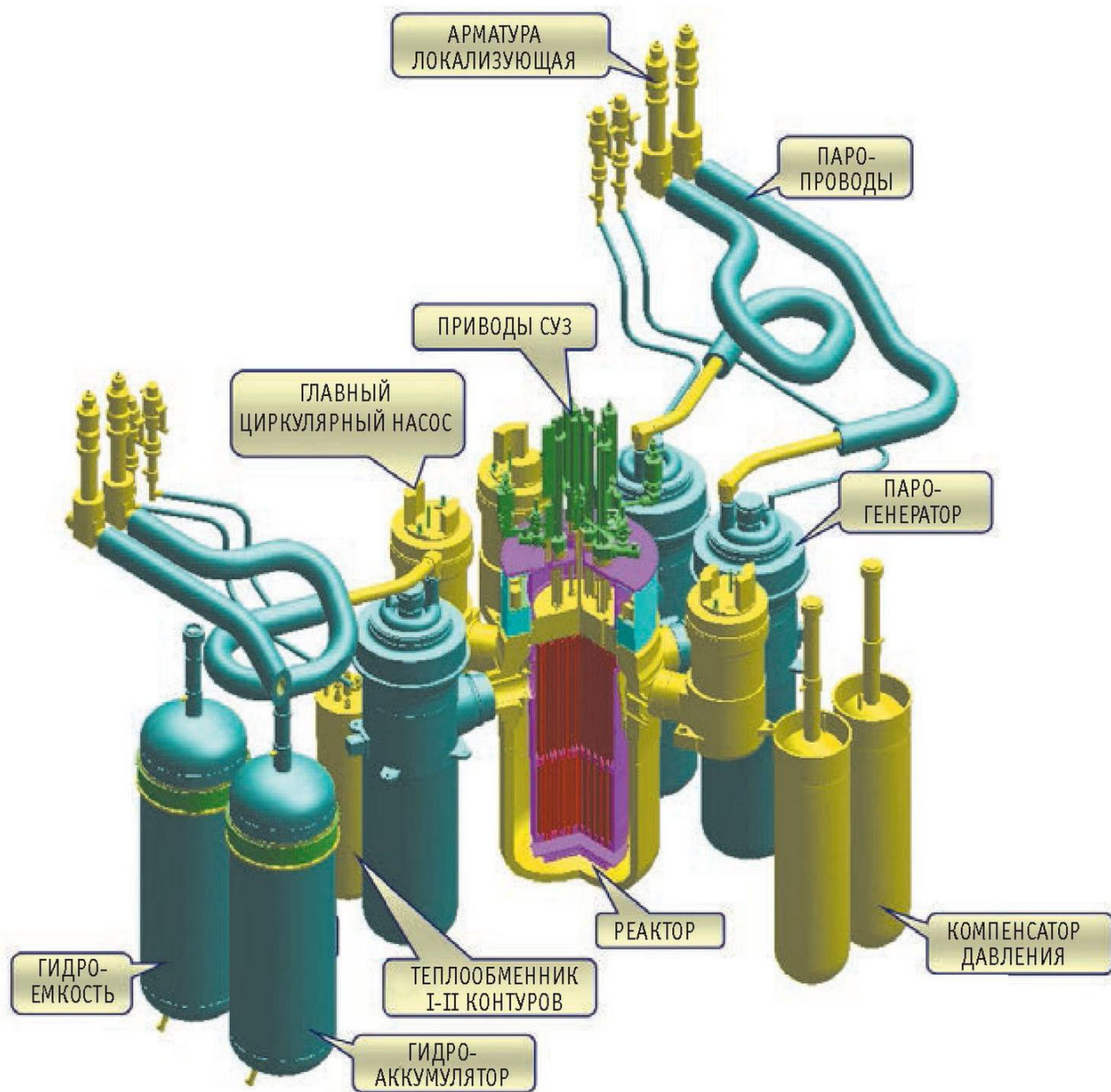


Реактор КЛТ-40, установка в корпус судна

В ОКБМ для АЛВ был спроектирован новый реактор – КЛТ-40, во многом повторявший реакторную установку ОК-900. Решение применить однореакторную установку было обосновано длительной безаварийной работой и высокой надежностью установки ОК-900. Все основное оборудование реактора было унифицировано с установками ОК-900 и ОК-900А, что облегчало его изготовление, монтаж и эксплуатацию на судах.

Основной контур КЛТ-40 образуют реактор, четыре парогенератора, четыре двухскоростных циркуляционных насоса первого контура, объединенных в парогенерирующий блок с помощью силовых патрубков. Парогенерирующий блок размещен в кессонах бака металловодной защиты. Циркуляция теплоносителя в основном контуре может осуществляться тремя способами: при работе циркуляционных насосов на

большой и малой скоростях, при работе насоса расхолаживания, а также за счет естественной конвекции при расхолаживании реактора. Впервые в КЛТ-40 была предусмотрена защитная оболочка, удовлетворяющая всем действующим требованиям безопасности, предусмотрена система защиты первого контура от переопрессовки, система затопления защитной оболочки и др. Защитная оболочка представляет собой прочноплотную выгородку и рассчитана на внутреннее давление, реализующееся при так называемой максимальной проектной аварии – разрыве полным сечением трубопровода первого контура. Система снижения аварийного давления в защитной оболочке включает барботажную цистерну с пресной водой, каналы для подвода паровоздушной смеси в цистерну пресной воды, предохранительные заглушки.



