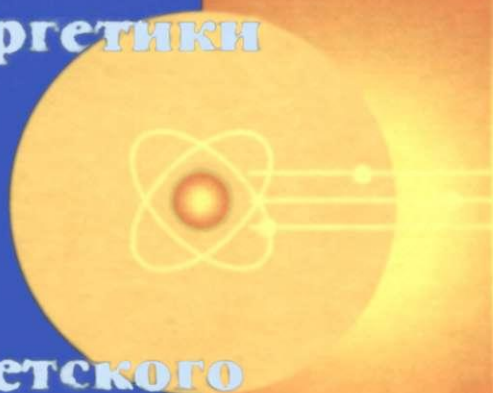


РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
"КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"



История Атомной Энергетики



Советского Союза и России

ВЫПУСК 5

Москва
ИздАТ
2004

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

ИСТОРИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ СОВЕТСКОГО СОЮЗА И РОССИИ

Под редакцией В.А. Сидоренко

Выпуск 5

История малой атомной энергетики

Москва
ИздАТ
2004

УДК 621.039.57

И85

ББК 6П2.8

И85 Вып. 5. История атомной энергетики Советского Союза и России. / Под ред. В.А. Сидоренко. — М.: ИздАТ, 2004 — 167 с.

ISBN 5-86656-159-X

Пятый выпуск серии изданий РНЦ «Курчатовский институт» по истории атомной энергетики Советского Союза и России, собраны авторские очерки, посвященные истории создания ядерных энергетических установок малой атомной энергетики.

Для специалистов и лиц, интересующихся историей разработки и создания ядерно-энергетических установок малой мощности, проблемами и перспективами будущих ЯЭУ малой атомной энергетики.

УДК 621.039.57 ББК 6П2.8

Корректор В.А. Кулямин
Компьютерная вёрстка Б.И. Оводов

Подписано в печать 24.05.2004. Формат 60х90/16
Бумага офсетная. Усл. печ. л. 10,5. Тираж 1000 экз.
Заказ № 10131

Издательство по Атомной науке и технике — ИздАТ
Международной Ассоциации Союзов "Чернобыль-Атом"
123182, Д-182 Москва ул. Живописная, 46: тел. 190 9270

Отпечатано в ППП "Типография "Наука"
121099 Москва Г-49, Шубинский пер. 6

© ИздАТ, 2004

Содержание

Предисловие редактора к пятому изданию	4
О МАЛОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ	
<i>Ю.А. Сергеев</i>	5
ТЭС-3 – ПЕРВЕНЕЦ МАЛОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	
<i>Ю.А. Сергеев</i>	20
СОЗДАНИЕ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ С ОРГАНИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ	
<i>Ю.В. Чететкин</i>	46
ИСТОРИЯ И ОСНОВНЫЕ ИТОГИ РАЗРАБОТКИ НЕОБСЛУЖИВАЕМОЙ САМОРЕГУЛИРУЕМОЙ АТОМНОЙ ТЕРМОЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ СТАНЦИИ «ЕЛЕНА»	
<i>Е.П. Каплар</i>	58
БИЛИБИНСКАЯ АЭС – ТРИДЦАТЬ ЛЕТ РАБОТЫ В ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ КРАЙНЕГО СЕВЕРО-ВОСТОКА РОССИИ	
<i>В.В. Долгов</i>	88
К ИСТОРИИ СОЗДАНИЯ ПЕРЕДВИЖНОЙ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ПАМИР-630» В БЕЛОРУССИИ	
<i>А.Ж. Гребеньков, А.А. Михалевич, Г.А. Шароваров, О.И. Ярошевич</i>	119
РАЗРАБОТКА ПРОЕКТОВ ПЛАВУЧИХ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ	
<i>В.М. Воробьев</i>	152

Предисловие редактора к пятому выпуску

Пятый выпуск серии «История атомной энергетики Советского Союза и России» представляет собой, как и предыдущие выпуски, сборник авторских очерков, излагающих «из первых рук» историю создания основных ядерных энергетических установок, которые можно отнести к направлению «малая атомная энергетика». Эти очерки предваряет общий обзор развития этого направления за полувековой период, составленный Ю.А. Сергеевым, который стал инициатором подготовки пятого выпуска «Истории».

Представленные в сборнике установки малой атомной энергетики собраны по признаку их практической реализации в виде промышленных объектов или опытных установок. Некоторым исключением является очерк, посвященный плавучей АТЭЦ, занимающей важное место на завершающем этапе первого пятидесятилетия истории атомной энергетики и находящейся в стадии практической реализации.

В.А. Сидоренко

О МАЛОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Ю.А. Сергеев ¹

ГНЦ РФ Физико-энергетический институт
им. акад. А.И. Лейпунского

Побудительной причиной для начала в США и СССР уже 50 лет назад работ в области малой атомной энергетики стало естественное и неизбежное осознание того факта, что колоссальная энергоемкость ядерного топлива может обеспечить его решающее преимущество перед традиционными источниками энергии на тех территориях, где их использование затруднено (или даже практически невозможно). У нас в стране — это зона Севера, занимающая более 60 % общей площади России, отдельные районы Дальнего Востока и Сибири, а в остальном мире к таким районам можно отнести пустыни, горные массивы, ледовые континенты (Антарктиду, Гренландию).

В самом начале 1950-х годов пристальное внимание к атомным станциям малой мощности (АСММ) было проявлено в США [1]. Развитие малой атомной энергетики здесь изначально было подчинено решению задач Министерства обороны и осуществлялось в рамках специальной Армейской программы по атомной энергетике, разработанной в 1952 году [2]. Эта программа предусматривала разработку и строительство стационарных, блочно-транспортабельных, передвижных наземных и плавучих АСММ с корпусными реакторами водо-водяного и кипящего типа, а также с реакторами, охлаждаемыми газом и жидким металлом. Назначение этих станций — обеспечение электрической и тепловой энергией гарнизонов, размещенных на удаленных военных базах. В соответствии с указанной программой было

¹ Сергеев Юрий Анатольевич, ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ ФЭИ. С начала 1960-х годов — организатор и руководитель работ по проектам атомных станций малой мощности с водоохлаждаемыми реакторами; один из активных участников разработки программ по развитию малой атомной энергетики

построено и введено в действие в общей сложности восемь экспериментальных, демонстрационных и полевых АСММ электрической мощностью от 0,3 МВт до 3 МВт, в том числе на Аляске (*SM-1A*), в Гренландии (*PM-2A*), в Антарктиде (*PM-3A*). В 1960-е годы все эти АСММ были выведены из эксплуатации. В зоне Панамского канала на оз. Гатун была размещена плавучая АЭС *Sturgis (MH-1A)*, проработавшая с августа 1968 г. по июль 1976 г.

В литературе отсутствуют сведения о продолжении в США сколь-нибудь активной деятельности в области малой атомной энергетики в последующие годы.

Систематическая работа в области малой атомной энергетики в СССР была начата в середине 50-х годов, когда в октябре 1956 года было принято правительственное решение о создании атомных станций малой мощности. Этому решению предшествовали инициативные, весьма интенсивные, поисковые расчетные исследования и проектно-конструкторские проработки с целью выявления и отбора предложений, наиболее перспективных для их дальнейшей практической реализации в виде опытных, демонстрационных, а затем и промышленных (коммерческих), образцов. Всего было проработано около 20 вариантов АСММ электрической мощностью 1,0–1,5 МВт с различными реакторами (на тепловых, промежуточных и быстрых нейтронах) и разными видами исполнения (стационарные и блочно-транспортные, передвижные, плавучие).

В сентябре 1957 года вышло правительственное поручение о строительстве первой демонстрационной АСММ, получившей название ТЭС-3 (Транспортабельная Электрическая Станция, третий проектный вариант). Эта станция электрической мощностью 1500 кВт с водо-водяным реактором была спроектирована и изготовлена в период 1957–1960 гг. Все основное оборудование первого контура (реактор, парогенераторы и циркуляционные насосы с необходимой биологической защитой), турбогенератор, пульт управления и т. д. было размещено на четырех самоходных гусеничных (танковых) платформах с утепленными кузовами вагонного типа. Это преследовало цель предельно сократить объем строительно-монтажных работ на месте ее использования. В конце 1960 г. ТЭС-3 была доставлена в Физико-энергетический институт (г. Обнинск) и размещена на площадке рядом с действующей Первой АЭС. В 1961 г. были осуществлены пусконаладочные работы, и 13 октября была начата эксплуатация ТЭС-3, продолжавшаяся, в соответствии с намеченной программой, до 18 июля 1966 г. С 1969 г. ТЭС-3 находится в ФЭИ в законсервированном состоянии [3], [4], [5].

Затем в очень короткие сроки (1961–1963 гг.) была спроектирована, изготовлена на Калужском турбинном заводе, смонтирована на площадке Научно-исследовательского института атомных реакторов им. В.И. Ленина (НИИАР, г.Дмитровград) и выведена на проектные параметры экспериментальная блочно-транспортабельная АСММ электрической мощностью 750 кВт, известная под названием АРБУС (Арктическая Реакторная Блочная Установка) с реактором, в котором теплоносителем и замедлителем нейтронов служила органическая жидкость («газойль» или, просто говоря, дизельное топливо) [6, 7]. Эта установка была предназначена для демонстрации и отработки технологии использования в ядерных реакторах органических высококипящих жидкостей.

Одновременно на КТЗ был изготовлен второй комплект установки АРБУС, который предназначался для транспортировки, монтажа и эксплуатации на станции Молодежная в Антарктиде.

Использование органических жидкостей («газойль», гидротерфенил, дитолилметан и др.) сулило большие преимущества перед использованием воды: высокая температура при низком давлении в первом контуре, практическое отсутствие активации, совместимость с дешевыми углеродистыми сталями.

Однако при эксплуатации установки АРБУС было установлено, что при работе реакторов с органическими теплоносителями на поверхностях тепловыделяющих элементов образуются нерастворимые отложения коксового типа (явление фаулинга). Это же показала эксплуатация АЭС *OMRE* и *Piqua* (США) и реактора *WR-1* (Канада), что заставило серьезно усомниться в целесообразности продолжения работ в этом направлении. Поэтому эксплуатация всех этих АЭС за рубежом была прекращена.

На установке АРБУС был выполнен обширный комплекс исследований по выявлению закономерностей протекания этого процесса. Были выбраны и практически опробованы способы очистки активной зоны от образовавшихся отложений. Был разработан проект атомной станции теплоснабжения (АСТ) с двумя реакторами такого типа (АТУ-15) тепловой мощностью по 15 МВт для поселка золотодобытчиков Многовершинный Хабаровского края, который, однако, не был реализован [7].

В 1981 г. в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова (теперь Российский научный центр «Курчатовский институт») была пущена и работает до сих пор опытная ядерно-энергетическая установка «Гамма» с водоохлаждаемым реактором тепловой мощностью 220 кВт и термоэлектрическими генераторами суммарной

мощностью 6,6 кВт [8]. Первоначальным замыслом, ради которого была построена установка «Гамма», было создание необслуживаемой АСММ для длительного, бесперебойного (надежного) снабжения электроэнергией глубоководных аппаратов и/или механизмов. Установка «Гамма» проработала на сегодня более двух десятилетий, и опыт ее эксплуатации показал практическую возможность создания необслуживаемых саморегулируемых АСММ. На основе этого опыта в 1990-х годах разработан технический проект АСММ «Елена» [9].

В 1970-х годах были выполнены проектно-конструкторские проработки мобильных АЭС электрической мощностью 300–600 кВт с условным названием «Памир». Прорабатывались варианты таких установок с водо-водяными реакторами и паротурбогенераторами и ряд других, среди которых особой оригинальностью выделялся вариант «Памир-630Д». Это одноконтурная энергоустановка, в которой в качестве теплоносителя в реакторе и рабочего тела в турбине используется вещество «нитрин», полученное на основе четырехоксида азота (N_2O_4) [10].

Заманчивая возможность получить весьма компактный, мобильный ядерный энергоисточник стимулировала принятие решения о создании в Институте ядерной энергетики Академии наук Белорусской ССР в 1976 – 1985 г.г. двух опытных образцов «Памир-630Д». Их испытания принципиально подтвердили возможность реализации идей, заложенных в проект. Однако мощность, достигнутая при этом, оказалась заметно меньше проектной. После известных событий 1991 года работы над установкой «Памир-630Д» были приостановлены, а затем прекращены [11].

Примечание редактора

Здесь можно заметить, что конструктивно-проектные достоинства использования диссоциируемого рабочего тела проявляются прежде всего в характеристиках турбинной установки. Как теплоноситель для реакторной установки это вещество не давало каких-либо качественных преимуществ перед другими известными теплоносителями. В то же время специалисты традиционной энергетики не проявили никакого энтузиазма к возможному его внедрению вместо турбин на водяном паре, принимая во внимания и негативные факторы его использования (среди прочего уместно вспомнить, что это «веселящий газ»).

В середине 60-х годов в СССР была поставлена задача перехода от сооружения опытных и демонстрационных АСММ к строительству промышленных АСММ в районах Севера. К этому времени в стране в области атомной энергетики наибольший опыт имелся по водографитовым канальным реакторам с трубчатыми тепловыделяющими элементами. Это создание и 10-летняя эксплуатация реактора АМ Первой АЭС в г. Обнинске, разработка, строительство и пуск в эксплуатацию в составе первого (1964 г.) и второго (1967 г.) энергоблоков Белоярской АЭС реакторов АМБ-1 и АМБ-2. Поэтому было решено первую промышленную АСММ строить с реакторами именно этого типа. Местом строительства был выбран поселок Билибино — административный центр перспективного района золотодобычи и вместе с тем одного из наиболее удаленных, труднодоступных, топливо- и энергодефицитных районов на Чукотке, то есть на Крайнем Северо-Востоке страны.

