УДК 62.039

Этапы реализации использования естественной циркуляции теплоносителя в корабельных ЯЭУ

А.Я. Благовещенский, Л.Б. Гусев

Военно-Морской Политехнический институт ВУНЦ ВМФ «Военно-Морская Академия», Санкт-Петербург, Россия

Аннотация

В статье рассматриваются задачи, возникавшие в процессе освоения новой техники, и пути их решения в важнейшей проблеме – обеспечение надежности, безопасности и живучести корабельных ядерных энергетических установок при их аварийном обесточивании. Особая острота проблемы для атомных подводных лодок была связана с ограниченной емкостью резервного источника электропитания – аккумуляторной батареи. Показана роль специалистов Военно-Морского Флота и консолидации усилий Заказчика, Научного Руководства и промышленности в успешном решении проблемы обеспечения надежности, безопасности и живучести корабельных ядерных энергетических установок на базе использования естественной циркуляции теплоносителя, не требующей работы энергопотребляющих механизмов.

Ключевые слова: атомная подводная лодка, реактор, аварийное расхолаживание, парогенератор, петлевая компоновка, блочная компоновка, естественная циркуляция теплоносителя, саморегулирование.

UDC 62.039

Implementation stages of natural circulation for cooling down naval reactor plants

A.Ya. Blagoveshchensky, L.B. Gusev

Naval Polytechnic Institute of the “Naval Academy” Military Educational and Research Center, St. Petersburg, Russia

Abstract

The paper addresses the problems encountered in implementing new technologies and considers the ways to solve these problems so as to assure reliability, safety, and survivability of naval reactor plants in a total-loss-of-power scenario. The biggest problem for nuclear submarine conditions is limited capacity of the battery as a backup power supply. The paper shows the role of navy personnel and concerted action of the Customer, research organizations, and industry in successful solution to the problem, based on natural circulation of the coolant without use of powered machines.

Key words: nuclear submarine, reactor, emergency cooldown, steam generator, loop-type design, integral-type design, coolant natural circulation, self-regulation.

Введение

Ядерный реактор, как источник энергии, имеет особенность, проявляющуюся, в том числе, в виде остаточных тепловыделений в активной зоне после его остановки. Необходимо обеспе-

чить отвод остаточного энерговыделения (аварийное расхолаживание) в любой нештатной ситуации с целью недопущения развития впоследствии аварий ядерно-радиационного характера. Успешное решение проблемы аварийного расхолаживания на основе использования естественной циркуляции теплоносителя (ЕЦТ) характеризовалось рядом знаковых моментов (основных вех), которые отражены в статье.

Импульс, давший начало работам по исследованию возможностей ЕЦТ

Известно, что проектирование атомных подводных лодок (АПЛ) первого поколения в 50-е годы прошлого столетия осуществлялось без научно-технического сопровождения по линии Заказчика – ВМФ.

В проекте ядерной энергетической установки (ЯЭУ) для АПЛ первого поколения с реакторной установкой ВМ-А водо-водяного типа (разработчик НИКИЭТ) имелись существенные недостатки. Подключение к созданию атомного подводного флота структур Главного Управления Кораблестроения ВМФ и конкретно его ведущей научной базы – 1 ЦНИИ МО в 1955–1956 годы обеспечило начало работ по критическому анализу существующего положения дел и обоснованию перспективных решений. Применительно к рассматриваемой теме вызывало серьезные опасения обеспечение аварийного расхолаживания реактора, требующее сохранения принудительной циркуляции теплоносителя первого контура. В первом контуре двухреакторной ЯЭУ в каждой реакторной установке имелось по два циркуляционных насоса (ЦНПК): главный – ГЦНПК и вспомогательный – ВЦНПК с обратными клапанами на напорной части. Электропитание ГЦНПК осуществлялось от электромашинного преобразователя, который преобразовывал постоянный ток в переменный – ПР-50.

В отделе ядерных реакторов (ОЯР) 1 ЦНИИ МО были начаты исследования условий ЕЦТ в РУ ВМ-А. Отдел возглавил опытный корабельный инженер-механик, прошедший войну, Иван Дмитриевич Дорофеев, человек крупномасштабного научного и организационного мышления, ставший вскоре контр-адмиралом и уже на другом должностном уровне по праву главным в ВМФ идеологом развития корабельной ядерной энергетики. В соответствии с его указанием в ОЯР по данной тематике была сформирована исследовательская группа: Благовещенский А.Я. (руководитель), Бор С.М., Котов Е.В.