Реактор КЛТ-40, конструкция

Реактор состоит из корпуса, крышки выемного блока и активной зоны, собираемой из комплекта тепловыделяющих сборок (ТВС), что облегчает перегрузку активной зоны. ТВС собирается из тепловыделяющих элементов (твэлов) стержневого типа. Объединение твэлов в сборки с выделением межканальной воды позволило поднять скорость движения теплоносителя вблизи тепловыделяющих поверхностей, уменьшить мощность циркуляционных насосов первого контура за счет снижения общего

расхода воды через реактор и снизить выбеги реактивности при изменении циркуляции теплоносителя. В качестве топлива в реакторе КЛТ-40 используется уран обогащением около 40 %. Тепловая мощность реактора КЛТ-40 составляет 135 МВт.

На крышке реактора установлены приводы органов компенсации избыточной реактивности и исполнительные механизмы аварийной защиты. Для повышения надежности при запроектных авариях предусмотрена страховочная система ввода жидкого поглотителя нейтронов (раствор азотнокислого кадмия) в реактор.

Хотя принципиальные положения обеспечения безопасности судовых установок базируются на принципах, принятых для стационарных ЯЭУ (например, энергоблоков АЭС), атомные корабли и суда имеют свою специфику. Для кораблей работа ядерного реактора – не только источник потенциальной опасности, но и возможность (зачастую единственная) спасения корабля в море и жизнью членов его экипажа. В этом случае становиться допустимым выход параметров установки за эксплуатационные пределы, в отличие от АЭС, где в подобной ситуации реактор должен быть остановлен. В море возможна и работа реакторной установки, по крайней мере, до возвращения корабля на базу, при выходе из строя отдельных каналов безопасности или систем управления. Также разрешен пуск реактора при наличии лишь одного источника энергии на корабле.

Торжественная закладка первой секции атомного лихтеровоза (АЛВ) «Севморпуть» состоялась в Керчи в доке судостроительного завода «Залив» им. Б.Е. Бутомы в ноябре 1984 года. 20 февраля 1986 года корабль был спущен на воду, где и производилась его достройка. 26 октября 1988 года реактор КЛТ-40 достиг критичности.

Перед физическим пуском реактора была проверена герметичность защитной оболочки. Проверка показала, что при самой крупной аварии, например, крупной течи воды из реактора, утечка радиоактивной воды из оболочки не превысит 3 % в сутки, что ограничит поступление радионуклидов в атмосферу до приемлемых величин.



Лихтеровоз Севморпуть

Затем реактор был выведен на уровень мощности, достаточный для работы паротурбинной установки, после чего последовала проверка установки в стационарном и переходном режимах работы, а также выполнения алгоритмов срабатывания аварийной защиты или экстренного снижения мощности при отключении отдельных систем. В дальнейшем при работе реактора на полной мощности были проведены измерения эффективности биологической защиты, которые показали, что уровни гамма и нейтронного излучения за защитой соответствуют проектным значениям, а мощность дозы на борту судна не превышает 5-10 мкр/час.

31 декабря 1988 года после завершения ходовых испытаний АЛВ «Севморпуть» был сдан в эксплуатацию.

Уверенность проектантов в надежности ЯЭУ КЛТ-40 проявилась уже в том, что судно сразу отправилось в коммерческий рейс из Одессы во Владивосток. 11 января 1989 года корабль с почти 30 тыс. тонн груза вышел из порта Одессы и двинулся к Босфору. Несмотря на принимаемые

меры, в пути случился ряд инцидентов. Так, 18 января во второй контур реактора попала морская вода, а ночью 20 января сработала аварийная защита реактора из-за прекращения подачи питательной воды в парогенераторы, вызванной сбоем автоматики и человеческим фактором.

При проходе атомохода через экватор температура забортной воды составила 30 град, что было выше проектной для ядерной энергетической установки. Из-за падения вакуума в главном конденсаторе прошел сигнал экстренного снижения мощности реакторной установки, из-за чего пришлось снизить скорость хода корабля.

В феврале, после вторичного попадания во второй контур реактора морской воды, был объявлен набор добровольцев для поиска источника протечек, но найти его не удалось.

3 марта корабль встал на дальнем рейде порта Владивосток.

В течение всего рейса иностранными лицами неоднократно производился как удаленный анализ радиационной обстановки и отбор проб у корабля, так и инспекционные визиты на борт, но никаких претензий по радиационной обстановке не последовало.

Многолетний опыт эксплуатации судна на международных линиях и в Арктике продемонстрировал широкие возможности использования АЛВ в любых регионах мирового океана.