Для этого района характерны крайне суровые климатические и сложные геологические и гидрологические условия: длительная зима с температурой до -60°C (в то же время летом температура поднимается до $+30^{\circ}\text{C}$), вечномёрзлые грунты, пронизанные линзами льда на большую глубину, маловодность в зимнее время из-за полного промерзания озер и рек. Район удален на большие расстояния от промышленно развитых районов страны и магистральных путей сообщения с ними, в том числе на 300 и 550 км от ближайших портов Северного морского пути.

Необходимость обеспечения высокой надежности энергоснабжения и покрытия относительно больших тепловых нагрузок пос. Билибино предопределила выбор типа энергоисточника — атомной теплоэлектроцентрали (АТЭЦ) в составе четырех одинаковых энергоблоков. При суммарной установленной электрической мощности энергоблоков 48 МВт отпуск теплоты составляет 78 МВт и может быть увеличен максимально до 116 МВт при снижении электрической мощности станции до 40 МВт [12].

В 1974—1976 гг. были последовательно пущены и включены в состав Чаун-Билибинской энергосистемы (ЧБЭС) все четыре энергоблока Билибинской АТЭЦ.

Для ЧБЭС, в составе которой и сегодня надежно работает БАТЭЦ, характерна значительная неравномерность суточного графика электрических нагрузок, особенно в летний период: четыре максимума с отношением минимума к максимуму, равным 0,6. С учетом этого для БАТЭЦ была разработана реакторная установка (РУ ЭГП-6) с канальным водографитовым реактором тепловой мощностью 62 МВт,

рассчитанная на систематическую работу в режиме переменных нагрузок [13]. Установленная мощность БАТЭЦ составляет значительную долю (более 40 %) от общей мощности энергосистемы и поэтому энергоблоки БАТЭЦ должны участвовать в покрытии переменной части графика нагрузки энергосистемы. РУ ЭГП-6 с твэлами трубчатого типа генерирует насыщенный пар по одноконтурной схеме при естественной циркуляции кипящей воды на всех уровнях мощности.

За годы, прошедшие со дня пуска, БАТЭЦ показала высокую надежность работы и эффективность использования.

Отпала необходимость ежегодной доставки в пос. Билибино по бездорожью более 200 тыс. тонн угля и дизельного топлива. Ядерное же топливо доставляется в Билибино (в аэропорт Кеппервеем) авиатранспортом в специальных контейнерах. Их масса составляет около 40 тонн в год.

Таким образом, вот уже почти 30 лет Билибинская АТЭЦ наглядно демонстрирует практическую возможность и эффективность использования ядерных энергоисточников в экстремально сложных условиях, характерных для труднодоступных и изолированных районов Крайнего Севера. При этом следует подчеркнуть, что с пуском Билибинской АТЭЦ на полную мощность (1976 г.) была кардинально решена проблема топливо- и энергоснабжения обширного промышленного района на западе Чукотского полуострова, что открыло широкие перспективы для его социально-экономического развития.

Нельзя, однако, не отметить, что коренная перестройка в 1990-е годы общественно-политической и хозяйственной системы в России привела к значительному изменению хозяйственной специализации ряда районов страны, в том числе районов Крайнего Севера, что, в свою очередь, приводит к заметному изменению потребностей этих районов в электрической и тепловой энергиях.

Так, если коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) БАТЭЦ до 1990 г. был равен 80–85 %, то к 1995 г. он упал до 35 %, затем к 2000 г. увеличился до 59 % и снова понизился до 44 % в 2002 г. [14, 15].

Ввод в строй БАТЭЦ ознаменовал начало практическому промышленному использованию ядерного топлива в энергетике Крайнего Севера. Поэтому ее создание следует рассматривать как итог первого этапа на пути становления малой атомной энергетики, свидетельствующий о реальности строительства и надежной эксплуатации АСММ в экстремальных условиях Крайнего Севера.

Следующим должен был стать этап развернутого строительства АСММ. К середине 70-х годов были, в частности, выполнены проектные проработки плавучих АЭС и АТЭЦ [16], разработан советско-венгерский технический проект блочно-транспортальной АТЭЦ «Север-2» [17]. В результате, в научно-техническом отношении работы в области создания ядерно-энергетических установок малой мощности были доведены до состояния, достаточного для проведения работ по определению и обоснованию конкретных мест размещения АСММ и для разработки детальных проектов.

Стало, однако, очевидным, что планомерное строительство АСММ в районах Севера может быть осуществлено лишь на основе долгосрочной программы развития малой атомной энергетики как неотъемлемой составной части энергетического хозяйства Севера и страны в целом. Это обусловило необходимость определения целей и задач развития топливно-энергетического комплекса в каждом конкретном районе Севера и в других, перспективных для использования АСММ регионах. Для этого в конце 70-х — первой половине 80-х годов специально созданным коллективом специалистов из более чем 20 региональных и центральных научно-исследовательских, конструкторских и проектных организаций был проведен анализ перспективных уровней электрических и тепловых нагрузок населенных пунктов северного региона страны и возможных способов покрытия этих нагрузок [18].

Этот анализ, показал, что примерно для 90 населенных пунктов при решении вопросов их энергоснабжения на период до 2010 г. в качестве альтернативных энергоисточников должны рассматриваться и АСММ. При этом было показано, что, учитывая характерное распределение зон концентраций электрических и тепловых нагрузок и необходимость обеспечения конкурентоспособности АСММ, следует ожидать преимущественного использования в этом регионе АТЭЦ с энергоблоками единичной электрической мощностью 6, 12, 25 и 40 МВт, а также АСТ, оснащенными реакторными установками единичной тепловой мощностью 30–50 и 100–150 МВт.

На основе результатов этих исследований к началу 1986 г., в ходе подготовки Постановления ЦК КПСС и Совмина СССР о выполнении программы развития атомной энергетики в СССР в период до 2000 г., был подготовлен и согласован с имеющейся производственной базой страны специальный раздел этого Постановления, предусматривающий разработку технико-экономических обоснований (ТЭО) и последующее сооружение АСММ в 33 конкретных пунктах северного региона страны. Реализация этой программы позволила

бы отказаться от доставки в районы Севера колоссального количества дальнепривозного органического топлива (до 240 млн т в пересчете на условное топливо).

Однако авария на Чернобыльской АЭС вызвала широкое противодействие строительству атомных станций, что повлекло за собой срыв всей программы развития атомной энергетики, в том числе, естественно, и малой.

Однако жизнь по прежнему ставила и ставит на повестку дня как первоочередные, так и долгосрочные задачи. Так в 2006 г., то есть очень скоро, закончится проектный срок эксплуатации всех четырех энергоблоков Билибинской АТЭЦ. Анализ ситуации, складывающейся в Чаун-Билибинской энергосистеме, в составе которой работает БАТЭЦ, указывает на практически безусловную необходимость иметь в поселке Билибино за пределами этого срока достаточно мощный энергоисточник на ядерном топливе. Учитывая успешный опыт почти 50-летней эксплуатации водографитового реактора Первой АЭС в Обнинске, ведутся работы по обоснованию проекта продления проектного срока эксплуатации энергоблоков БАТЭЦ по меньшей мере до 2015 г.

Проведенная в 1986–1987 гг. экспертиза проектов атомных станций показала, что заложенные в проекты ядерных реакторов и АС малой мощности решения, специфичные для установок малой мощности, обеспечивают значительно более высокий по сравнению с крупными АЭС уровень безопасности, позволяющий квалифицировать их как ядерно-энергетические установки повышенной безопасности. Учитывая это обстоятельство, а также острейший дефицит энерго мощностей в районах Севера, в начале 1989 г. по поручению правительства было подготовлено предложение о строительстве в период до 2000 г. АСММ в девяти выбранных в качестве первоочередных пунктах Крайнего Севера. На этих станциях предусматривалось использовать реакторные установки (типа АБВ и АТУ-2), уровень разработки которых позволял незамедлительно приступить к производству оборудования и проектированию АСММ в привязке к конкретным площадкам [19]. Однако кризисные явления 1990-х годов, отразившиеся на всех сферах жизни страны, не позволили реализовать и это предложение.

В последние годы проекты ядерных реакторов для АСММ и проекты собственно АСММ были подвергнуты глубокому анализу и доработке в целях обеспечения их соответствия требованиям отечественных норм и правил, ужесточенных после чернобыльской катастрофы, а также учета рекомендаций МАГАТЭ в части повышения безопасности атомных станций и нераспространения ядерных материалов.

К настоящему времени для АСММ разработаны проекты реакторов нового поколения, которые и по безопасности, и по надежности существенно превосходят действующие, в том числе зарубежные, реакторы мощных АЭС.

Достижению столь высокой степени безопасности способствует то, что при создании реакторных установок малой мощности гораздо полнее, чем для реакторов крупных АЭС, удастся реализовать принцип внутренней самозащищенности реакторов. Успешнее решается и задача использования защитных систем и устройств пассивного действия. Так, в проектах реакторов для АСММ предусматриваются, как правило, естественная циркуляция теплоносителя в первом контуре на всех уровнях мощности и применение топлива с пониженной энергонапряженностью. Это обеспечивает надежный теплоотвод от топливных элементов реактора не только в условиях нормальной эксплуатации, но и при всех авариях, вероятность возникновения которых оценивается сколько-нибудь ощутимой величиной. Чрезвычайно важным свойством таких реакторов является также способность к саморегулированию, что исключает аварии с неконтролируемым увеличением мощности.

Таким образом, в проектах реакторных установок малой мощности в наиболее полной мере реализованы принципы, составляющие основу современной концепции ядерной безопасности: обеспечение развитых свойств самозащищенности реактора, широкое использование пассивных самосрабатывающих систем безопасности, создание системы герметичных барьеров на пути возможного распространения радиоактивных продуктов (принципы глубокоэшелонированной защиты).

Из последних разработок в области АСММ прежде всего нужно отметить завершенный в 1991–1993 гг. проект плавучей атомной ТЭЦ «Волнолом-3», предназначенной для эксплуатации в прибрежных зонах северных морей. В составе станции предусмотрены две реакторные установки АБВ-67 единичной тепловой мощностью 38 МВт, что обеспечит суммарную электрическую мощность АТЭЦ, равную 12 МВт, отпуск береговым потребителям теплоты до 25 Гкал/ч (в виде горячей воды), насыщенного пара с давлением 0,5 МПа до 10 т/ч и пресной (опресненной морской) воды до 10 т/сутки [20, 21].

В декабре 1993 г. был подписан контракт Министерства обороны России с Балтийским судостроительным заводом (С.-Петербург) на строительство головного образца этой плавучей АТЭЦ. Однако отсутствие финансовых возможностей у заказчика не позволило реализовать этот проект за средства МО (ВМФ). В то же время,

разработанная плавучая атомная ТЭС «Волнолом-3» (проект 15250) соответствует действовавшим на то время нормам гражданских АЭС (ОПБ-88, ПБЯ РУ АЭС, НРБ-78/87, требованиям Регистра и пр.) и абсолютно конвертируема для нужд энергетики.

С другой стороны, прибрежные промышленные объекты, размещенные в регионах Севера и Дальнего Востока страны, остро нуждаются в стабильном энергоснабжении от источников длительной автономности.

Констатируя все эти факты и исходя из общего государственного характера задачи, ВМФ, Минэкономики, Минатом и Роскомоборонпром совместным решением № с702/2/85 от 15.01.1996 г. постановили концерну «Росэнергоатом» создать структуру, аккумулирующую целевые средства для продолжения строительства плавучей АТЭС проекта 15250, а МО России передать договорные обязательства на строительство этой ПАТЭС указанной структуре.

Кроме этого, во второй половине 1980-х и в 1990-х годах выполнены:

- технический проект второй очереди Билибинской АТЭС на базе энергоблока электрической мощностью 26 МВт при отпуске теплоты 58 МВт (при работе в конденсационном режиме электрическая мощность составляет 40 МВт) с канальным водографитовым реактором АТУ-2 [22, 23];
- эскизные проекты АТЭС-80 и АТЭС-150 с интегральными водоводяными реакторами и естественной циркуляцией воды в первом контуре; единичная электрическая мощность энергоблоков соответственно 80 и 150 МВт, отпуск теплоты до 140 Гкал/ч [24];
- проектные проработки реакторной установки РУТА с низкотемпературными водоводяными реакторами бассейнового типа и АСТ на базе этих реакторных установок тепловой мощностью от 10 до 70 МВт [25–28] и др.

В проекты указанных реакторов и АСММ, разрабатываемых на их основе, заложены наиболее изученные, технически освоенные конструктивные решения и технологии, проверенные многолетней практикой эксплуатации крупных АС, Билибинской АТЭС, энергетических установок атомных ледоколов, а также исследовательских реакторов. При их разработке максимально учтен опыт предшествующих научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в области малой атомной энергетики.

Технические, технологические, конструктивные решения, принятые в этих проектах, обеспечивают экономическую эффективность АСММ, надежность в эксплуатации, а главное, высокую

радиационную безопасность, что позволяет размещать станции в непосредственной близости к потребителю.

Все эти реакторные установки были разработаны специально для АСММ. В последние годы появились многочисленные разработки конверсионного характера, ориентированные на создание АСММ с реакторами, используемыми в других целях (для транспортных, космических энергоустановок и др.). Диапазон единичных электрических мощностей этих АСММ весьма широк — от нескольких десятков киловатт до нескольких десятков мегаватт. Здесь особо следует выделить:

- Единственный пока детально разработанный и завершаемый в настоящее время в стране проект АСММ, а именно проект плавучей АТЭС с двумя реакторами КЛТ-40С. Реакторы этого типа используются на атомных ледоколах и лихтеровозе «Севморпуть». Финансирует проект концерн «Росэнергоатом». Изготовить и разместить головной образец этой станции намечено в г. Северодвинск, на судостроительном заводе ПО «Севмашпредприятие» [29]. Первоначально был проработан вариант размещения головного образца этой станции в районе порта Певек.
- Доведенный до стадии технического проект АСММ «Елена», необслуживаемой атомной станции для электро- и теплоснабжения электрической мощностью 100 кВт с выдачей тепла для отопления до 2,5 Гкал/ч [9].
- Доведенный до стадии эскизного проект блочно-транспортальной АСММ «Ангстрем» с теплоносителем свинец-висмут. Проектом этой установки предусматривается использование технических решений, оборудования и материалов, апробированных на практике, в процессе длительной эксплуатации аналогов — энергетических установок подводных лодок [30].