Казалось, что в реакторной установке ВМ-А со сложной петлевой компоновкой трубопроводов и оборудования первого контура и малым смещением по вертикали прямоточного парогенератора (ПГ) относительно активной зоны ЕЦТ не может реализоваться (рис.1).

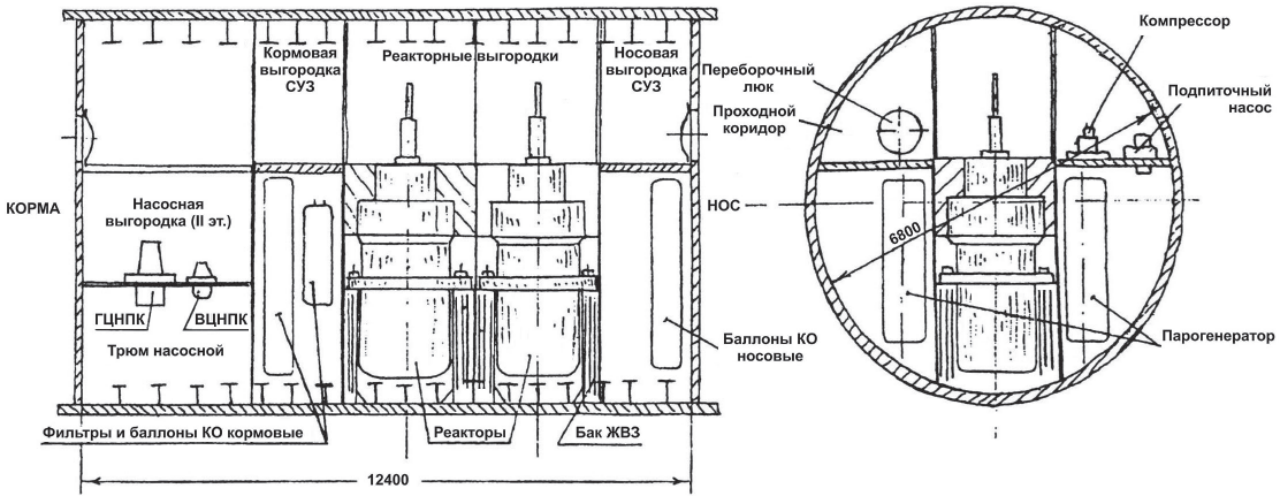

Рис. 1 Компоновка реакторной установки ВМ-А в отсеке АПЛ первого поколения (трубопроводы первого контура не показаны):

На рис.1: СУЗ – система управления и защиты, КО – компенсатор объёма, ЖВЗ – железо-водная защита.

В установках с некипящими реакторами (ВВЭРД) движущий напор ЕЦТ ($\Delta P_{дв}$) в отличие от паровых котлов проявляется лишь за счёт изменения плотности однофазного теплоносителя по контуру циркуляции, т.е. без фазовых превращений [1]. В установившемся режиме ЕЦТ в первом контуре соединительные коммуникации не влияют на $\Delta P_{дв}$ и при благоприятной высотной геометрии контура движущий напор ЕЦТ может быть определен, как [2]:

$$P_{дв} = g\overline{\beta}\overline{\rho}\Delta T\,\Delta H \ \ [\text{Па}], \qquad (1)$$

где

$g\left[\frac{м}{с^2}\right]$ – ускорение силы тяжести,

$\overline{\beta}\left[\frac{1}{к}\right]$ – средний коэффициент объемного расширения теплоносителя,

$\overline{\rho}\left[\frac{кг}{м^3}\right]$ – средняя плотность теплоносителя в активной зоне реактора,

$\Delta T\left[K\right]$ – подогрев теплоносителя в реакторе,

$\Delta H\left[м\right]$ – смещение по вертикали середины трубной части ПГ относительно середины активной зоны.