Введение за Полярным кругом круглогодичной навигации потребовало создания принципиально нового поколения ледокольных судов, с возможностью плавания в устьях северных рек. Уже первые регулярные рейсы в устье Енисея показали: начиная с января дизельные ледоколы работают здесь на пределе своих технических возможностей. Их мощности в двадцать с лишним тысяч лошадиных сил не хватало для быстрой и надежной проводки судов. Именно тогда специалисты впервые заговорили о том, что для сибирских рек необходимо построить новые ледоколы с малой осадкой и атомной энергетической установкой. В результате в СССР начали постройку атомных ледоколов проекта 10580 с ограниченной осадкой, предназначенных для проводки судов в устья сибирских рек.

12 ноября 1984 года был подписан контракт с финской фирмой «Вяртсиля-Марине» на строительство двух атомоходов «Таймыр» и «Вайгач». Свои

названия новые машины получили в честь легендарных ледоколов, работавших в Арктике в начале XX века.

Контракт предусматривал, что в Финляндии будут построены корпуса ледоколов, а энергодвигательная установка и оборудование на судах устанавливались советские. Закладка киля ледокола «Таймыр» состоялась в январе 1985 года. В 1988 году корпус судна был спущен на воду и отбуксирован в Ленинград на Балтийский завод им. Серго Орджоникидзе для монтажа ЯППУ.

На новых ледоколах была установлена ЯЭУ КЛТ-40М мощностью в 50 тыс. л.с., что позволяет ледоколу идти через лёд толщиной в два метра. При толщине льда в 1,77 метра скорость ледокола составляет 2 узла. Ледокол может действовать при температурах до -50 °С.

30 июня 1989 года ледокол «Таймыр» был принят в эксплуатацию и вошел в состав флота Мурманского морского пароходства.

25 июля 1990 года был принят в эксплуатацию и вошел в состав флота Мурманского морского пароходства ледокол «Вайгач». Его корпус также в 1989 году был отбуксирован в СССР для достройки в Ленинград, где произведен монтаж атомной энергетической установки на основе реактора КЛТ-40М.

Дальнейшая эксплуатация атомных ледоколов «Таймыр» и «Вайгач» в устье Енисея убедительно продемонстрировала своевременность их постройки, эффективность работы ледоколов в северном регионе и их экологические преимущества.

Ледокол «Вайгач» в декабре 2015 года установил скоростной рекорд самого позднего прохода от мыса Дежнева по Северному морскому пути до острова Белый. Он преодолел расстояние в 2250 миль за 185 часов со средней скоростью 12,5 узлов.

В 2017 году специалисты Росатомфлота совместно с конструкторским бюро АО «ОКБМ Африкантов» завершили работы по модернизации ядерных энергетических установок атомных ледоколов «Вайгач» и «Таймыр», их ресурс был продлен до 200 тысяч часов.

16 февраля 2018 года ледокол «Вайгач» побил рекорд по длительности эксплуатации ядерной энергетической установки, установленный атомным

ледоколом «Арктика» в августе 2008 года. Новый рекорд составил 177,205 тыс. часов (прежнее значение – 177,204 тыс. часов).

18 мая 2009 года на Балтийском заводе в Санкт-Петербурге стартовала стапельная сборка головного блока плавучей атомной электростанции, строящейся по проекту ЦКБ «Айсберг». Плавучий энергоблок стал еще одной ипостасью реактора КЛТ-40 в модификации КЛТ-40С.

Плавучая атомная теплоэлектростанция (ПАТЭС) – энергоисточник нового поколения, созданный на базе российских технологий атомного судостроения. Основной элемент станции – плавучий энергоблок (ПЭБ) проекта 20870. Это самоходное судно, на котором размещено энергетическое оборудование для генерации электрической и тепловой энергии. ПЭБ сооружается на судостроительном заводе и морем доставляется к месту размещения ПАТЭС. На месте же строятся только вспомогательные сооружения.

Размеры ПАТЭС, получившей имя «Академик Ломоносов», достаточно велики и составляют 140 метров длины и 30 ширины, его водоизмещение 21,5 тыс. тонн. Корпус ПАТЭС цельносварной, разделен перегородками на отсеки, которые формируют два блока – жилой и технологический. В технологическом расположены реакторы и турбины, отсек обращения с ядерным топливом и все необходимые вспомогательные системы и оборудование.

«Академик Ломоносов» оснащен двумя реакторными установками КЛТ-40С, надежность которых подтверждают тысячи реакторочасов, наработанных реакторами этого типа. Реакторы КЛТ-40С оснащены современными системами безопасности, в том числе основанными на пассивных, не зависящих от участия человека и автоматики, принципах срабатывания. Электрическая мощность ПАТЭС составляет 70 МВт плюс 50 Гкал/ч тепловой энергии, что достаточно для поддержания жизнедеятельности города с населением около 100 тыс. человек. ПАТЭС может эксплуатироваться без выгрузки топлива 12 лет, а назначенный срок службы станции составляет 40 лет. ПАТЭС разработана с большим запасом прочности, который превышает все возможные угрозы и делает ядерные реакторы неуязвимыми для цунами и других природных катастроф. Ядерные процессы на плавучем энергоблоке отвечают всем требованиям

МАГАТЭ и не угрожают окружающей среде. На ПАТЭС используется ядерное топливо более низкого обогащения – менее 20 %.