Существуют и другие инженерные предложения по созданию АСММ, инициированные конверсией предприятий оборонного комплекса. Эти предложения касаются, в основном, реакторов тепловой мощностью до 10 МВт и представляют собой предварительные или концептуальные проектно-конструкторские проработки, нуждающиеся в детализации и не позволяющие на данном этапе определить их конкурентоспособность и выявить возможные сферы их применения.

Для того чтобы успешнее адаптироваться к происходящим в стране изменениям, способствовать ускорению выявления возможностей и условий для строительства АСММ, в 1991 г. было образовано специализированное научно-производственное предприятие

(в настоящее время ОАО) «Малая энергетика», задачей которого является изучение рынка и формирование предложений в области малой энергетики, в том числе и в первую очередь в области малой атомной энергетики.

Для предварительной оценки и отбора наиболее перспективных предложений по атомным станциям малой мощности ОАО НПП «Малая энергетика» под эгидой Ядерного общества России в 1991–1993 гг. провело в два этапа конкурс на лучшие проекты реакторных установок для атомных станций малой мощности (конкурс «АСММ–91»), на который были представлены материалы по двадцати одному отечественному и одному американскому (*TRIGA*) проекту. Результаты конкурса приведены в нижеследующей таблице [31].

Таблица

Результаты второго этапа конкурса «АСММ–91»

Занятое место	Диапазон единичной мощности реактора (МВт-тепл.)						
	до 10		10 – 50			более 50	
	АСТ	АТЭЦ	АСТ	АТЭЦ стан.	АТЭЦ плав.	АТЭЦ стан.	АТЭЦ плав.
1	«Елена»	-	РУТА	«Ангстрем»	АБВ-6	АТЭЦ-80	КЛТ-40
2	-	Саха-92 КРОТ	-	АБВ-6	НИКА-120	-	НИКА-500
3	-	ТЭС-М	-	ЯТЭУ-М	-	АБВ-13 ВК-25	-

Коренная перестройка общественно-политической и хозяйственной системы в стране и, как следствие, изменение внутренних и внешних экономических взаимоотношений, радикальные структурные изменения в сфере промышленного производства заставляют пересматривать ранее намеченные первоочередные и перспективные планы строительства АСММ, но никоим образом не снимают с повестки дня вопросы использования АСММ в районах Крайнего Севера и в районах децентрализованного энергоснабжения при отсутствии местных топливных ресурсов или других источников энергии.

Кроме этого, появляются перспективы использования АСММ для теплоснабжения небольших городов, поселков и промышленных предприятий, расположенных в зонах централизованного электроснабжения, но испытывающих значительные трудности с топливоснабжением теплогенерирующих установок, то есть отопительных и промышленных котельных и ТЭЦ. Сюда следует отнести, например, ряд районов Европейского Севера и Дальнего Востока.

В перспективе одной из значительных областей применения АСММ может также стать опреснение морской воды и обессоливание других сильно минерализованных и засоленных вод.

Детальное изучение проблемы в рамках исследовательских программ МАГАТЭ позволяют говорить об устойчивом интересе к использованию реакторов небольшой мощности для производства пресной воды на обширных территориях с децентрализованным энергоснабжением, что характерно для многих вододефицитных районов мира.

Примечания редактора

Приходится констатировать, что проводившиеся в течение десятилетий многочисленные технико-экономические исследования, разработки различных конструктивных разновидностей ядерных реакторов для малой энергетики так и не продвинули распространение ядерных энергоисточников в этот, казалось бы очевидный, сектор потребителей.

Исключением явилось создание Билибинской АТЭЦ, но нельзя считать, что опыт Билибинской АТЭЦ подтвердил целесообразность широкой реализации в изолированных северных районах атомных станций по модели стационарной установки со строительством на месте.

Анализируя причины такого торможения, можно было сделать вывод, что причины этого находятся не в области принципиальных научно-технических и конструкторских решений, а в области организации, инфраструктуры эксплуатации и обслуживания, ответственности и владения ядерными установками, требующими высокой квалификации и формирующими особые требования обеспечения безопасности.

С учетом этого понимания в начале 90-х годов было принято принципиальное решение: для реальной демонстрации достоинств ядерных энергоисточников в отдаленных изолированных районах сосредоточиться на создании атомной электростанции на плавучем средстве (барже), создаваемой полностью на заводе, перемещаемой к потребителю на достаточно длительный срок, возвращаемой в соответствии с технологическим циклом на завод для ремонтов и замен топлива (при нескольких находящихся в обращении однотипных установках) и полностью находящихся во владении и обслуживании специализированной эксплуатирующей организацией,

представляющей потребителю на определенных условиях необходимую энергию.

В качестве ядерной установки для такой плавучей АЭС была сознательно выбрана энергоустановка атомных ледоколов КЛТ-40, накопившая огромный опыт эксплуатации и продемонстрировавшая высокий уровень надежности и безопасности.

Препятствием для быстрой реализации этой цели (в течение четырех лет) оказался экономический развал, из-за чего в последнее время было даже изменено место первоочередной привязки этой установки (вместо порта Певек — район Архангельской области). В то же время реализация этого проекта в районе Певека имеет значение для оптимального решения всей проблемы энергобеспечения этого региона, включая проблему дальнейшей судьбы Билибинской АЭС.

Отдельного замечания заслуживает существующая многие годы специфическая цель создания и внедрения практически необслуживаемых ядерно-энергетических установок небольшой мощности для локальных потребителей. Примером такого решения могла бы быть упоминаемая выше установка «Елена». При очевидном исходном условии экономической и потребительской оправданности создания и эксплуатации серии подобных установок, системно-организационная сторона должна решаться так же, как в описанном варианте применения «плавучих» станций — при полной ответственности владельца — специализированной эксплуатирующей организации. Дополнительно к этому «необслуживаемость» установки предъявит особые требования к реализации подобного технологического направления ядерных энергоустановок: для обеспечения особо высокого уровня надежности и безопасности таких установок может оказаться неизбежным создание и постоянная сопровождающая эксплуатация в центре технологического обеспечения полностью представительного натурного образца. Такой подход к реализации задачи тянет за собой цепь финансовых проблем начального периода внедрения этой линии малой атомной энергетики.

Помимо очевидных условий хозяйственно-экономической эффективности центральной проблемой широкого внедрения в практику установок малой энергетики является преодоление недоверия к этой технологии, установившегося

после чернобыльской аварии. Приближение ядерного энергоисточника к потребителю только усиливает это недоверие. Таким образом, центральная задача развития малой атомной энергетики на ее новом этапе развития — убедительная демонстрация достоинств и приемлемости для потребителя на примере любого варианта автономного ядерного энергоисточника. Наиболее удобным и практически продвинутым для этой цели является создание головной, а на ее базе и серии, плавучих атомных станций с полным циклом заводского изготовления и централизованного обслуживания.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ:

1. Csik B.J. Assessment of the World Market for Small and Medium Reactors. IAEA — TECDOC-999, 1998, pp. 205—219.
2. Bratton J.K. The United States Army Nuclear Power Programme: its reactors and their applications to less-developed areas through out the world. International Conference “Small and Medium Power Reactors”. Vienna, 5—9 Sept. 1960, IAEA. Conf. Proc., v. 1, IAEA, Vienna, 1961, pp. 255—268.
3. Синев Н.М., Красин А.К., Бычков И.Ф. и др. Малогабаритная атомная электростанция ТЭС-3. // 3-я Международная конференция ООН по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1964. Труды конференции, том 6, с. 462—466, New-York, 1965.
4. Атомная наука и техника в СССР. — М.: Атомиздат, 1977, с. 59.
5. Сергеев Ю.А. Малая атомная энергетика: состояние, перспективы, проблемы. // Теплоэнергетика, 1995, № 5, с. 6—11.
6. Полушкин К.К., Емельянов И.Я., Деленс П.А. и др. Атомная электростанция «Арбус» с органическим теплоносителем и замедлителем. // 3-я Международная конференция ООН по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1964. Труды конференции, том 5, с. 487—494, New-York, 1965.
7. Токарев Ю.И., Чететкин Ю.В., Гаврилин А.И. Ядерные энергетические установки с органическим теплоносителем. — М.: Энергоатомиздат, 1986.
8. Буйницкий Б.А., Каплар Е.П. и др. Опытная ядерная термоэлектрическая установка «Гамма» — прообраз НС АТЭС. // Атомная энергия, том 74, вып. 1, январь 1993 г., с. 28—34.
9. Каплар Е.П., Лисица Ф.Д. Необслуживаемые саморегулируемые термоэлектрические станции малой мощности для централизованного теплоэлектроснабжения. // Международный конгресс и научно-техническая выставка «Малая энергетика и инвестиции». 1—4 ноября 1994 года, Москва. В сб. тезисов докл., с. 43, 44.

10. Гульник С.И., Жук И.В., Малыхин А.П. и др. Экспериментальные исследования по физике реактора передвижной атомной электростанции «Памир». В сб. докл. научного семинара, посвященного 85-летию акад. А.К. Красина «Проблемы использования ядерной энергии». — Минск, 1996, с. 34–39.
11. Михалевич А.А. и др. «Передвижная атомная станция «Памир». // Энциклопедический справочник машиностроения. Том 21. Машиностроение ядерной техники. Раздел 6.3. Передвижные и блочно-транспортные атомные энергетические установки. В печати.
12. Долгов В.В., Минашин М.Е., Веретенников Г.А., Солдатов Г.Е. Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ. // Атомная энергия, 1984, том 56, вып. 6, с. 370–374.
13. Абрамов В.М., Богданов Н.В., Бондаренко А.В. и др. Атомная энергетическая установка с водографитовым реактором для комбинированной выработки электроэнергии и тепла. Труды симпозиума по малым и средним энергетическим реакторам. Вена, SM-140/16, 1970. IAEA, Vienna, 1971, pp. 363–371.
14. Информационно-рекламные материалы. «Атомные станции России» // «Росэнергоатом», Москва, 2000, с. 18; 2002, с. 40.
15. Годовые отчеты БиАЭС за 2001 г., 2002 г.
16. Головин А.И., Абрамов В.М., Коваленко К.И. и др. Использование плавучих АЭС в районах Севера // Атомная энергия, 1981, том 51, вып. 2, с. 83–87.
17. Технический проект АТЭЦ «Север-2». ЭРЕТЕРВ, Будапешт. ГКАЭ, Москва. 1972. Атомная наука и техника в СССР. — М.: Атомиздат, 1977, с. 60, 61.
18. Государственный комитет СССР по науке и технике. Постановление от 11 сентября 1979 года № 457 «О включении дополнительных заданий по решению научно-технической проблемы 0.01.10»: Задание 03. Разработать технико-экономическое обоснование рационального электро- и теплоснабжения районов Севера СССР.
19. Минатомэнерго СССР, исх. № 01-260 от 07.02.1989 г.
20. Баранаев Ю.Д., Воробьев В.М., Каипов Р.А. и др. Проект плавучей атомной ТЭЦ малой мощности. Доклад на международной конференции по судостроению (ISC), ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова, 8–12 октября 1994 года, г. Санкт-Петербург.
21. Baranaev Yu.D., Orekhov Yu.I., Sergeev Yu.A. et al. Emergency heat removal in the integral water cooled ABV-6 reactor for the Volnolom floating nuclear power plant. // Integral design concepts of advanced water cooled reactors. IAEA – TECDOC – 977, pp. 161–171. IAEA, Vienna, 1997.
22. Алексеев А.И., Михан В.И., Черкашов Ю.М., Петренко В.Ф. Реакторная установка повышенной безопасности АТУ-2 для электро- и теплоснабжения. // Энергетическое строительство, 1994, № 4.
23. Ю.А. Сергеев. Состояние и перспективы развития малой атомной энергетики. // Энергетическое строительство, 1995, № 2, стр. 17–23.
24. Mitenkov F.M., Kurachenkov A.V., Malamud V.A. et al. New generation nuclear power units of PWR type integral reactors. // Integral design concepts of advanced water cooled reactors. IAEA – TECDOC – 977, pp. 25–34., IAEA, Vienna, 1997.

25. Сергеев Ю.А., Слесарев Ю.П., Трифанов Г.А., Шаншуров Г.А. Использование низкотемпературных реакторов в системах теплоснабжения районов Севера. Отчет ФЭИ, инв. № 4620, 1986.
26. НИКИЭТ, ВНИПИЭТ, ГокНЦ РАН, ФЭИ, Апатитская ТЭЦ. Технико-экономический доклад «Подземная АСТ с реакторами РУТА тепловой мощностью 1×55 МВт для теплоснабжения г. Апатиты Мурманской области». Инв. № Е030-2704 по реестру НИКИЭТ, 1994 г.
27. Брешлов В.П., Волкова Е.А., Замерград В.Э. и др. Предмаркетинговое исследование по выявлению территорий (регионов), перспективных для включения АСТ с бассейновыми реакторами типа РУТА в существующие системы централизованного теплоснабжения. Отчет ИНЭП РАН, инв. № 11, Москва, 2000 г.
28. «Технико-экономическое исследование (ТЭИ) по обоснованию надежного и стабильного теплоснабжения г. Обнинска путем перевода основной доли производства тепла с природного газа на ядерное топливо». Отчет ГНЦ РФ ФЭИ, инв. № 11069, г. Обнинск, 2002 г.
29. KLT-40 nuclear steam supply system description of reactor systems and development status. // Design and development status of small and medium reactor systems. 1995, IAEA – TECDOC-881, pp. 144–158, IAEA, Vienna, 1996.
30. Stepanov V.S., Leguenko S.K., Grigoryev O.G., Gromov B.F. et al. The ANGSTREM Project: Present Status and Development Activities. // Nuclear heat applications: Design aspects and operating experience. IAEA – TECDOC-1056, pp. 1957–1964. IAEA, Vienna, 1998.
31. Ядерное общество России. // Заключение Центрального жюри конкурса проектов атомных станций малой мощности – АСММ. Принято на заседании Центрального жюри 8 апреля 1994 года. Москва, 1994.