Применительно к геометрии первого контура реакторной установки ВМ-А такой подход не применим даже для грубой оценки величины $\Delta P_{дв}$. Поэтому был произведен тщательный расчётный анализ, включая учёт двухзаходности активной зоны, а также распределение температуры и плотности теплоносителя по высоте прямоточного ПГ, зависящее от режима теплообмена и определяющее величину нивелирного напора. Применительно к выражению (1) эти результаты могут быть учтены заменой ΔH на $\Delta H_{эф}$. Гидравлический расчёт осложнялся отсутствием данных по сопротивлению остановленного ГЦНПК. Тесные контакты 1 ЦНИИ МО с промышленностью позволили восполнить этот пробел. В ОКБ Кировского завода (так до 1960 года называлось ЦКБМ) была проведена «проливка» ГЦНПК вместе с обратным клапаном с получением фактической гидравлической характеристики местного сопротивления этого элемента первого контура.

Полученные в работе результаты оказались обнадеживающими, показавшими, что на ЕЦТ в первом контуре РУ ВМ-А может быть обеспечено аварийное расхолаживание реактора. Как следствие, интерес к использованию ЕЦТ в первом контуре, как к надёжному резервному средству циркуляции теплоносителя («виртуальный» насос с неограниченным ресурсом), приобрел широкий размах. Очень полезным в научном и организационном плане оказалось сотрудничество с начальником кафедры ядерных реакторов ВВМИОЛУ им. Ф.Э. Дзержинского Б.Д. Гусевым, активно участвовавшим во всех испытания по ЕЦТ на АПЛ, проводимых по инициативе 1 ЦНИИ МО. Тесные научные (и даже дружеские) контакты с отделом ЦНИИ им. А.Н. Крылова, возглавляемым А.А. Крайновым, способствовали формированию согласованной общей позиции по проблеме использования ЕЦТ. К данному вопросу также было привлечено

внимание Научного Руководства (ИАЭ им. И.В. Курчатова) и Главного Конструктора РУ, это обеспечило прочное межведомственное сотрудничество и формирование в рабочем порядке коллектива специалистов – энтузиастов для решения стоящих сложных задач.

Особое положение 1 ЦНИИ МО в то время как Института Заказчика, обладающего помимо научно-технической аргументации финансовым рычагом воздействия на ход событий, способствовало консолидации усилий участников работ по данной теме.

В реакторной установке ВМ-А при обесточивании преобразователя ПР-50 и сохранении электрической связи между ним и ГЦНПК обеспечивается плавный выбег насоса и, соответственно, снижение расхода теплоносителя первого контура. В этой связи было важным выполнить исследование для обоснования перехода на ЕЦТ в этом режиме на саморегулировании активной зоны, без срабатывания аварийной защиты (АЗ), исключающем резкое изменение температуры в реакторе и другом оборудовании РУ.

Отмеченный выше режим в широком диапазоне начальных условий удалось реализовать на стенде 27/ВМ, наземном натурном прототипе ЯЭУ с РУ ВМ-А, на площадке ФЭИ (г. Обнинск). Осциллографирование нейтронно-физических и теплогидравлических параметров в этих испытаниях (как и в дальнейшем на ряде проектов АПЛ) осуществлялось группой специалистов ИАЭ им. И.В. Курчатова под руководством А.Е. Савушкина. Проведенные испытания выявили негативное влияние автоматического регулятора мощности реактора (АР), который препятствовал подавлению нейтронной мощности за счёт саморегулирования активной зоны. Нормальное прохождение переходного режима обеспечивалось при отключении АР.

Можно утверждать, что представленный выше начальный этап исследований выявил перспективы реализации возможностей ЕЦТ в качестве одного из важнейших факторов обеспечения надежности, безопасности и живучести ЯЭУ АПЛ.

Ход и результаты работ по ЕЦТ применительно к реакторным установкам АПЛ второго поколения

Главным Конструктором реакторных установок для ЯЭУ АПЛ второго поколения в начале 60-х годов прошлого столетия стало возглавляемое И.И. Африкантовым ОКБМ (ныне АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород). Создаваемые ОКБМ новые проекты РУ (ВМ-4, ВМ-4-1) отличались более прогрессивными техническими решениями:

– блочная компоновка (отсутствие длинных разветвленных трубопроводов первого контура, соединение реактора и агрегатов «ПГ-ЦНПК» короткими патрубками по типу «труба в трубе»);
– одноходовая активная зона;
– увеличенное количество ГЦНПК (4÷5), имеющих две скорости вращения и др.