На номинальной тепловой мощности каждый блок реакторной установки КЛТ-40С обеспечивает выработку 240 тонн в час пара с температурой 290 градусов. Электроэнергия выдается напряжением 10 кВ, что наиболее целесообразно для создания линий электропередач.

В 2019 году наступает время для вывода из эксплуатации Билибинской АЭС, и планируется, что ПАТЭС станет новой основой изолированной Чаун-Билибинской энергосистемы.

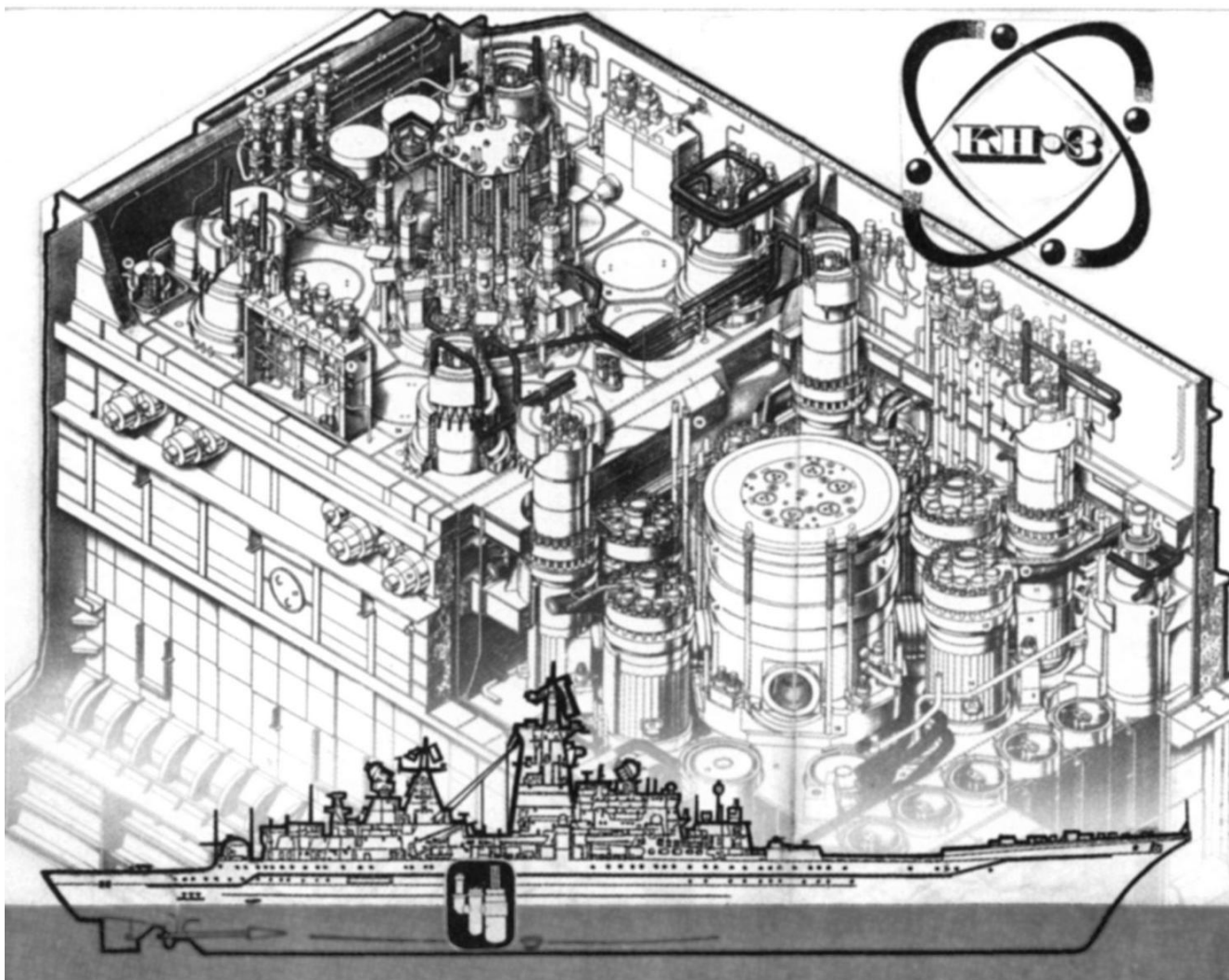
Реактор КН-3

Отдать швартовы!

В 1961 году американский флот получил пополнение – атомный крейсер «Лонг Бич». Конечно, советское руководство начало готовить ответные меры.

В сентябре 1969 года правительство страны приняло решение о строительстве первого в Советском Союзе надводного корабля с ядерной энергетической установкой – тяжелого атомного ракетного крейсера. В 1971 году вышло Постановление ЦК КПСС и СМ СССР о создании такой установки для корабля проекта 1144 «Орлан». Разработка проекта корабля была поручена Северному проектно-конструкторскому бюро (СПКБ, г. Ленинград). Строительство крейсера, его испытание и сдачу выполнял Балтийский судостроительный завод.