ТЭС-3 – ПЕРВЕНЕЦ МАЛОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Ю.А. Сергеев ¹

ГНЦ РФ Физико-энергетический институт
им. акад. А.И. Лейпуновского

Первой атомной станцией малой мощности (АСММ), созданной в СССР, была передвижная АЭС с корпусным водо-водяным реактором, пущенная в эксплуатацию в ФЭИ в октябре 1961 года, – ТЭС-3.

Работы по ТЭС-3 явились первым опытом создания в стране АЭС с корпусными водо-водяными реакторами.

К моменту ее пуска она явилась третьей по счету АЭС в СССР после Первой АЭС в Обнинске и Сибирской АЭС, пущенной в декабре 1958 г. в Томске-7 (теперь г. Северск).

ВВЕДЕНИЕ

В апреле 1955 г. Е.П. Славский во время посещения Ленинградского Кировского завода (ЛКЗ) предложил дирекции завода и главному конструктору ОКБ ЛКЗ Н.М. Синеву разработать и изготовить небольшую транспортабельную (или передвижную) атомную электростанцию, которая могла бы обеспечить электроэнергией потребителей, расположенных в труднодоступных северных районах страны. Головной образец АЭС А.П. Славский предложил продемонстрировать на Всемирной промышленной выставке в Брюсселе в 1958 году.

ЛКЗ со своими конструкторскими бюро был назначен головным разработчиком и изготовителем, а ФЭИ – научным руководителем работ по созданию этой АЭС.

¹ Сергеев Юрий Анатольевич – научный руководитель работ по ТЭС-3

На первых порах эти работы были нацелены на создание атомных энергопоездов, то есть АЭС с размещением оборудования на железнодорожных платформах. Совместно с Брянским паровозостроительным заводом (БПЗ) были выполнены проектно-конструкторские проработки двух вариантов атомного энергопоезда мощностью 4000 кВт(эл) с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором:

1. ТЭС-1 — по двухконтурной схеме с использованием паротурбинной части энергопоезда «1ЭП» БПЗ.
2. ТЭС-2 — по одноконтурной схеме с газотурбинной установкой.

Наряду с этим к середине 1956 г. в лаборатории «В» (ФЭИ), ОКБ ЛКЗ (ЦКБМ), ЛИП АН СССР (РНЦ «Курчатовский институт») и в ОКБ завода № 92 (ОКБМ) были выполнены предварительные проработки передвижных АЭС мощностью 1000—1500 кВт(эл):

В РНЦ КИ и ОКБМ под руководством С.М. Фейнберга был рассмотрен вариант с водо — водяным реактором на промежуточных нейтронах (по типу созданного впоследствии в НИИАР высокопоточного исследовательского реактора СМ-2).

В ФЭИ были рассмотрены [1]:

- а) водо-водяной реактор на тепловых нейтронах (исполнители Д.Л. Бродер, Ю.А. Сергеев);
- б) реактор на промежуточных нейтронах с теплоносителем свинец-висмут (исполнители Б.Ф. Громов, В.А. Кузнецов);
- в) реактор на быстрых нейтронах с ртутью в качестве теплоносителя (исполнители Э.А. Стумбур, В.И. Кухтевич, Ю.И. Орлов, Д.В. Панкратов, С.П. Сазонов, П.А. Ушаков);
- г) реактор на быстрых нейтронах с теплоносителем натрий-калий (исполнители М.С. Пинхасик, Б.С. Шихов, В.И. Николаев).

Эти проработки, а также проработки по ТЭС-1 и ТЭС-2, рассмотрены в октябре 1956 г. на совещании в Министерстве, решение которого, утвержденное Е.П. Славским, предусматривало в качестве основного варианта разработку в ОКБ ЛКЗ передвижной АЭС с водо-водяным реактором на тепловых нейтронах, электрической мощностью 1500 кВт, размещенной на танковых платформах, с параллельной проработкой в ОКБ ЛКЗ варианта быстрого реактора с ртутным охлаждением и в ФЭИ варианта со свинцом - висмутом. Научное руководство возлагалось на ФЭИ [2].

В это же время было подготовлено и 4 октября 1956 г. вышло первое постановление Совета Министров СССР о работах по АЭС малой мощности [3]. Для обеспечения выполнения этих работ Е.П. Славским, с учетом решения совещания [2], издан соответствующий приказ по министерству [4].

В соответствии с этим приказом ОКБ ЛКЗ и ФЭИ подготовили и в декабре 1956 г. выдали проектные соображения по передвижной АЭС с водо-водяным реактором, которая получила наименование ТЭС-3 [5, 6]. На основании этих материалов в конце 1956 г. ОКБ ЛКЗ и ФЭИ подготовили техническое задание на разработку эскизного проекта ТЭС-3. В марте 1957 г. уже был готов эскизный проект, а в апреле 1957 г. выдано техническое задание на проектирование рабочей площадки для размещения и эксплуатации ТЭС-3 в ФЭИ. Генеральным проектировщиком площадки назначен Ленинградский проектный институт (ЛПИ, теперь ВНИПИЭТ).

Сразу же после рассмотрения и утверждения эскизного проекта ТЭС-3 ОКБ ЛКЗ и ФЭИ перешли к разработке технико-рабочего проекта. При этом был использован метод скоростного параллельного проектирования (с одновременным изготовлением отдельного оборудования, например, поковок для корпуса и крышки реактора и т. п.).

Наряду с этим, ускорению работ в очень большой степени способствовало то, что в максимальной степени использовалось оборудование, схемные решения и другие решения, разработанные к тому времени для установок типа ВМ и ледокола «Ленин». Это в значительной степени сокращало сроки проектирования, хотя с другой стороны это явилось определенным препятствием к выбору решений, оптимальных для установки.

ТЭС-3 как атомной электростанции (вопросы естественной циркуляции теплоносителя, длительности кампании, ресурсов парогенератора и корпуса реактора и т. п.). В основу проекта реакторной установки ТЭС-3 была положена общая научно-техническая идеология реактора ВМ, разработанного к тому времени для транспортных энергетических установок.

При этом в конструкцию реакторной установки ТЭС-3 был внесен ряд новых решений: одноходовый поток теплоносителя через активную зону, кольцевые (трубчатые) ТВЭЛы заливного типа, паровой компенсатор объема и др.

В качестве топливной композиции был принят интерметаллид UAl_3 , залитый силумином. Топливные сборки в виде двух коаксиально расположенных колец с этой топливной композицией были специально разработаны для ТЭС-3 по заданию ФЭИ [7] во ВНИИНМ, [8], а работа ТЭС-3 с этой топливной загрузкой явилась первым массовым их использованием и испытанием [9].

Парогенератор был принят по конструкции такого же типа, как парогенератор, разработанный в СКБК Балтийского завода (г. Ленинград, главный конструктор Г.А. Гасанов) для транспортных установок. Для ТЭС-3 были изготовлены парогенераторы уменьшенных габаритов и паропроизводительности, получившие название ПГ-5.

Компенсатор объема был принят с небольшими переделками таким же, как для ледокола «Ленин», то есть парового типа с электронагревателями. Циркуляционные насосы первого контура были использованы также типовые, разработанные к тому времени в ОКБ ЛКЗ (главный конструктор Н.М. Синев, ведущий конструктор П.М. Удовиченко) для транспортных установок.

Выбор мощности станции, равной 1500 кВт(эл) также в значительной степени определился имеющимся «заделом» по турбинам и генераторам. Так, еще решением [2] было предложено для ТЭС-3 использовать турбогенератор, разработанный к тому времени в СКБ ЛКЗ.

Гусеничными платформами, на которых было размещено оборудование ТЭС-3, явились незначительно измененные (удлиненные) шасси тяжелых танков, выпускавшихся в то время Ленинградским Кировским заводом по проекту ОКБТ ЛКЗ.

Довольно долго обсуждался вопрос о целесообразности установки ходовых двигателей на гусеничные транспортеры. В принципе, без ходовых двигателей все оборудование станции ТЭС-3 можно было разместить на трех транспортерах, но тогда потребовалась бы разработка и изготовление специальных тягачей для их буксировки. В конце концов решено было транспортеры сделать самоходными, для чего они были снабжены ходовыми дизелями с соответствующей трансмиссией, средствами управления, системой запуска и топливными баками. При этом оборудование станции удалось разместить на четырех самоходах, в том числе на четвертом самоходе установлен электрогенератор, имеющий привод через специальную гидромфту от ходового дизеля, выполняющий роль пускового и резервного источника электропитания собственных нужд АЭС.

Для обеспечения полной автономности станции и независимости ее от источника охлаждающей воды был проработан вариант с воздушным холодильником, который размещался еще на одном, пятом самоходе. Однако этот вариант не был реализован в металле.

Работы по созданию ТЭС-3 приняли особо интенсивный характер после выхода Постановления Совмина СССР о строительстве ТЭС-3 [10].

Основные этапы создания и эксплуатации ТЭС-3:

10 января 1957 г.	— выдано техническое задание на проектирование;
март 1957 г.	— выполнен эскизный проект;
декабрь 1958 г.	— разработан, рассмотрен и одобрен техно-рабочий проект;
декабрь 1959 г.	— изготовлено нестандартное оборудование;
март 1960 г.	— оборудование смонтировано на гусеничных самоходных (танковых) платформах и подготовлено к заводским испытаниям на ЛКЗ (без загрузки топлива);
июнь 1960 г.	— на ЛКЗ завершены комплексные заводские испытания;
август 1960 г.	— станция доставлена в ФЭИ;
май 1961 г.	
10 октября 1964 г.	— закончен монтаж межсамоходных коммуникаций и другие работы по размещению ТЭС-3 на площадке ФЭИ, начаты работы по физическому пуску реактора;
7 июня 1961 г.	— реактор достиг критичности;
13 октября 1961 г.	— осуществлен энергетический пуск станции;
16 августа	— после выработки 210 эф. суток (проектная кампания) станция остановлена для ремонтных работ и замены пяти каналов СУЗ на рабочие каналы с целью продления длительности первой кампании;
18 июля 1965 г.	— станция отработала первую кампанию
5 мая 1966 г.	(250 эф. сут);
20 апреля август	— произведена выгрузка топлива (рабочих каналов) и каналов СУЗ из реактора;
август 1966 г.	— станция переведена в стояночный режим с консервацией первого контура;
1969 г.	— проведена полная консервация станции.

В 1984 – 1985 гг. проведена ревизия турбины, и самоход с турбиной отправлен на Камчатку в распоряжение геолого-разведочной экспедиции, производящей работы на Мутновском геотермальном месторождении. Остальные три самохода находятся на промплощадке № 2 ФЭИ.

ОСНОВНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ, ИДЕИ И РЕШЕНИЯ, ПОЛОЖЕННЫЕ В ОСНОВУ ПРОЕКТА РЕАКТОРА И АЭС

Исходя из целевой установки на создание АЭС для эксплуатации в отдельных и труднодоступных районах страны (а это преимущественно районы Крайнего Севера) были сформулированы требования, положенные в основу создания ТЭС-3. Наряду с требованиями по безопасности и надежности главные требования были направлены на обеспечение максимально возможного облегчения и удешевления сооружения АЭС и ее эксплуатации в экстремально сложных природно-климатических условиях Крайнего Севера. Сюда относятся:

- создание станции с максимально достижимой степенью заводской готовности, то есть требующей минимального объема, сроков и стоимости работ по ее размещению на месте эксплуатации;
- использование реально освоенной технологии транспортировки оборудования и строительных конструкций с завода — изготовителя к месту размещения (эксплуатации) АЭС;
- возможность перемещения станции (включая реактор) на новое место эксплуатации;
- работа станции как в автономных условиях, так и совместно с другими электрогенерирующими установками.

Предварительные проработки по атомным станциям малой мощности [1, 2], рассмотрение и анализ других работ в области реакторостроения позволили сформировать круг проектно-конструкторских, научно-физических, организационных и других идей и решений, путем реализации которых создавалась установка ТЭС-3.

А именно:

- Установка ТЭС-3 должна быть паротурбинной атомной электростанцией с двухконтурной схемой получения водяного пара, что является предпосылкой обеспечения хороших показателей по радиационной безопасности.
- Источником энергии является малогабаритный корпусной ядерный реактор водо-водяного типа, опирающийся на технологию водного теплоносителя, наиболее освоенную к тому времени.
- Все основное оборудование ТЭС-3 размещается на гусеничных самоходных танковых платформах, обладающих высокой степенью проходимости в условиях бездорожья.
- Энергосамоходы имеют утепленные кузова вагонного типа, позволяющие эксплуатировать ТЭС-3 в условиях Крайнего Севера без сооружения специальных зданий и сооружений.