Всё это способствовало созданию благоприятных условий для реализации ЕЦТ. Однако даже в этой компоновке (рис. 2) первый контур формировался из двух U-образных участков (реактор-ПГ) и существенного смещения ПГ по вертикали относительно активной зоны не было. Неизвестно, как в условиях этого контура будет проходить динамический режим перехода на ЕЦТ при обесточивании ЦНПК с их выбегом до остановки 1÷1.5 с.

Отсутствие в проекте РУ для ЯЭУ АПЛ второго поколения необходимых обоснований инициировало проведение специальных расчётных исследований в ОЯР 1 ЦНИИ МО. Выполненное на ЭВМ математическое моделирование показало допустимость отмеченного режима по условиям работы активной зоны и позволило выйти с предложением провести натурные

испытания на одной из АПЛ второго поколения. Предложение было поддержано на межведомственном уровне с возложением всех подготовительных организационных дел на 1 ЦНИИ МО. Сложность задачи заключалась в необходимости дооснащения реактора нештатными малоинерционными температурными датчиками по всей высоте активной зоны. Это предопределяло проведение испытаний на АПЛ в условиях завода-изготовителя до сдачи корабля Флоту.

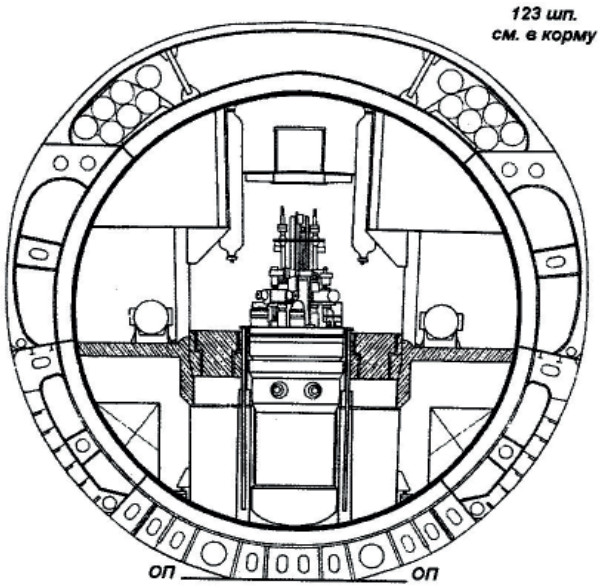

Рис. 2 Компоновка реакторной установки с реактором ВМ-4 в отсеке АПЛ второго поколения

Проведение испытаний потребовало:

– выпуска специальной документации по обоснованию ядерной безопасности в условиях отсутствия одной из групп аварийной защиты (АЗ), так как вместо гильз стержней-поглотителей должны быть установлены зонды с термопарами с открытым спаем;

– разработки и изготовления термометрических зондов;

– выпуска документации ЦКБ-проектантом АПЛ по кабельной трассировке для осуществления осциллографирования;

– подготовки программы испытаний и др.

Несмотря на выпуск совместного решения Минсудпрома, Минсредмаша и ВМФ, при подготовке испытаний возникали трудности и даже тупиковые ситуации. Так, Львовский термопарный завод наотрез отказался от изготовления термометрических зондов. Положение спас главный инженер ОКБМ Е.Н. Черномордик, обеспечив их изготовление силами своего опытного производства.

После выполнения всего комплекса подготовительных работ на АПЛ проекта 667А (Главный проектант ЦКБМТ «Рубин») на Севмашпредприятии (СМП, г. Северодвинск) осенью 1972 года были начаты межведомственные испытания по программе, предусматривающей серию режимов с остановкой ГЦНПК, с одновременным срабатыванием АЗ и переходом на ЕЦТ. Председателем Межведомственной комиссии (МВК) и руководителем испытаний был назначен А.Я. Благовещенский (ВМФ), заместителями – В.А. Будников (ОКБМ) и В.Л. Уколов (ИАЭ им. И.В. Курчатова). В МВК входили представители Научного Руководства, промышленности и ВМФ. Комиссия работала в напряженном круглосуточном режиме. Испытания требовалось форсировать: сроки поджимали, наступал лёд, АПЛ после приведения РУ в штатное состояние

нужно было успеть перегнать из Северодвинска на базу в Гаджиево.