Научное руководство проектированием ядерной энергоустановки осуществлял Институт атомной энергии им. И.В. Курчатова (научный руководитель Н.С. Хлопкин) под руководством академика А.П. Александрова, который лично возглавлял межведомственные комиссии по проблемам реактора КН-3.



Реактор КН-3 и его компоновка на борту корабля

Как показали первые проработки, для отечественных атомных крейсеров требовалась двухреакторная ядерная паропроизводящая установка (ЯППУ) мощностью каждая не менее 300 МВт, что более чем втрое превышало мощность реакторных установок, стоящих в то время на АПЛ второго поколения, и вдвое больше ледокольных ЯППУ. Соответственно для атомного крейсера нужно было создать новую энергодвигательную установку, которую в будущем планировалось использовать и для атомных авианосцев.

Создание ядерной паропроизводящей установки было поручено ОКБМ (главный конструктор Ф.М. Митенков). Рабочий проект ЯППУ КН-3, отвечавший всем современным требованиям, предъявляемым к ядерным

энергоустановкам надводных кораблей, был подготовлен ОКБМ в 1972 году. Работы в конструкторском бюро, по уже сложившейся традиции, велись комплексно: наряду с глубокой многовариантной проработкой конструкторских решений на основе прототипов и расчетным обоснованием, все новые решения по оборудованию или его отдельные узлы осваивались сначала в опытном производстве. Затем они испытывались в лабораторных условиях, подвергались исследованию и анализу, по результатам которых проводились необходимые конструктивные доработки или корректировки расчетных программ.

Учитывая положительный опыт создания и эксплуатации ледокольных ЯППУ типа ОК-150 и ОК-900, а также принимая во внимание многолетний опыт разработки, постройки и эксплуатации других аналогичных установок за основу был принят водо-водяной тип реактора.

Важнейшим требованием к создаваемой ЯППУ с учетом ее существенного влияния на водоизмещение и мореходные качества надводного корабля являлось требование компактности реактора и его минимально возможной массы, поэтому в основу нового реактора была положена четырехпетлевая блочная конструктивно-компоновочная схема. Предложенная ОКБМ оригинальная конструкция блока корпусов реактора позволила максимально реализовать основные требования технического задания: снизить массо-габаритные характеристики ЯППУ при упрощении конструкции реактора и существенном увеличении его мощности.

Повышенные требования к ядерной безопасности ЯППУ определили ряд специфических требований к конструкции систем управления защитой, среди которых основным было обеспечение «самохода» – введения компенсирующих решеток (КР) в активную зону реактора под действием собственного веса при обесточивании электродвигателя и прибора управления.

В установку КН-3 изначально был заложен принцип саморегулирования реактора за счет отрицательного температурного коэффициента реактивности с регулированием мощности путем изменения расхода питательной воды второго контура.

Новый реактор не предусматривал создания его наземного прототипа, поэтому при разработке реактора широко использовалось объемное макетирование и моделирование.

Для нового реактора широко применялись новые металлы и материалы. Так, для корпусных деталей использовалась новая реакторная сталь ВК-2, а трубопроводы из нержавеющей стали покрывались новым антикоррозионным покрытием на основе органосиликатной композиции.

Машиностроительный завод (г. Электросталь) освоил производство новой активной зоны реактора КН-3. Для неё были разработаны твэлы новой конструкции с ураном высокого обогащения, компенсаторами распухания и повышенным ресурсом.

При создании активной зоны КН-3 конструкторы опирались на опыт создания активных зон реакторных установок ОК-900 и ОК-650. Однако увеличение мощности реактора потребовало увеличения высоты активной зоны реактора КН-3 в 1,3 раза, что повлекло за собой различные конструктивные изменения. В частности, тепловыделяющая сборка стала составной, состоящей из верхней и нижней рабочих частей.

Закладка головного корабля с установкой КН-3, получившего название «Киров», состоялась на стапеле Балтийского завода в апреле 1974 года. Стапельный период строительства крейсера продолжался три года восемь месяцев – корабль был спущен на воду в декабре 1977 года. К этому времени поставка комплектующего оборудования ППУ на завод в основном была завершена.

В процессе монтажа реактора КН-3 выявилась необходимость доработки реактора. К тому времени опыт эксплуатации реактора ОК-900А, а также уточненные гидравлические расчеты системы возврата теплоносителя с очистки показали, что теплоноситель, возвращаемый в реактор, необходимо подогревать, так как попадание «холодного» потока на «горячие» стенки трубы может вызвать термоциклическое разрушение коллектора внутри реактора. В результате конструкторских проработок различных вариантов решения проблемы, выполненных в срочном порядке, была принята схема подогрева возвращаемого теплоносителя в патрубке реактора с помощью установленного в нем смесителя. Учитывая состояние работ по монтажу ППУ, было признано целесообразным установить

смеситель изнутри реактора (при последующем изготовлении реакторов эта схема была изменена на наружную).

В 1979 году на корабль были загружены активные зоны.