- Энергосамоходы должны иметь транспортные массогабаритные показатели, удовлетворяющие габариту 1В МПС СССР (при негабаритности не более 1 степени), что позволяет их перевозить по железным дорогам практически без ограничений.
- Активная зона реактора должна быть набрана из топливных сборок и поглощающих стержней СУЗ, конструкцию которых должна позволять устанавливать и извлекать их через отверстия в крышке реактора, то есть без снятия крышки, в полевых условиях с помощью перегрузочного контейнера и мобильного подъемного крана на пневматическом или гусеничном ходу.

Кроме этого, для обеспечения создания ТЭС-3 в сжатые сроки были реализованы важные организационно-технические решения и принципы:

1. В максимальной мере изучен и использован опыт выполнявших-ся в то время в СССР работ по созданию первых ядерно-энергетических установок транспортного назначения (для подводной лодки и ледокола «Ленин»), включая использование на ТЭС-3 разработанных для них ряда узлов оборудования, систем, приборов и т. д.
2. ОКБ ЛКЗ не только выполнило основные конструкторские работы и работы по проектированию станции, но кроме этого взяло на себя полностью всю организационную работу по связям и взаимодействию с другими исполнителями проектно-конструкторских и исследовательских работ, то есть фактически приняло на себя функции не только главного конструктора реакторной установки, но и генерального проектировщика станции. Общее число смежников по конструкторским и проектным работам составило около 20 организаций.
3. Завод (ЛКЗ) принял на себя функции генерального подрядчика — исполнителя работ по изготовлению и комплектации оборудования, сборке и комплексным заводским испытаниям станции, а также по шеф-монтажу на площадке ТЭС-3 в ФЭИ. Общее число поставщиков нестандартного и стандартного оборудования, аппаратуры, приборов, кабельной и другой продукции составило около 100 предприятий. В части проектно-конструкторских работ кроме ОКБ ЛКЗ (начальник — главный конструктор Н.М. Синев) участвовали СКБ ЛКЗ (турбинное бюро, начальник А.Х. Старостенко, главный конструктор турбины В.Е. Соловей) и ОКБТ ЛКЗ (танковое бюро, начальник Ж.Я. Котин, руководитель разработки платформ ТЭС-3 А.С. Ермолаев).

4. Работы по созданию ТЭС-3 производились фактически бесстадийно: разработка технического проекта и рабочих чертежей начиналась до рассмотрения и утверждения предыдущих стадий проектирования, изготовление оборудования с длительным производственным циклом велось параллельно с разработкой технического и рабочего проектов (например, изготовление поковок для корпусных конструкций и т. п.).
5. В работах по монтажу оборудования на энергосамоходах и в комплексных заводских испытаниях на ЛКЗ около 6 месяцев непосредственно и непрерывно участвовала группа из 12 специалистов ФЭИ — основной состав будущего эксплуатационного персонала ТЭС-3 во главе с заместителем главного инженера Первой АЭС Г.В. Мерзликиным. Это сыграло весьма положительную роль как с точки зрения улучшения качества монтажных и прочих работ на ЛКЗ, так и в ФЭИ при монтажных, пусконаладочных работах и при эксплуатации ТЭС-3, поскольку персонал ТЭС-3 был заранее в деталях знаком с оборудованием, схемами, системами и прочими компонентами ТЭС-3.

ОСНОВНЫЕ ВОПРОСЫ, РЕШЕННЫЕ В ПРОЦЕССЕ СОЗДАНИЯ ТЭС-3

Как сказано выше, при проектировании ТЭС-3 использованы: опыт эксплуатации АМ — реактора Первой в мире АЭС, опыт создания в ФЭИ стенда 27/ВМ, который к началу работ над ТЭС-3 был единственной в стране действующей (с 1956 г.) атомной энергетической установкой с водо-водяным реактором [11], опыт проектирования АЭУ ледокола «Ленин», спущенного на воду 5 декабря 1957 года и вошедшего в состав флота в декабре 1959 года, а также немногочисленная, доступная в то время, зарубежная информация.

Однако все это было далеко недостаточным, учитывая специфику задачи по созданию ТЭС-3. Отсутствовали надежные методы физического расчета особо малогабаритного водо-водяного реактора, жестко лимитированной по массе и размерам биологической защиты, недостаточными были сведения по критическим тепловым нагрузкам твэлов, по их живучести при глубоких выгораниях, по поведению реактора и станции в целом в переходных режимах (то есть по динамике) и по ряду других вопросов.

Все это потребовало разработки соответствующих методов расчета и выполнения в ходе проектирования и сооружения ТЭС-3 большого объема научно-исследовательских расчетно-экспериментальных

работ, которые были выполнены, главным образом в ФЭИ (под руководством А.К. Красина) и в ОКБ ЛКЗ (под руководством Н.М. Синева).

Работы, выполненные в ФЭИ

Физика реактора

Прежде всего следует отметить большой комплекс работ по расчетно-экспериментальному исследованию нейтронно-физических характеристик и определению основных конструктивных параметров активной зоны реактора с проверкой правильности физических расчетов на трех последовательно сооруженных физических стендах – критсборках: холодных ТЭС-3Ф и ТЭС-3Ф-2, и на горячем стенде ТЭС-3Ф-Г (руководители Ю.А. Сергеев и И.Г. Морозов) [12, 16].

Биологическая защита

Оригинальной является идеология и соответственно конструкция биологической защиты ТЭС-3. Для того, чтобы обеспечить надежную защиту от проникающих излучений и вместе с тем удовлетворить требования транспортабельности станции, биологическая защита ТЭС-3 состоит из двух функциональных и соответственно конструктивных частей.

1. В пределах реакторного энергосамохода размещена транспортируемая защита, предназначенная, в основном, для снижения до допустимого уровня излучения остановленного реактора в случаях перебазировки ТЭС-3 на новое место работы без выгрузки твэлов из активной зоны. Для этого реактор помещен в свинцовый «стакан», который непосредственно, без какого-либо покрытия, помещен в бак, заполняемый водой. Вода служит, в основном, для резкого снижения активации нейтронами при работе реактора внешней стенки бака биозащиты, кузова, рамы, ходовой части и прочих металлоконструкций реакторного энергосамохода. После остановки реактора перед перебазировкой станции эта вода из бака сливается, чем существенно уменьшается транспортная масса энергосамохода практически без снижения эффективности биозащиты.

2. Стационарная биозащита выполняется из местных (грунт) и/или привозных (железобетон и др.) материалов в виде бокса, насыпи и т.п. устройств, в которых размещается первый и второй энергосамоходы, несущие на себе оборудование и коммуникации первого (активного) контура. Эта часть защиты является

основной компонентной, снижающей до допустимого уровня излучение от реактора и прочего оборудования первого контура при работе ТЭС-3 на энергетических уровнях мощности.

Физическая идеология защиты, а также основные расчеты и экспериментальная проверка транспортируемой части биологической защиты были разработаны и выполнены в ФЭИ (руководитель Д.Л. Бродер) [17, 18], при активном участии сотрудника ОКБ ЛКЗ Г.А. Лисочкина. Также следует отметить работу ЛКЗ по отливке достаточно массивного и сложного по конфигурации свинцового «станкана». Для этого заводу пришлось освоить новую для него технологию крупногабаритного свинцового литья (отв. М.А. Сюткина).

Тепловыделяющий элемент

В реакторе ТЭС-3 использованы твэлы с крупной интерметаллида (алюминита) урана, пропитанной легкоплавким сплавом типа силумин, то есть твэлы дисперсионного типа. Решение об использовании такой топливной композиции принято на совещании в ФЭИ у А.К. Красина 24.01.1957 совместно с представителями ВНИИНМ А.Г. Самойловым и И.С. Головинным и явилось логическим следствием работ, проводившихся в ФЭИ под руководством В.А. Малых по разработке твэлов для реактора АМ Первой АЭС, а затем твэлов типа В-200 для реактора стенда 27/ВМ.

Анализ имевшихся к тому времени положительных результатов работы твэлов в реакторе АМ и других работ по созданию твэлов для водоохлаждаемых транспортных реакторов привел ФЭИ и ВНИИНМ к указанному выше решению об использовании в ТЭС-3 твэлов «заливного» (дисперсионного) типа, получивших название твэлов ТЭС-3К (конструктивно это были твэлы кольцевой формы в поперечном сечении) [7, 8].

Особо следует отметить, что принятое впервые для ТЭС-3 решение об использовании дисперсионных твэлов было признано перспективным и стало типовым для водо-водяных реакторов транспортного назначения.

В процессе разработки твэлов в крайне сжатые сроки выполнялись работы по расчетно-экспериментальному обоснованию, отработке конструкции и проверке работоспособности твэлов и рабочих каналов в целом. Эта работа шла при тесном и оперативном взаимодействии ВНИИНМ, ФЭИ, ОКБ ЛКЗ и завода-изготовителя твэлов (сейчас АООТ «Машиностроительный завод», г. Электросталь).

В ФЭИ эти работы выполнялись под руководством В.А. Малыха, Б.А. Зенкевича и А.Н. Григорьянца.

Основные выполненные работы:

1. Разработка конструкции и отработка технологии изготовления твэлов.

Были изготовлены:

- три полномасштабных твэла, для испытаний в реакторе АМ [7],
- 10 шт. твэлов заводской опытной партии,
- комплект твэлов для физических стендов ФЭИ,
- штатная партия для первой загрузки реактора ТЭС-3 [19].

2. Расчетно-экспериментальные работы по определению теплогидравлических характеристик твэлов и рабочих каналов. При этом теплогидравлические расчеты выполнялись параллельно и независимо: в ФЭИ (отв. В.А. Жильцов) [20, 21], во ВНИИНМ (отв. В.С. Фураев) [22] и в ОКБ ЛКЗ (отв. А.П. Котов) [23].

Следует отметить, что на базе этих расчетов была осуществлена разработка и внедрение оригинальной конструкции дроссельных шайб винтового типа, впервые успешно использованных в твэлах ТЭС-3К [24].

Определение критических тепловых потоков для твэлов ТЭС-3. Эта работа была выполнена в ФЭИ в лаборатории Б.А. Зенкевича [25].

3. Испытания в реакторе АМ (отв. В.А. Жильцов) трех полномасштабных твэлов ТЭС-3К, изготовленных по ВНИИНМ. Показана надежная устойчивая работа твэлов не только в штатных условиях охлаждения некипящей водой, но и в режимах с кипением воды при массовом паросодержании на выходе из твэлов до 36 % [26]. Результаты эксплуатации реактора ТЭС-3 подтвердили высокую надежность твэлов: за весь период эксплуатации реактора ТЭС-3 на энергетических уровнях мощности с 13.10.1961 г. до 18.07.1965 г. (~ 13000 часов) не было ни одного выхода твэлов из строя.

Изучение динамических характеристик

Путем имитации нестационарных процессов на аналоговой ЭВМ «Байкал» рассмотрены вероятные при эксплуатации ТЭС-3 переходные режимы. Получены необходимые при проектировании динамические характеристики (рук. Ю.И. Орехов, И.И. Сидорова) [27].

Фото-нейтронный источник из окиси бериллия

Расчетное обоснование эффективности применения, разработка конструкции и технологии производства, изготовление фотонейтронных источников из окиси бериллия в виде подвесок к поглощающим стержням СУЗ (рук. Ю.А. Сергеев и Ж.И. Иевлева).

Работы, выполненные в ОКБ ЛКЗ

ОКБ ЛКЗ выполнило следующие основные работы опытно-исследовательского характера:

- Изучение характеристик и испытания парового компенсатора объема первого контура.
- Испытание и отработка на стендах в рабочих условиях приводов СУЗ (четыре типа приводов).
- Испытание и отработка системы автономного теплоотвода.
- Испытание и отработка лабиринтного уплотнения рабочих каналов и байонетного уплотнения каналов в крышке реактора.
- Исследование напряженного состояния корпуса реактора путем тензометрирования.
- Исследование динамических характеристик ТЭС-3 на специальном модельно-динамическом стенде.
- Разработка технологии крупногабаритного свинцового литья для изготовления биологической защиты реактора.
- Комплексные заводские испытания ТЭС-3 перед отправкой ее в ФЭИ.

ОПИСАНИЕ И ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТЭС-3

Практически все оборудование ТЭС-3 (общей массой 204 тонны) удалось разместить на четырех гусеничных танковых платформах, оснащенных ходовыми дизелями. Самоходы содержат:

- **первый:** реактор с транспортируемой биологической защитой и воздушный радиатор для снятия остаточного тепловыделения реактора;
- **второй:** осталось оборудование первого контура (парогенераторы, компенсатор объема, главный, вспомогательный и резервный циркуляционные насосы), а также узел подпитки первого контура и питательные насосы второго контура;
- **третий:** турбогенератор с оборудованием конденсатно-питательного тракта, масляной системы и др.;
- **четвертый:** пульт и главный щит со средствами пуска, остановки и управления станцией, а также электрооборудование обеспечения собственных нужд станции с пусковым дизель-генератором² и аккумуляторными батареями.

² В качестве пускового дизель-генератора использован ходовой дизель четвертого самохода, соединяемый с электрогенератором через размыкаемую муфту

Вне самохода транспортировались и устанавливались на площадке станции:

- внешнее высоковольтное распределительное устройство;
- щитовой домик с жилыми помещениями, электрическим щитом связи с внешними потребителями электроэнергии и трансформатором собственных нужд;
- фильтры системы очистки воды первого контура и монжюс для сбора активных вод с последующей передачей их на переработку в заглубленных в землю шахтах.

Наиболее важные характеристики ТЭС-3 приведены ниже в таблице.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Общая оценка основных результатов эксплуатации

За весь период эксплуатации ТЭС-3 на энергетических режимах с 13.10.1961 по 18.07.1965 станция проработала на различных уровнях мощности около 13000 часов, выработав 250 эффективных суток, с коэффициентом использования установленной мощности (КИУМ), равным 0,46. Это является весьма высоким показателем, учитывая сугубо опытный (экспериментальный) характер эксплуатации этой установки. В силу этого в ходе эксплуатации имели место неоднократные плановые остановки станции, связанные с подготовкой и проведением экспериментов, а также для профилактического обслуживания оборудования.