В самом начале проведения испытаний на ЕЦТ в стационарном режиме на малом уровне мощности комиссия столкнулась с трудно объяснимым «парадоксом». Известно, что в режиме принудительной циркуляции теплоносителя первого контура его перетечка через уплотнение типа «поршневых колец» в соединительном патрубке «труба в трубе» между корпусами реактора и ПГ составляет всего лишь 1÷2 % от номинального расхода. В нашем случае относительная величина перетечки «горячего» теплоносителя мимо ПГ в опускную камеру реактора составила около 30 %, резко повышая температуру на входе в активную зону по сравнению с температурой на выходе из ПГ. Как показал последующий анализ, причина заключалась в том, что смещение по вертикали места перетечки относительно середины активной зоны многократно превышало величину $\Delta H_{эф}$ для данной компоновки и режима работы прямоточного ПГ. Вследствие этого перепад давлений на уплотнении, более чем на порядок, превышал величину $\Delta P_{дв}$ [2]. При работе ЦНПК такая ситуация исключена, так как перепад давлений на уплотнении составляет лишь некоторую долю от его напора.

Проведение испытаний одного из динамических режимов прошло с серьезным нарушением программы. В спешке, в ночную смену, оператор допустил оплошность – при остановке ЦНПК АЗ по ошибке была заблокирована. Ситуацию спасла высокая самозащищённость реактора, определяемая отрицательным температурным и паровым коэффициентами реактивности. Осциллограммы показали, что при резком падении расхода теплоносителя поднялась его температура в активной зоне с выходом на частичное объёмное кипение и реактор сам выполнил функцию АЗ, подавив свою мощность. Оператор, на полминуты позднее нажавший кнопку АЗ, просто подхватил ситуацию уже на неопасном участке переходного процесса. Активная зона в этом режиме не пострадала, что подтвердилось контролем её состояния вплоть до плановой выгрузки.

Во время доклада Председателя МВК на межведомственном научно-техническом совете (НТС) академик Анатолий Петрович Александров высоко оценил результаты испытаний как для существующих АПЛ, так и для нового проектирования, подчеркнув, что незапланированный, ошибочный режим дал новую ценную информацию по самозащищённости реакторов в режимах аварийного обесточивания ЦНПК.

По рекомендации межведомственного НТС тем же составом МВК были проведены испытания на находящейся в строю АПЛ проекта 667А, по результатам которых была откорректирована эксплуатационная документация с отражением в ней режима аварийного расхолаживания на ЕЦТ в первом контуре. Итогом этапа можно считать официальное признание значимости использования ЕЦТ в РУ ЯЭУ АПЛ.

Дальнейшее расширение возможностей использовании ЕЦТ с их реализацией в новом проектировании

Проводимые в 1 ЦНИИ МО исследования в обоснование требований ВМФ к ЯЭУ АПЛ коснулись возможности более широкого использования ЕЦТ и, в частности, для обеспечения ходовых режимов АПЛ. Буксировочная кривая с кубической зависимостью потребной эффективной мощности ЯЭУ от скорости хода показывала, что для частичных ходовых режимов на ЕЦТ достаточно иметь относительную мощность РУ порядка 20 % от номинальной. Удалось научно доказать, что в условиях отсека АПЛ за счёт изменения компоновки (увеличение ΔH), улучшения гидравлической характеристики контура и увеличения подогрева теплоносителя в реакторе ΔT указанные условия могут быть достигнуты.

Величина относительной мощности в режиме ЕЦТ оценивается как:

$$\frac{Q}{Q_0} = \left(\frac{g\overline{\beta}\,\overline{\rho}\,\Delta T_0\,\Delta H}{\Delta P_{c0}} \right)^{\frac{1}{2}} \left(\frac{\Delta T}{\Delta T_0} \right)^{\frac{3}{2}}, \qquad (2)$$

где

Q – мощность в режиме ЕЦТ;

Q_0 – номинальная мощность;

ΔP_{c0} [Па] – гидравлическое сопротивление первого контура в номинальном режиме с поправкой на сопротивление остановленного ЦНПК.