Комплексные швартовные испытания ППУ КН-3 выполнялись с 25 апреля 1980 года по 5 мая 1980 года по специальной программе. Предварительно 18 и 19 апреля 1980 г. был осуществлен первый холодный физический пуск кормового и носового реакторов.

Во время испытаний при естественной циркуляции теплоносителя ППУ достигла уровня мощности 22,5 % вместо 15 %, заявленных в проекте. Полученные реальные характеристики ядерной установки позволили при сохранении проектных значений температуры перегретого пара снизить среднюю температуру теплоносителя в активной зоне на 8 град. Кроме того, испытания показали, что допустимое время обесточивания энергоустановки (по условиям охлаждения активной зоны) может быть увеличено с 5 минут (по проекту) до 15 минут.

Швартовные испытания энергоустановки головного корабля в целом подтвердили проектные технические характеристики новой атомной энергетической установки, а некоторые её параметры превысили проектные.

Результаты испытаний свидетельствовали, что самая мощная в СССР корабельная ядерная паропроизводящая установка КН-3 создана и успешно действует.

Крейсер «Киров» был сдан в эксплуатацию в 1980 году. Однако при переходе крейсера в Балтийск в августе 1980 года происходило неоднократное падение температуры пара на несколько десятков градусов при возрастании гидравлического сопротивления парогенератора. Правительственная комиссия, созданная для выявления причин инцидента, установила, что его причиной являлось попадание загрязнений в конденсатно-питательную систему и трубы парогенератора. Комиссия предписала поставщикам паротурбинной установки принять меры для исключения подобных происшествий. И хотя и в дальнейшем на кораблях с ЯППУ КН-3 имели место разные инциденты, ни один из них не привел к длительным остановкам или выводу корабля из эксплуатации, к каким-либо отклонениям от нормы радиационной обстановки.

Несмотря на огромную массу, а корабль имеет бронированный пояс из стали толщиной 100 мм, благодаря мощной ППУ он может развивать скорость до 30 узлов. При длине корпуса в 250 м водоизмещение корабля составило более 25 тыс. т. Атомный ракетный крейсер «Киров» проекта 1144 вобрал в себя все передовые достижения советской инженерной мысли, став одним из лучших в своем классе. За рубежом Тяжелый Атомный Ракетный Крейсер (ТАРК) проекта «Орлан» прозвали «убийцей авианосцев».

Позднее ЯППУ КН-3 применялась при строительстве крейсера «Фрунзе» (сдан в эксплуатацию в 1984 г.), крейсера «Калинин» (сдан в эксплуатацию в 1988 г.) и крейсера «Петр Великий» (сдан в эксплуатацию в 1996 г., до 1991 года – «Андропов»). Каждое последующее изделие совершенствовалось по сравнению с предыдущим в части повышения качества оборудования и систем ППУ, надежности, безопасности и удобства эксплуатации.

В 1988 году было начато строительство первого отечественного авианесущего корабля с атомной энергетической установкой типа КН-3-43 на Черноморском судостроительном заводе (г. Николаев), однако в 1991 году его финансирование было полностью прекращено.

Таким образом, на базе ядерной паро-производящей установки КН-3 была создана серия уникальных надводных кораблей – тяжелых атомных ракетных крейсеров. Благодаря атомному реактору они приобрели новое ценное качество – практически неограниченную автономность и дальность плавания.

Реактор РИТМ-200

Первый третьего поколения

Самый новый атомный ледокол «50 лет Победы», эксплуатируемый сейчас «Атомфлотом», на самом деле не так уж и нов. Корабль проекта 10521, являющийся на сегодняшний день крупнейшим в мире, вошел в строй действующих в 2007 году, но заложен он был на Балтийском заводе еще 4 октября 1989 года. Весь остальной атомный ледокольный флот России еще старше, а между тем стратегические планы в Арктике ширятся год от года,

а значит, для их реализации нужен новый корабль. Им стал атомный ледокол проекта 22220 (тип ЛК-60Я).