Ряд остановок был вызван выходом из строя оборудования и необходимостью его замены.

Общий итог работы оборудования, систем и установки ТЭС-3 в целом следует считать весьма удовлетворительным. Особо нужно отметить надежную работу твэлов и отсутствие за все время эксплуатации каких-либо аварий с нарушением пределов радиационной безопасности [28, 29].

Основными нарушениями в работе оборудования были:

1. Нарушение герметичности рубашки ротора электродвигателя главного циркуляционного насоса первого контура, что потребовало длительной остановки ТЭС-3 для замены ГЦЭНПК на новый. Поэтому на ЛКЗ было сразу начато изготовление второго ГЦЭНПК, свободного от обнаруженных конструктивных недостатков первого образца. Второй насос обеспечил дальнейшую бесперебойную работу станции на всех режимах.

Характеристики ТЭС-3

Наименование характеристики	Значение
Электрическая мощность, кВт:	
установленная (на клеммах генератора)	1500
полезная (отпускаемая внешним потребителям)	1100
Тепловая мощность реактора, кВт:	
номинальная (проектная)	11000
при полной нагрузке генератора и работе АЭС с травлением пара через ДУУ в конденсатор турбины	9500
то же, но без травления пара в конденсатор	8800
Коэффициент полезного действия	
(при работе без травления пара в конденсатор), %:	
брутто	17,0
нетто	12,5
Длительность кампании, сутки:	
проектная	210
фактически достигнутая после замены пяти каналов СУЗ на рабочие каналы	250
Активная зона реактора:	
высота, мм	600
диаметр (эквивалентный), мм	680
полное число каналов, шт.	85
число рабочих каналов, шт.	74
число каналов СУЗ, шт.	11
обогащение урана, %	36,0
загрузка урана-235, кг	17,0
максимальная тепловая нагрузка твэл, ккал/м ² ·ч	1,3·10 ⁶
средняя теплонпряженность активной Зоны, кВт/л	33,4
Параметры теплоносителя первого контура:	
давление, кг/см ²	130
расход, т/ч	320
температура на входе в реактор, °С	275
температура на выходе из реактора, °С	300
Параметры теплоносителя второго контура:	
расход пара, т/ч	14
давление пара на выходе из парогенератора, кг/см ²	20
температура пара на выходе из парогенератора, °С	280
давление в конденсаторе, кг/см ²	0,13
температура конденсатора (питательной воды), °С	50
Массовые показатели, т:	
оборудования, размещенного на энергосамоходах	204
транспортируемой защиты	28,5
полная транспортная масса (вместе с платформами)	348

2. Две остановки станции по причине выхода из строя агрегата надежного электропитания собственных нужд станции.
3. Ряд непродолжительных остановок, обусловленных мелкими дефектами отдельного оборудования.
4. В конце кампании вышла из строя, по причине разгерметизации трубной системы, две из трех секций парогенератора (тип ПГ-5, разработка СКБ-189 Балтийского завода, руководитель Г.А. Гасанов). Однако необходимо подчеркнуть, что при этом почти вдвое был перекрыт гарантированный Балтийским заводом ресурс, то есть этот выход из строя секций парогенератора не был непредвиденным и его нельзя считать аварийным.

Кроме этих случаев работа остального оборудования первого и второго контура не вызвала нареканий, включая реактор, компенсатор объема первого контура, а также паротурбинную установку и электрогенератор.

Удачной и надежной оказалась конструкция уплотнения рабочих каналов и каналов СУЗ в крышке реактора с помощью специальных байонетных уплотнений. Надежной оказалась конструкция поглощающих органов СУЗ и их приводов.

Работа по совершенствованию станции

Во время эксплуатации ТЭС-3 осуществлен ряд работ по усовершенствованию технологической схемы и некоторых систем станции с целью повышения надежности и безопасности ТЭС-3 и упрощения ее эксплуатации в условиях автономной работы. К основным работам этого характера относятся:

- разработка и сооружение автономного контура охлаждения оборудования первого контура и водяной биологической защиты;
- разработка и сооружение системы аварийного расхолаживания реактора на случай разрыва главного циркуляционного трубопровода первого контура;
- установка механического фильтра для очистки воды первого контура;
- установка второго (резервного) агрегата надежного электропитания собственных нужд станции;
- установка дополнительной биологической защиты на циркуляционные насосы первого контура и с наружной стороны водяного бака биологической защиты.

Экспериментальные работы

По характеру и цели создания ТЭС-3 явилась демонстрационно-экспериментальной установкой. Поэтому естественно, что на ней уделялось очень большое внимание проведению экспериментальных работ. Соответствующая программа экспериментальных работ была разработана еще до начала эксплуатации станции [30]. Выполнение экспериментов по определению физических, теплогидравлических и других эксплуатационных характеристик реактора и станции в целом было одной из главных задач эксплуатации ТЭС-3. Целью этих работ было:

- определение действительных значений различных важных параметров установки и сравнение их с проектными показателями;
- изучение возможностей реализации и отработка режимов работы, повышающих безопасность и надежность станции;
- получение данных для разработок следующих поколений атомных станций малой мощности.

Во время физического пуска реактора и на первом этапе эксплуатации проводились измерения и эксперименты по изучению физических и теплогидравлических характеристик реактора [28, 31, 32]. Показано весьма удовлетворительное совпадение реальных значений с расчетными (проектными). Это создало необходимые предпосылки для дальнейшего более углубленного изучения установки и постановки серии специальных экспериментов [28, 29, 33]. К таким прежде всего относятся:

- изучение работы реактора на различных режимах в условиях саморегулирования мощности за счет отрицательного температурного эффекта реактивности;
- использование раствора борной кислоты в биологической защите;
- изучение эффективности фотонейтронных источников;
- изучение показателей водно-химического режима первого и второго контуров;
- изучение температурного режима работы наиболее напряженного экрана тепловой защиты корпуса реактора.

Работа ТЭС-3 в режиме саморегулирования

Наиболее интересным и важным экспериментом следует считать исследования длительной работы установки в режиме саморегулирования мощности и самокомпенсации реактивности при отключенных автоматических регуляторах (АР), с воздействием на реактор только со стороны второго контура путем изменения расхода питательной

воды, подаваемой в парогенератор. При этом компенсация эффектов выгорания и отравления осуществлялась только за счет отрицательного температурного эффекта реактивности.

В режиме саморегулирования ТЭС-3 эксплуатировалась в широком диапазоне мощности: от уровня обеспечения собственных нужд до номинальной электрической нагрузки и при единовременных набросах мощности до 35 % номинала. При этом полное время стабилизации установки на новом уровне мощности не превышало трех минут и практически не зависело от абсолютной величины возмущения.

Эксплуатация ТЭС-3 в режиме самокомпенсации реактивности проводилась при длительной (~ 20 суток) работе установки с отключенными АР на мощности, равной 50 % номинала. Длительность такой работы определялась разрешенным диапазоном работы турбины ТЭС-3 на скользящих параметрах пара.

Результаты уверенной, надежной и безопасной эксплуатации ТЭС-3 в режиме саморегулирования мощности и самокомпенсации реактивности явились одним из краеугольных камней, положенных в дальнейшем в основание концепции реакторов типа АБВ.

Использование борной кислоты в биологической защите

Было очевидно, что эффективность биологической защиты ТЭС-3 может быть увеличена, если воду в баке биологической защиты заменить на водный раствор борной кислоты. Поэтому опробована возможность работы ТЭС-3 с концентрацией борной кислоты в воде до 3,5 % массовых. Измерения показали, что эффективность защиты по гамма-излучению увеличилась при этом почти в 10 раз, а по нейтронам обеспечивалась практически полная защита.

Два фактора могли препятствовать использованию борной кислоты при длительной эксплуатации ТЭС-3:

- увеличение радиолитического распада воды в баке биозащиты за счет альфа-излучения, возникающего при захвате нейтронов ядрами бора-10;
- коррозия свинца, поскольку свинцовый «стакан» не имеет покрытия со стороны, контактирующей с содержимым (вода и т. д.) бака биозащиты.

Однако эксплуатация показала, что:

- система вентиляции уверенно справляется с отводом радиолитических газов из бака биозащиты;
- скорость коррозии свинца осталась практически на том же весьма низком уровне, что и при контакте с чистой водой.

Эффективность фотонейтронного источника

Все шесть поглощающих стержней ручного регулирования ТЭС-3 имели в нижней части специальные подвески из окиси бериллия общей массой около 3 кг.

Это существенно облегчило процедуру и увеличило безопасность повторных пусков реактора в работу, поскольку ядра бериллия при взаимодействии с остаточным гамма-излучением испускают нейтроны. Практически, наличие бериллия в активной зоне позволило с помощью штатных датчиков и аппаратуры контролировать уровень нейтронного потока (мощности) начиная с подкритического состояния реактора.

Отработка водно-химического режима

На ТЭС-3 была проведена большая работа по выявлению и реализации оптимального водно-химического режима (ВХР) в первом и втором контурах, а также в баке биозащиты [28, 33]. Связывание свободного кислорода в воде контуров производилось за счет введения гидразингидрата. Наряду с поддержанием высокого значения показателя pH (до 9–10) это позволило значительно (до 3 мг/м² в сутки) снизить скорость коррозии. Благодаря этому был достигнут весьма интересный и практически важный результат: за весь период эксплуатации ТЭС-3 ни разу не пришлось включать в работу ионно-обменные фильтры.

Для очистки от нерастворимых примесей были использованы механические фильтры.

Регулярно проводимая промывка секций парогенератора по второму контуру позволила в значительной мере избавляться от хлоридов и, благодаря этому, удвоить время работы парогенератора по сравнению с ресурсом, назначенным заводом-изготовителем.

Исследования эксплуатационных режимов

Экспериментально опробованы и отработаны многие режимы работы ТЭС-3 и исследованы некоторые специально симитированные аварийные ситуации.

К таким работам относятся:

- пуск станции из холодного состояния в условиях полной автономии по электропитанию собственных нужд;

- длительная эксплуатация станции в полностью автономных условиях, то есть без связи с энергосистемой, в том числе с остановкой и расхолаживанием станции;
- подключение станции к системе Мосэнерго и длительная ее работа совместно с системой;
- отработка режимов пуска реактора из подкритического состояния после остановок различной продолжительности с использованием фотонейтронных бериллиевых источников.

ПРОЕКТ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ДЛЯ ВТОРОЙ КАМПАНИИ

Сразу после начала эксплуатации ТЭС-3 была начата работа по активной зоне для второй загрузки реактора, и в 1963 году ФЭИ вышел с предложением о разработке и изготовлении активной зоны для второй кампании ТЭС-3. Эти предложения предусматривали проверку ряда новых физико-технических идей и решений, позволяющих существенно улучшить эксплуатационные и экономические показатели ТЭС-3 и, в частности, почти вдвое (до 400 суток) увеличить длительность кампании. В 1964—1965 гг. были выполнены необходимые разработки и исследования, изготовлены новые приводы СУЗ и на 1966 год намечалось изготовление комплекта рабочих каналов для второй загрузки ТЭС-3.

В части нейтронно-физической предложения основывались на выявленных к тому времени возможностях существенного улучшения физико-технических и экономических показателей зоны и, в частности, системы компенсации реактивности (СУЗ) ТЭС-3 путем введения в зону заблокированного выгорающего поглотителя с большим сечением захвата нейтронов (гадолиния). На эту возможность впервые было указано в ФЭИ В.В. Орловым и Е.И. Гришаниным [34] и независимо от них в НИИ-9 А.С. Лукьяновым.

Кроме этого было решено использовать вторую загрузку ТЭС-3 для массового испытания ленточных твэлов реактора АБВ-1,5 и крестообразных твэлов, намечавшихся к использованию в реакторах транспортного назначения.

В январе 1964 г. утверждено техническое задание на проект второй зоны [35]. Разработан технический проект топливных сборок для этой зоны [36]. Заводом «А» (теперь Московский завод полиметаллов — МЗПМ) разработана конструкция, технология и изготовлен комплект поглощающих стержней (СВП) с окисью гадолиния. В ФЭИ в 1964 г. выполнены все необходимые физические расчеты [37, 38] и в 1965 г. эксперименты на стенде ТЭС-3Ф-Г [39].

Основные работы по второй зоне ТЭС-3:

В ОКБ ЛКЗ (в то время ОКБ-7) переработана конструкция стержней и приводов СУЗ (РР и АР). По предложению ФЭИ разработана, изготовлена и испытана система аварийного впрыска и дозированного медленного ввода борной кислоты в реактор.

При подготовке установки ТЭС-3 ко второй кампании на ЛКЗ изготовлены:

- штатный комплект приводов РР (4 шт.),
- штатный комплект приводов АР (2 шт.),
- опытный и штатный комплект устройства для медленного ввода и аварийного впрыска борной кислоты в первый контур,
- опытные экземпляры приводов АЗ-КС (2 шт.).

Демонтирован вышедший из строя парогенератор ПГ-5 и для его замены приобретены три секции парогенератора ПГ-13.

Разработана программа эксплуатации ТЭС-3 и второй загрузкой. В качестве основных задач намечены:

1. Массовое испытание новых типов ТВЭЛов (для АЭС «Север» и транспортных АЭУ).
2. Массовое испытание и изучение динамики выгорания, «обгорающих» стержней с гадолинием.
3. Проверка длительной работы ТЭС-3 с раствором борной кислоты в первом контуре, отработка способов введения и выведения борной кислоты, а также водно-химического режима первого контура.
4. Облучение материаловедческих образцов в «сухих» и «мокрых» каналах, размещаемых в центральных вытеснителях рабочих каналов.