В 1965 году был объявлен конкурс на проектирование реакторной установки для ЯЭУ АПЛ третьего поколения, в котором участвовало большое количество предприятий-разработчиков. Заключения по всем проектам были подготовлены ОЯР 1 ЦНИИ с рекомендацией – поручить эту работу ОКБМ, так как в его проекте ОК-650Б (рис. 3) были реализованы все требования ВМФ по надёжности и безопасности, включая уровень тепловой мощности при ЕЦТ, достаточный для обеспечения ЯЭУ ходовых режимов АПЛ. Эта рекомендация была принята на НТС в 1 ЦНИИ МО, в котором участвовали академики А.П. Александров, Н.А. Доллежаль, Главные конструкторы, руководители ЦКБ-проектантов, заводов и других предприятий.

Далее было принято специальное Постановление Правительства, обеспечивающее широкий фронт работ по проекту ОК-650Б и фактически сделавшее ОКБМ главным конструкторским бюро по созданию РУ для военного кораблестроения.

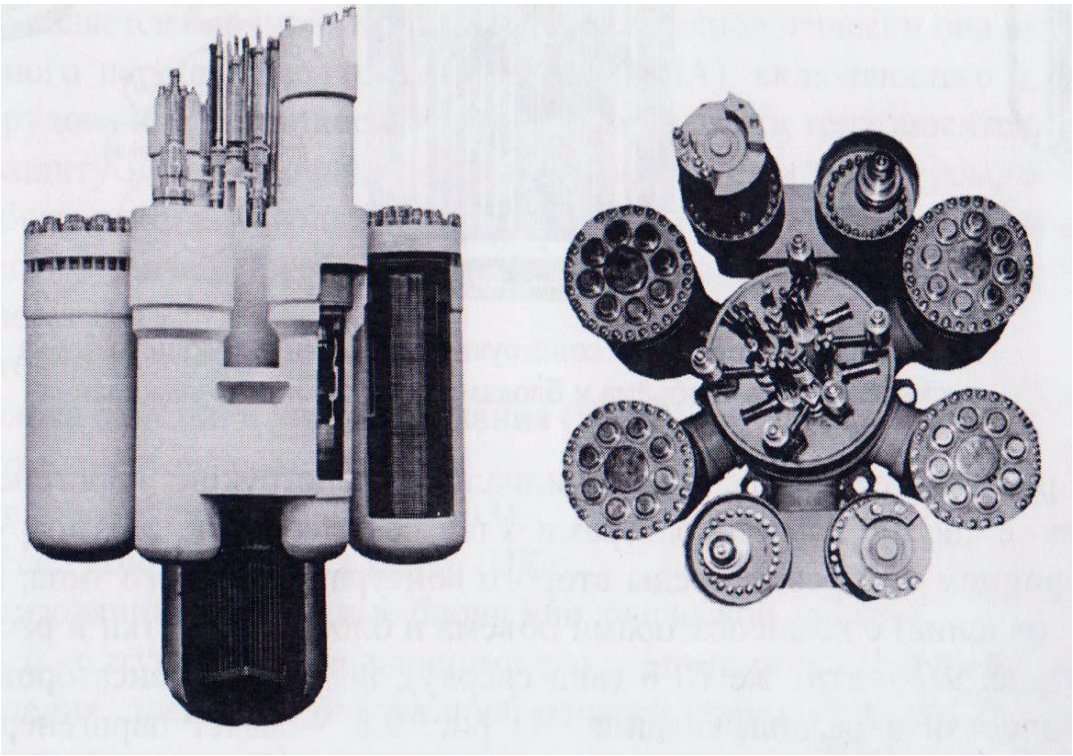

Рис. 3 Блочная реакторная установка ОК-650Б для АПЛ третьего поколения

В проекте ОК-650Б сложной для изготовления конструкцией являлся единый блок корпусов (реактора, ПГ и гидрокамер ЦНПК). Ижорский завод опасался его «поводки» (нарушения геометрии) при термообработке, но вместе с ЦНИИ «Прометей» с этой задачей справился.