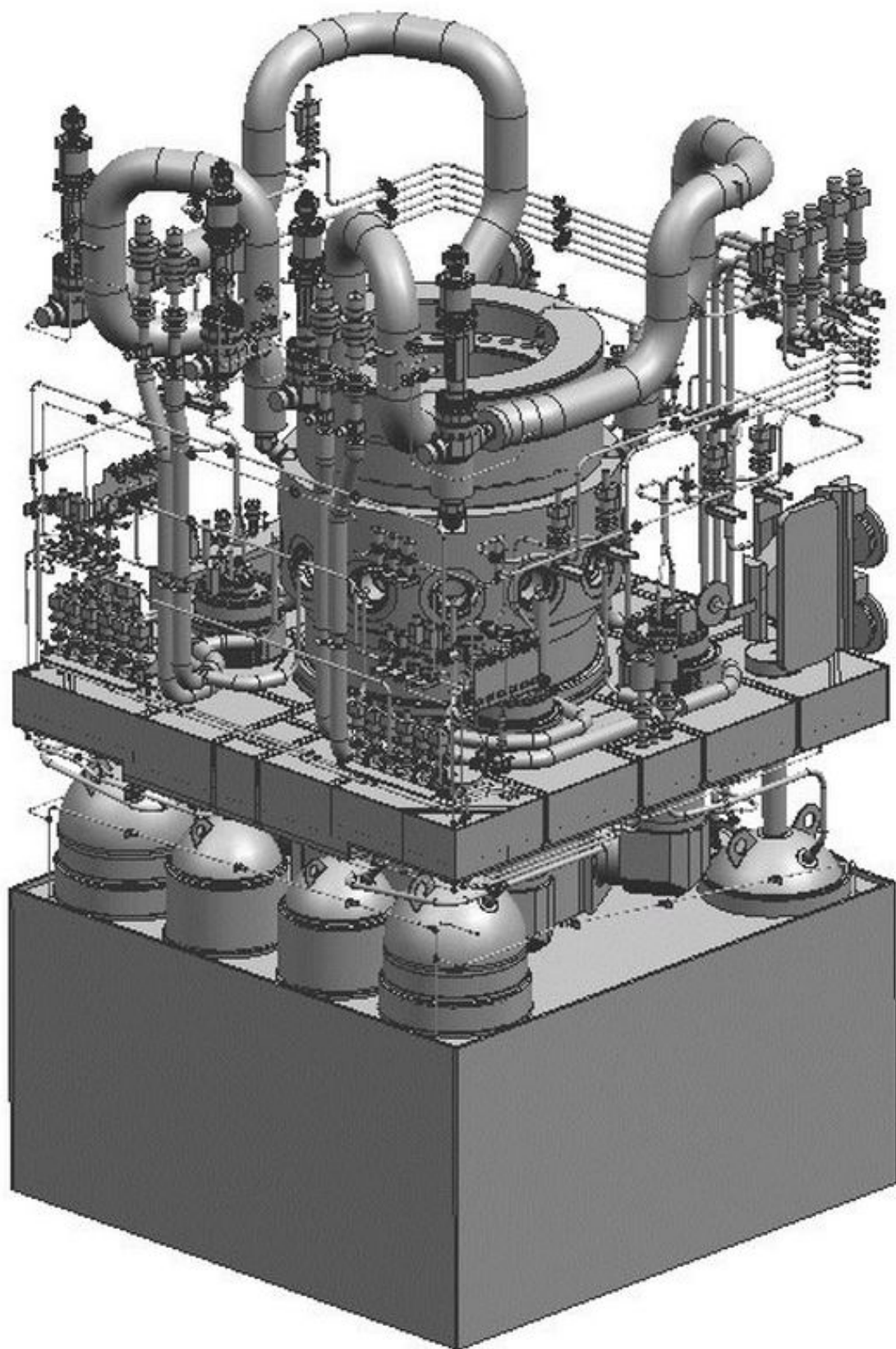
Технический проект атомохода проекта 22220 разработан ЦКБ «Айсберг» в 2009 году. Корабль был задуман как универсальный с возможностью использования как на глубокой воде, так и в руслах рек, тем самым замещая собой сразу два ледокола классов «Арктика» и «Таймыр» соответственно. Двухосадочность судна достигается за счет балластных цистерн: для работы в качестве тяжёлого ледокола в цистерны набирают воду, и судно увеличивает свою осадку на два метра, а для работы в устье реки балластную воду сливают, судно подвсплывает и работает как мелкосидящий ледокол.

Техзадание на ледокол предусматривало, что корабль непрерывным ходом на полной мощности на глубокой воде должен преодолевать со скоростью 1,5-2 узла сплошной ровный припайный лед с предельной толщиной 2,8 м. Заявленные высокие потребительские качества универсального атомного ледокола (УАЛ) потребовали создания новой ядерной энергетической установки (ЯЭУ), которой стала установка РИТМ-200, разработанная ОКБМ Африкантов.

Реакторная установка (РУ) «РИТМ-200» мощностью 175 МВт – принципиально новый шаг в развитии ледокольного флота. РУ имеет уникальную энергоэффективную интегральную компоновку, которая обеспечивает размещение основного оборудования непосредственно внутри корпуса парогенерирующего блока. Это позволяет отнести реактор РИТМ-200 к 3-му поколению реакторных установок гражданского судового класса. В отличие от 2-го поколения реакторных установок (ОК-900 и КЛТ-40) в 3-м поколении осуществлен переход от блочной компоновки к интегральной.



Реактор РИТМ-200



Реактор РИТМ-200, конструкция

Новые инженерные решения позволили реализовать заложенные в техзадании жесткие ограничения по массогабаритным характеристикам. Благодаря интегральной компоновке реактор РИТМ-200 получился в два раза легче, в полтора раза компактнее и на 25 МВт мощнее реакторных установок КЛТ-40. Вес реактора составляет 147,5 тонн, высота – 7,3 метра, диаметр – 3,3 м.

Парогенерирующий блок надёжно работает при воздействии бортовой качки корабля с амплитудой колебаний $\pm 45^\circ$ и килевой качки с амплитудой $\pm 15^\circ$, а также при длительном крене до 30° .