В начале 1967 года программа второй кампании ТЭС-3 и результаты разработок второй зоны рассмотрены в Министерстве. Однако в связи с решением Министерства [40] о прекращении работ по малым АЭС с водо-водяными реакторами из-за отказа Министерства обороны СССР использовать АЭС типа «Север» с реакторами АБВ-1,5 дальнейшую эксплуатацию ТЭС-3 решено не продолжать и работы по подготовке ТЭС-3 ко второй кампании прекратить.

Основные исполнители разработки второй зоны ТЭС-3:

От ФЭИ:

В.В. Орлов, Е.И. Гришанин, Ю.А. Сергеев, Л.Ф. Еловская, И.П. Маркелов, Ю.И. Орехов, В.И. Матвеев, М.А. Малышева — физические расчеты реактора [37, 38].

И.Г. Морозов, Е.И. Инютин, В.И. Лепендин, Р.К. Гончаров, Е.А. Плаксин — физические эксперименты на критических сборках (стенды ТЭС-3-Ф-Г) [39].

От ОКБ ЛКЗ:

О.И. Блохин и А.Е. Попов — разработка рабочих каналов и зоны в целом.

М.И. Романов, Н.М. Иголкин — разработка системы ввода борной кислоты.

Минько, И. Старобин — разработка и модернизация приводов СУЗ.

От ВНИИНМ:

А.Г. Самойлов, И.С. Головнин, А.В. Позднякова, В.И. Агеев, Е.В. Коршунов, В.С. Волков, П.В. Морозов — разработка конструкции и технологии изготовления твэлов [36].

От МЗПМ:

В.Е. Меламед, И.Т. Никитин, А.А. Амаханов, О.А. Ипатов, Б.А. Кушунин, В.Б. Пономаренко — разработка конструкции и заводской технологии изготовления СВП.

ПРЕКРАЩЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ ТЭС-3

В 1966—1967 гг. в стране рядом организаций были выполнены поисковые работы и технико-экономические исследования по закачке горячей воды в нефтяные пласты для интенсификации добычи и увеличения коэффициента отдачи нефти пластом. Е.П. Славским принимается решение использовать ТЭС-3 в качестве опытной установки по производству горячей воды для этих целей. Намечен район опытной эксплуатации (Арланское месторождение в Башкирской АССР), выполнен проект перебазировки и размещения ТЭС-3 на новой площадке [41]. Принимается решение не монтировать новые секции парогенератора и не дожигать первую зону ТЭС-3, имевшую запас реактивности на ~50 суток, а произвести разгрузку реактора и подготовить ТЭС-3 к перебазировке на Арланское месторождение.

Разгрузка реактора ТЭС-3 была произведена в период с 20 апреля по 5 мая 1966 г. Эта операция была выполнена с помощью специально разработанных в составе проекта ТЭС-3 и изготовленных оборудования и приспособлений: защитного контейнера, наводящего координатного устройства, устанавливаемого на крышку реактора совместно с воронкой-ловителем контейнера, и 25-тонного автокрана. Весь процесс подготовительных работ и непосредственно работ по разгрузке был выполнен без каких-либо осложнений и в очень сжатые сроки, учитывая уникальность проводимой впервые работы такого рода, и праздничные дни, попавшие на период разгрузки. Тем самым была показана правильность принятых проектных решений,

надежность изготовленного оборудования и, главное, подтверждена практическая возможность выполнения работ по перезарядке реактора ТЭС-3 в полевых условиях, то есть в условиях, которые могли иметь место при работе ТЭС-3 на автономных площадках.

После разгрузки реактора начались подготовительные работы по перебазировке ТЭС-3, однако вскоре они были прекращены, решение об использовании ее на Арланском месторождении пересмотрено, намечена новая площадка в районе г. Грозного. После этого Министерство нефтедобывающей промышленности вообще отказалось от использования ТЭС-3.

После этого неоднократно поднимался вопрос о продолжении эксплуатации ТЭС-3 в ФЭИ, учитывая значительные работы, проведенные по подготовке ТЭС-3 ко второй кампании и большой круг важных исследований, которые намечалось выполнить на ТЭС-3 (испытания твэлов поддержаны руководством Главка, в связи с чем с августа 1966 года ТЭС-3 переводится в стояночный режим с консервацией первого контура и с периодической прокруткой турбины паром от ТЭЦ ФЭИ. Затем расформируется эксплуатационный персонал ТЭС-3, включая турбину.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Работы по ТЭС-3 явились первым в стране опытом создания атомной электростанции для нужд малой энергетики. Были получены ценные практические результаты, которые, в частности, легли в основу разработки концепции и проектов блочно-транспортабельных и плавучих атомных станций малой мощности с водо-водяными интегральными реакторами типа АБВ, а также ряда других проектов ядерно-энергетических установок (ВМ-8, ВМ-8М, В-7, «Памир-В» и др.), разрабатывавшихся под научным руководством ФЭИ.

Безусловно достойным сожалением фактом явилось прекращение в 1966 году эксплуатации ТЭС-3 — работоспособной установки, с помощью которой могли быть получены результаты, полезные для отечественного реакторостроения.

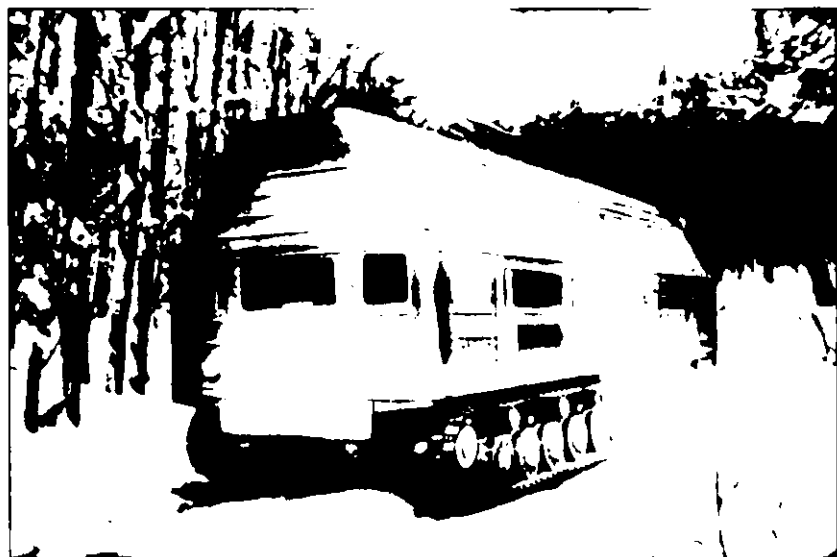
Опыт создания и эксплуатации ТЭС-3 освещен в докладе СССР на Третьей Международной конференции по мирному использованию атомной энергии [42] и в ряде других публикаций.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ:

1. Соображения и заключение Лаборатории «В» по передвижным АЭС.
2. Протокол совещания в ГУИАЭ по выбору типов реакторов для транспортируемых АЭС. Утвержден Е.П. Славским 20 октября 1956 г.
3. Постановление Советов Министров СССР от 4 октября 1956 г. № 1389-694 «О работах по АЭС малой мощности».
4. Приказ Е.П. Славского от 26 октября 1956 г. об организации работ по созданию атомных передвижных электростанций».
5. ОКБ ЛКЗ Проектные соображения по ТЭС-3, инв. № Лит. В-232, 1956.
6. Благоволин П.П., Наумов В.А., Сергеев Ю.А. Предварительные физические расчеты реакторов с водяным и газовым охлаждением, предназначенных для транспортируемой электростанции ТЭС-3. Отчет ФЭИ, 1956.
7. Техническое задание на разработку группового тепловыделяющего элемента для испытания в петле МА-ПВ. ФЭИ.
8. Отчет ВНИИНМ «Разработка конструкции и технологии изготовления группового твэлов для ТЭС-3». 1957.
9. Жильцов В.А., Иванов Ю.С., Мерзликин Г.В., Слюсарев П.Н., Ушаков Г.Н. Совместный отчет ФЭИ и ВНИИНМ, 1956.
10. Постановление Совета Министров СССР от 23 сентября 1957 г. № 1132-513 «О строительстве передвижной АЭС ТЭС-3».
11. Мормуль Н. Атомные уникальные стратегические. Записки испытания атомных подводных лодок. — Мурманск: Изд. ДОМ «999», 1997.
12. Бродер Д.Л., Дубовский Б.Г., Григорьянц А.Н., Красин А.К., Сергеев Ю.А. Физическая записка к эскизному проекту ТЭС-3 (расчеты реактора, эксперименты на физическом стенде ТЭС-3Ф-1). Отчет ФЭИ, 1957.
13. Красин А.К., Наумов В.А., Минашин М.Е., Орехов В.И., Орехов Ю.И., Румянцев Г.Я., Сергеев Ю.А. Физические расчеты реактора ТЭС-3 (к техническому проекту). Отчет ФЭИ, 1957.
14. Дубовский Б.Г. Красин А.К., Ланцов М.Н., Орехов Ю.И., Орехов В.И., Сергеев Ю.А. Предварительный отчет об экспериментах на физическом стенде ТЭС-3Ф-2. Отчет ФЭИ, 1958.
15. Ланцов М.Н., Красин А.К. «Физические эксперименты, проведенные в процессе проектирования реактора установки ТЭС-3». Отчет ФЭИ.
16. Орехов Ю.И., Шаншуров Г.А. Предварительный отчет по сравнению расчетных данных с экспериментами, проведенными на стенде ТЭС-3Ф-Г. Отчет ФЭИ, 1961.
17. Бродер Д.Л. и др. Пояснительная записка по физическому расчету биологической защиты ТЭС-1 и ТЭС-3. Отчет ФЭИ, 1956.
18. Бродер Д.Л., Кузьмин И.И. Экспериментальное исследование транспортируемой защиты ТЭС-3. Отчет ФЭИ, 1957.
19. Головин И.С., Самойлов А.Г., Ростовцев Ю.Б., Позднякова А.В., Фураев В.С. Разработка и внедрение на заводе № 12 технологии изготовления ТВЭ реактора ТЭС-3 и выпуск первой штатной партии. Отчет ВНИИНМ, 1960.

20. Жильцов В.А., Вознесенский Р.М. Тепловой расчет тепловыделяющих элементов реактора ТЭС-3. Отчет ФЭИ, 1956.
21. Жильцов В.А., Вознесенский Р.М. Гидравлический расчет первого контура установки ТЭС-3. Отчет ФЭИ, 1958.
22. Фураев В.С. Теплогидравлический расчет ТВЭ ТЭС-3. Отчет ВНИИНМ, 1956.
23. Котов А.П., Никитин В.П., Халкиопов Н.В., Чижевский К.Г. Тепловой расчет активной зоны реактора ТЭС-3. Отчет ОКБ ЛКЗ, 1958.
24. Фураев В.С. Применение дроссельных шайб в групповых ТВЭ кольцевого типа. Отчет ВНИИНМ, 1957.
25. Субботин В.И., Зенкевич Б.А., Судницын О.А., Кротов В.И., Песков О.Л. Критические тепловые нагрузки при вынужденной конвекции недогретой до кипения воды в трубках при давлении 140–220 ата. Статья в сборнике «Исследование теплоотдачи к пару и воде, кипящей в трубах при высоком давлении». — М.: Атомиздат, 1958.
26. Быковский В.С., Вознесенский Р.М., Жильцов В.А., Кочетков Л.А., Мерзликин Г.В., Сергеев Ю.А., Ушаков Г.Н. Отчет об испытаниях тепловыделяющих элементов для реактора ТЭС-3 в реакторе АЭС. Отчет ФЭИ.
27. Орехов Ю.И., Роднов Ю.В., Сидоров И.И., Трофимова Н.Н. Расчеты нестационарных режимов реактора ТЭС-3 в реакторе АЭС. Отчет ФЭИ, 1958.
28. Жильцов В.А., Мерзликин Г.В., Орехов Ю.И., Сергеев Ю.А. и др. Монтаж, пуск, эксплуатация и изучение характеристик атомной транспортируемой электростанции ТЭС-3 (август 1960 — октябрь 1963 г.). Отчет ФЭИ, 1963.
29. Жильцов В.А., Ключко Г.А., Кузнецов В.А., Мерзликин Г.В., Орехов Ю.И., Руденко В.М., Сергеев Ю.А., Соколов А.Ф., Сазонов В.К., Трегубов В.Б., Ушаков Г.Н. Отчет о работе атомной транспортируемой электростанции ТЭС-3 за 1964 год (ноябрь 1963 — декабрь 1964). Отчет ФЭИ, 1965.
30. Программа экспериментальных работ на установке ТЭС-3. ФЭИ, 1962.
31. Морозов И.Г., Сергеев Ю.А., Орехов Ю.И., Ланцов М.Н., Инютин Е.И., Гончаров Р.К., Лепендин В.И., Малышев В.Г., Пласкин Е.А., Сидоров Е.И., Быковский В.С., Малышев М.А., Бродер Д.Л., Турусова А.В., Кутузов А.А., Каюрин Ю.П., Жилкин А.С. Физический пуск ТЭС-3 (эксперименты и расчеты). Отчет ФЭИ, 1962.
32. Сергеев Ю.А., Вознесенский Р.М., Гушина Н.А., Покровский Ю.М. Радиационный разогрев экрана тепловой защиты корпуса реактора ТЭС-3. Статья в сборнике «Вопросы физика защиты реакторов», вып. 2. — М.: Атомиздат, 1966. с. 175–183.
33. Слюсарев П.Н. и др. Исследование химии воды I контура малогабаритной транспортируемой АЭС ТЭС-3. Отчет ФЭИ, 1965.
34. Гришанин Е.И., Орлов В.В. Самоэкранированные выгорающие поглотители с большим микроскопическим сечением поглощения в виде цилиндрических стерженьков. Отчет ФЭИ, 1963.