Новые возможности, появившиеся вследствие реализации ЕЦТ, позволили сократить количество ЦНПК до 2-х, так как даже при их аварийном выходе из строя АПЛ сохраняет возможность вернуться на базу. Кроме того, ходовые режимы на ЕЦТ вписываются в общую задачу снижения шумности объекта.

Исключительно велика роль НИТИ им. А.П. Александрова в отработке реакторной установки ОК-650Б на наземном стенде-прототипе (стенд КВ-1), введенном в действие в декабре 1975 г. В этой большой работе особая заслуга принадлежит Главному инженеру НИТИ Эрику Сергеевичу Брянских, который в последствии в своей книге [3] подробно отразил слаженную работу всех коллективов под руководством высококвалифицированных инженеров-профессионалов и талантливых учёных (стенда КВ-1: А.К. Кривцов, В.Е. Воронин; подразделений: теплофизических исследований – В.Б. Хабенский, динамических исследований – С.Д. Малкин, химических исследований – Л.Н. Москвин; КИПиА и метрологии – А.П. Лукашов и др.). Работа носила межведомственный характер в тесном сотрудничестве с представителями Научного Руководства, Главного Конструктора, предприятий, участников создания объекта, а также задействованных структур ВМФ. В широком комплексе исследований были отработаны режимы перехода с одного вида циркуляции на другой в первом контуре, подтвердившие их ядерную безопасность.

Применительно к другим теплообменивающимся средам ЕЦТ позволила обеспечить полную независимость РУ от внешних источников энергии в режиме аварийного расхолаживания. Была создана система безбатарейного расхолаживания (ББР), в которой пар, получаемый в ПГ в режиме аварийного расхолаживания, конденсировался в теплообменнике-конденсаторе, расположенном между прочным и легким корпусом АПЛ. Система получила проверку на стенде КВ-1 в НИТИ и широкое внедрение на Флоте. Путь внедрения этой системы не был безоблачным. Среди её противников был Главный Конструктор ЦКБМТ «Рубин» И.Д. Спасский. По его предложению на стенде КВ-1 был испытан вариант системы безбатарейного расхолаживания (ББР) ограниченного по времени действия. В ней травление пара в аварийном случае осуществлялось для конденсации в цистерну с объёмом воды ок. 17 м^3, размещенную между двумя переборками отсеков. В ночь с 20.06.79 произошёл взрыв этой цистерны с разрушением кирпичных стен по периметру центрального зала и гибелью под обломками двух человек эксплуатационного персонала [3]. Эта тяжелая авария исключила данную систему ББР из категории альтернативных решений и ещё раз подтвердила необходимость натурной отработки новых ядерно-энергетических технологий в наземных условиях до внедрения на кораблях.

Не касаясь многоплановых сопутствующих исследований специфических особенностей ЕЦТ можно утверждать, что в РУ ОК-650Б были воплощены самые передовые идеи её реализации, позволившие поднять на новый уровень эксплуатационные возможности корабельных ЯЭУ. Главным итогом этого этапа явилось то, что реакторная установка, создаваемая для АПЛ третьего поколения, стала после некоторой модернизации унифицированной для последующих четвёртого и пятого поколений АПЛ и самых современных проектов в атомном подводном кораблестроении [4].

Опираясь на достигнутые успехи, был создан натурный образец моноблочной реакторной установки (МБУ) со всережимной ЕЦТ без использования ЦНПК (рис. 4), испытанный на наземном стенде-прототипе КВ-2 в НИТИ им. А.П. Александрова.