Атомная энергетическая установка РИТМ-200 способна обеспечить более экономичную эксплуатацию нового атомного ледокола по сравнению с действующими при повышенной надёжности и безопасности. Совершенствование РУ шло по следующим направлениям:

- уменьшение состава оборудования и его массогабаритных характеристик;
- повышение маневренности;
- увеличение ресурса оборудования;
- снижение собственного энергопотребления.

В РУ РИТМ-200 размещение основного циркуляционного тракта теплоносителя первого контура с активной зоной и парогенераторами в интегрированном корпусе привело к уменьшению количества корпусов оборудования, находящихся под давлением, а также исключило замыкающие сварные швы между ними, в результате чего повысились технологичность корпуса, сократились сроки и стоимость его изготовления. Пониженное гидравлическое сопротивление контура циркуляции привело к снижению максимальной мощности циркуляционного насоса первого контура (ЦНПК) и обеспечило высокий уровень естественной циркуляции. Кроме того, интегральное исполнение парогенераторного блока (ПГБ) позволило разместить в нем активную зону достаточно больших размеров, а снижение флюенса нейтронов за счет увеличения диаметра корпуса реактора дало прибавление ресурса работы реактора. Проектный срок эксплуатации РИТМ-200 составляет 40 лет

В реакторе размещена активная зона кассетного типа, содержащая 199 тепловыделяющих сборок с металлокерамическим топливом из

обогащённого до 20 % урана-235. В качестве материала оболочки тепловыделяющих элементов применен хромоникелевый сплав, обладающий более высокой коррозионной стойкостью и устойчивостью к нарушению водно-химического режима, чем традиционный циркониевый сплав. Срок эксплуатации активной зоны – 7 лет.

В парогенераторном блоке принята коллекторная схема с принудительной циркуляцией теплоносителя при нормальной работе и естественной его циркуляцией при аварийном расхолаживании. Коллекторная схема позволяет повысить живучесть ПГБ при отказах парогенератора и ЦНПК, так как исключается недостаток петлевой схемы – необходимость отключения исправного оборудования, расположенного в одной петле с неисправным. В реакторной установке применен высокоэффективный прямотрубный парогенератор, удельная паропроизводительность которого практически вдвое выше эксплуатирующихся змеевиковых.

Расположение РУ предусмотрено в индивидуальных защитных оболочках из стали, воды и бетона, полностью разделенных физически и пространственно. Расчетная дозовая нагрузка на экипаж атомного ледокола при нормальной работе и проектных авариях не превышает 0,01 % природного фона. Доза облучения даже при запроектной аварии с тяжёлым повреждением активной зоны ниже значений, при которых требуется реализация защитных мероприятий.

Безопасность РУ РИТМ-200 базируется на следующих принципах: высокая теплоаккумулирующая способность ПГБ интегрального типа, обеспечение уровня естественной циркуляции теплоносителя первого контура, достаточного для работы установки на мощности до 30 % номинальной и надежного расхолаживания реактора, минимальная протяженность трубопроводов первого контура, применение ограничителей истечения в малых патрубках. Для ограничения неблагоприятного влияния отказов внешних систем и источников энергии, а также ошибок персонала в проекте используются устройства и системы пассивного принципа действия, функционирующие на основе естественных процессов, не требующих энергии извне. Так, для обеспечения высокого уровня безопасности при множественных отказах в аппаратуре управления и бездействии персонала в проекте применены устройства, срабатывающие

от непосредственного действия давления первого контура и осуществляющие сброс аварийной защиты, а также перевод реакторной установки в режим расхолаживания с помощью пассивных каналов.

Головной ледокол проекта 22220, получивший название «Арктика», был заложен 5 ноября 2013 года на стапеле «А» Балтийского завода. Его длина составляет 173,3 метра, ширина 34 метра, осадка по конструктивной ватерлинии 10,5 метра, минимальная рабочая осадка 8,55 метра. Водоизмещение корабля – 33,54 тысяч тонн.

Архитектурно-конструктивный тип ледокола: трехпалубный, с удлинённым баком, избыточным надводным бортом, многоярусной надстройкой и расположением отсеков энергетической установки по длине корпуса. В составе главной энергетической установки предусмотрены две реакторные установки, паротурбинная установка с двумя главными турбогенераторами, три гребных электродвигателя, работающих на гребные винты фиксированного шага.



Атомный ледокол 50 лет Победы

Атомоход проекта 22220 является самым большим и мощным в мире, а за счет увеличенной ширины (34 м вместо 30 м на атомоходах типа

«Арктика») способен один проводить в Арктике танкеры водоизмещением до 100 тыс. тонн.

Первый атомный ледокол нового поколения «Арктика» был спущен на воду 16 июня 2016 года. Этим же месяцем первая энергетическая установка с двумя реакторами для головного ледокола ЛК-60Я, изготовленными на заводе «ЗиО-Подольск», доставлена на строительную площадку ледокола.

Помимо головного ледокола «Арктика» Балтийский завод строит еще два серийных ледокола проекта 22220 – «Сибирь» и «Урал». Спуск на воду атомохода «Сибирь» состоялся 22 сентября 2017 года.