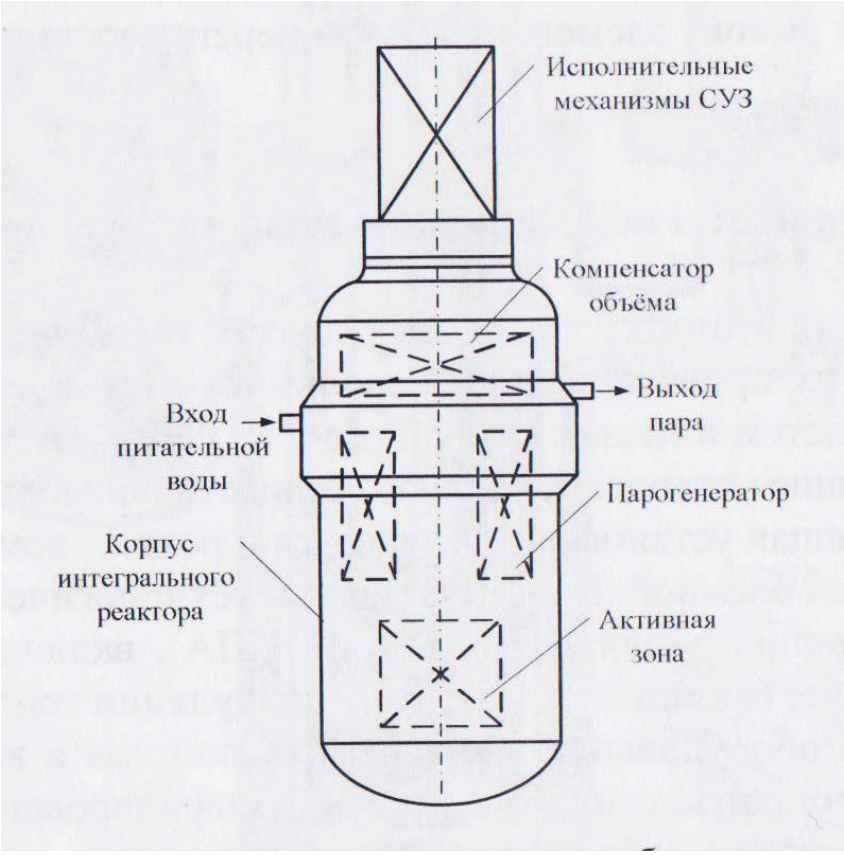

Рис. 4 Компоновочная схема моноблочной реакторной установки с всережимной ЕЦТ

Не вдаваясь в детальное рассмотрение и сопоставление характеристик реакторных установок ОК-650Б и МБУ (это очень широкая тема), авторы считают более предпочтительным проект реакторной установки, в котором номинальная мощность обеспечивается работой ЦНПК.

Выводы

1. На относительно коротком отрезке времени создания ЯЭУ для АПЛ трёх поколений был достигнут выдающийся успех в обеспечении надёжности, безопасности и живучести реакторных установок за счёт широкого внедрения естественной циркуляции теплообменивающихся сред в ядерно-энергетические технологии.
2. Достигнутые успехи явились результатом консолидации творческого потенциала Заказчика – ВМФ, Научного Руководства и промышленности в условиях существовавшей чёткой системы Военного Кораблестроения, опиравшейся на научно обоснованные требования ВМФ к проектированию, разрабатываемые 1 ЦНИИ МО, с натурной отработкой новых ядерно-энергетических технологий на наземных стендах-прототипах в НИТИ им. А.П. Александрова.
3. Корабельная ядерная энергетика является локомотивом в развитии отечественной ядерной энергетики в целом. Это непосредственно касается и рассматриваемой в статье темы. Так, система безбатарейного расхолаживания явилась прообразом системы СПОТ (пассивного отвода тепла) в стационарных энергоблоках с ВВЭР-1000(1200) [5].

Литература

1. *Саркисов А.А.* Инженерные основы теории и эксплуатации судовых ядерных реакторов / А.А. Саркисов, Л.Б. Гусев, Р.И. Калинин. – М.: МЭИ, 2011.
2. *Гусев Б.Д.* Гидродинамические аспекты надежности современных энергетических установок / Б.Д. Гусев, Р.И. Калинин, А.Я. Благовещенский. – Л.: Энергоатомиздат, 1989.
3. *Брянских Э.С.* Подводная одиссея НИТИ им. А.П. Александрова. – СПб.: Моринтех, 2004.
4. *Лейкин И.Ю.* Физические основы эксплуатации и безопасность ядерных реакторов / И.Ю. Лейкин, Л.Б. Гусев. – СПб.: Северная звезда, 2014.
5. *Благовещенский А.Я.* Корабельные ядерно-энергетические технологии в решении проблемы надёжности, безопасности и живучести АЭС России / А.Я. Благовещенский, С.М. Бор, В.Н. Митюков // Технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ: научно-технический сборник. – 2015. – № 1(1). – С.24–37.