35. Техническое задание на разработку проекта активной зоны для второй загрузки реактора ТЭС-3. Утверждено ГКАЭ, исх. № АР-97 от 07.01.64.
36. Агеенков В.И., Волков В.С., Головнин И.С., Коршунов Е.В., Морозов П.В., Позднякова А.В., Самойлов А.Г. Разработка конструкции и технологии изготовления ТВЭ для реакторов спецназначения. Разработка конструкции и технологии изготовления ТВЭ крестообразного и ленточного профилей и кассетных сборок ТВЭ для второй загрузки активной зоны реактора ТЭС-3 (технический проект). Отчет ВНИИНМ, 1965.
37. Гришанин Е.И., Еловская Л.Ф., Казновская Т.К., Малышева М.А., Маркелов И.П., Орехов Ю.И., Орлов В.В., Самарская В.М., Сергеев Ю.А. Физические расчеты реактора ТЭС-3 с зоной ВМ-8У (вторая загрузка) к эскизному проекту. Отчет ФЭИ, 1964.
38. Гришанин Е.И., Еловская Л.Ф., Казновская Т.К., Малышева М.А., Маркелов И.П., Матвеев В.И., Орехов Ю.И., Орлов В.В., Самарская В.М., Сергеев Ю.А. «Физические расчеты реактора ТЭС-3 с зоной ВМ-8У (вторая загрузка) к техническому проекту. Отчет ФЭИ, 1964. Арх. № 1-1/с-нт-3663.
39. Гончаров Р.К., Инючин Е.И., Лепендин В.И., Морозов И.Г., Пласкин Е.А. Исследование активной зоны с гадолиниевыми выгорающими поглотителями. Часть I. Физические эксперименты на холодной критической сборке. Отчет ФЭИ, 1965.
Часть II. Температурный эффект реактивности. Отчет ФЭИ, 1965.
40. Решение о прекращении работ по АБВ-1.5 и об отмене приказа Министра № 090 от 19.05.65 о строительстве в ФЭИ опытной АЭС «Север-1». ГУ 16 ГКАЭ, исх. № АР-4846 от 15.08.67.
41. Проектное задание установки подогрева воды на Арланском месторождении (с ППУ ТЭС-3)». ЛПИ (ВНИПИЭТ) инв. № А-6-0235. Синев Н.М., Красин А.К., Бычков И.Ф., Блохин О.И., Бродер Д.Л., Габрусев В.Н., Дудников Ю.В., Жильцов В.А., Коптев М.А., Комаров А.Я., Котов А.П., Ланцов М.Н., Лисочкин Г.А., Мерзликин Г.В., Морозов И.Г., Орехов Ю.И., Сергеев Ю.А., Слюсарев П.Н., Ушаков Г.Н., Федоров Н.В., Черный В.Я., Шмелев В.М. Малогабаритная атомная электростанция ТЭС-3. Доклад № 310 на Третьей Международной конференции Организации Объединенных Наций по мировому использованию атомной энергии. 31 авг. – 9 сент. 1964 г. Женева. Труды конференции. Изд. ООН, Нью-Йорк, 1965, т. 6, с. 462–466.



СОЗДАНИЕ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ С ОРГАНИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Ю.В. Чечеткин¹

ГНЦ РФ Научно-исследовательский институт атомных реакторов

Разработка реактора с органическим теплоносителем инициировалась руководством ИАЭ им. И.В. Курчатова в середине 60-х годов. К этому времени были выполнены исследования по обоснованию применения органического теплоносителя в ядерных реакторах и построен первый экспериментальный реактор с органическим теплоносителем *ОМРЕ* (США).

Органические теплоносители обладают рядом привлекательных свойств:

- низкая активация самого теплоносителя;
- коррозионная пассивность по отношению к конструкционным материалам;
- низкое давление паров насыщения при значительной температуре. Эти свойства обусловили целый ряд достоинств ЯЭУ на органическом теплоносителе:
- низкое рабочее давление в первом контуре, не превышающее 0,8 МПа;
- отсутствие вскипания теплоносителя при гипотетической аварии с полным сбросом давления;
- возможность использования алюминиевых оболочек твэлов;
- использования распространенных конструкционных материалов и оборудования;

¹ Чечеткин Юрий Васильевич, заместитель Генерального директора ГНЦ РФ НИИАР, научный руководитель создания установки

- более низкие капиталовложения в реакторную часть станции;
- низкая активность жидких и газовых отходов;
- простота управления реактором и т. д.

Однако органическим теплоносителям присущи и недостатки:

- худшие по сравнению с водяным теплоносителем теплофизические свойства;
- радиационно-термическое разложение теплоносителя, сопровождающееся поликонденсацией продуктов разложения с последующим осаждением их на поверхности твэлов;
- возможность возникновения взрыво- и пожароопасной ситуации в помещениях при разгерметизации контура и пролива большого количества теплоносителя при отсутствии специальных мер предосторожности.

Концепция органического реактора для малой электростанции была выбрана с ориентацией на получение опыта эксплуатации, накопление информации, необходимой для проектирования и конструирования таких установок, оценки экономической целесообразности.

Созданная для этой цели в Научно-исследовательском институте атомных реакторов (НИИАР) в Димитровграде (Мелекесе) ЯЭУ АРБУС (АРктическая Блочная УСтановка) была предназначена для демонстрации технических возможностей реакторов подобного типа, изучения технологии теплоносителя, испытания оборудования, изучения вопросов общей, пожарной и радиационной безопасности, поведения конструкционных материалов, топлива и т. д.

Установка АРБУС — транспортабельная блочная паротурбинная атомная электростанция тепловой мощностью 5 МВт (электрическая мощность 750 кВт) с параметром пара у турбины 2,5 МПа и температурой 223 °С. Основное оборудование АЭС выполнено в виде отдельных блоков, которые могут быть быстро доставлены на место строительства, смонтированы и пущены в эксплуатацию.

Установка АРБУС является двухконтурной установкой. Отвод тепла от реактора осуществляется органическим теплоносителем, циркулирующим по замкнутому контуру. В качестве теплоносителя и замедлителя в установке успешно прошли испытания гидростабильизированный газойль, гидротерфенил и дитолилметан.

Циркуляция первичного теплоносителя обеспечивается двумя электронасосами по двум параллельным петлям первого контура. Каждая петля имеет отдельный парогенератор (ПГ) и компенсатор объема (КО). Обе петли объединяются в реакторе. Поддержание постоянного давления в реакторе осуществляется за счет газовой подушки, создаваемой в КО азотом.

В установке использован ПГ со свободным уровнем испарения. Наличие в парогенераторах большого объема кипящей воды позволяет использовать аккумулированную энергию при набросах электрической нагрузки турбогенератора, а также обеспечивает расхолаживание реактора аварийными турбонасосами при обесточивании установки.

Второй контур установки водяной. Насыщенный пар, получаемый в ПГ, при давлении 2,5 МПа поступает в турбину. Пройдя турбину, пар направляется в конденсатор, охлаждаемый водой или азотом. Питательный насос подает воду с температурой 104 °С из деаэратора в ПГ. Во втором контуре предусмотрено редуccionное охлаждающее устройство (РОУ), перепускающее часть пара помимо турбины в конденсатор при повышении давления пара перед турбиной выше 2,5 МПа.

АЭС разрабатывалась как прототип станций, предназначенных для работы в труднодоступных районах СССР. Поэтому она изготавливалась в виде отдельных, полностью смонтированных блоков, прошедших стендовые испытания на заводе-изготовителе. Станция состоит из 19 блоков, каждый массой не более 20 т. Ее общая масса с биологической защитой реактора составляет 360 т. Масса и габаритные размеры блоков позволяют доставлять их к месту строительства водным или наземным транспортом. АРБУС размещается в здании площадью 12,4×28,5 м и высотой 6,4 м. Вне здания расположены сливные емкости и оборудование для сжигания кубовых остатков: твердых продуктов разложения теплоносителя.

Питание электрооборудования при пуске АЭС осуществляется от дизель-генератора мощностью 135 кВт, что обеспечивает ее автономность. Благодаря разности уровней положения реактора и парогенератора по высоте аварийное расхолаживание (после отключения аварийных турбонасосов) осуществляется в режиме естественной циркуляции.

Реактор представляет собой сварной цилиндрический сосуд высотой 4365 мм, диаметром 1340 мм с толщиной стенки 20 мм, в верхней части которого имеется фланец с опорными лапами и восемь патрубков диаметром 150 мм для подвода (четыре нижних патрубка) и отвода (четыре верхних патрубка) теплоносителя. Для радиационной защиты корпуса предусмотрены боковые и нижние экраны. В реакторе расположен внутренний корпус, организующий поток теплоносителя и являющийся одновременно несущей конструкцией АЗ. Равномерность распределения потока теплоносителя перед АЗ достигается за счет двух перфорированных плит.

Механизм перемещения регулирующих стержней первоначально размещался непосредственно в потоке теплоносителя, однако через несколько месяцев работы реактора стали возникать трудности при перемещении стержней вследствие закоксовывания продуктами разложения теплоносителя. После этого все они были помещены в «сухие» гильзы, что обеспечило длительную работоспособность регулирующих органов.

Перегрузка реактора осуществляется при помощи координатно-наводящего устройства и перегрузочного контейнера специальным мостовым краном грузоподъемностью 12 т.

Оборудование, арматура и трубопроводы первого контура выполнены из малоуглеродистой стали. В установке применены серийные нефтяные насосы и стандартная нефтяная арматура с повышенными требованиями к качеству очистки внутренних поверхностей. Нестандартное оборудование изготовлено из стали марки Ст20 с унификацией размеров обечаек и днищ реактора, парогенераторов и компенсаторов объема. Для обеспечения приемлемого содержания в теплоносителе механических примесей в пусковой период оборудование и трубопроводы первого контура при изготовлении подвергались тщательной очистке от загрязнений и продуктов коррозии механическим или химическим способом с последующей консервацией летучим ингибитором (50 %-м водным раствором моноэтаноламина) и герметизацией на время транспортировки и монтажа. После монтажа и опрессовки сухим воздухом контур был заполнен дизельным топливом с содержанием железа около 1 мг/л; этим топливом была проведена горячая промывка, при которой поддерживалась температура теплоносителя, близкая к рабочей. Для достижения максимального эффекта промывка проводилась в три этапа (каждый раз новой партией теплоносителя). Контроль за процессом промывки осуществлялся по содержанию железа в теплоносителе. Описанная технология консервации и очистки обеспечивала пуск АЭС с содержанием железа в газойле 0,2—0,3 мг/л.

Как представлялось в то время, развитие технологии реакторов подобного типа не требовало значительных затрат, поскольку конструкционные и физические характеристики активных зон таких реакторов считали идентичными характеристикам уже достаточно изученных к тому времени водо-водяных систем. Вследствие этого первые реакторы с ВОТ были введены без каких-либо специальных систем подготовки и очистки теплоносителя. Однако последовавшие в первые же кампании вынужденные остановки привели к необходимости разработки таких систем.

Причиной вынужденных остановов и ограничение длительности кампании явилось закоксовывание активной зоны, то есть образование и рост в ходе эксплуатации коксообразных отложений на теплопередающих поверхностях твэлов. Эти отложения ухудшали теплогидравлические характеристики АЗ, приводили к повышению температуры твэлов и, как следствие этого, к разгерметизации их оболочки. Образование отложений является основным фактором, который припятствовал в дальнейшем широкому распространению реакторов с ВОТ.

Первый период эксплуатации показал, что в АЗ реактора скорость теплоносителя мала и имеются застойные зоны. Активная зона реактора АРБУС была скомпонована из ТВС, показанных на рис. 1. ТВС состояла из шести каналов, включающих в себя концентрически расположенные твэлы: шестигранный наружный и внутренний цилиндрический. Внутри цилиндрического твэла помещали вытес-

нитель в виде алюминиевой трубы. В центре ТВС располагалась труба из нержавеющей стали, внутри которой перемещался стержень СУЗ.

В качестве топлива использовался уран-алюминиевый сплав в алюминиевой матрице. Толщина слоя топлива 0,7 мм, высота активной части твэла 1200 мм, обогащение по ^{235}U 36 %. Дистанционирование шестигранных твэлов в ТВС осуществлялось с помощью двух алюминиевых проволок, навитых на каждый твэл. Пары

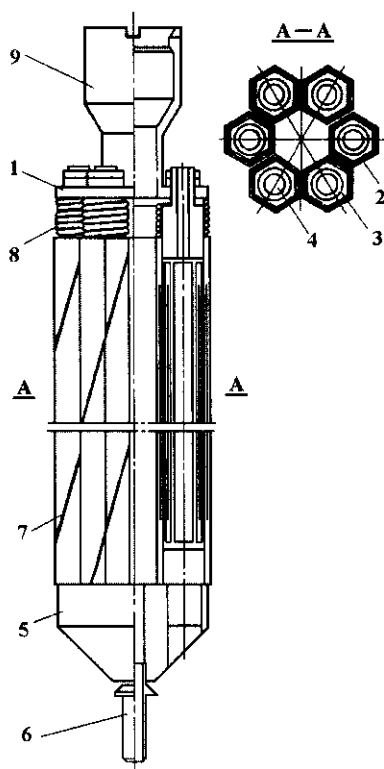


Рис. 1. Тепловыделяющая сборка реактора АРБУС-АЭС:

- 1 — верхняя гребенка;
- 2 — шестигранный твэл;
- 3 — цилиндрический твэл;
- 4 — вытеснитель;
- 5 — нижняя гребенка;
- 6 — хвостовик;
- 7 — дистанционирующая лента;
- 8 — пружина;
- 9 — головка

твэлов объединялись в кассету верхними и нижними гребенками. Нижние гребенки жестко связаны с хвостовиком, а верхние через пружину — с головкой кассеты.

Результаты эксплуатации первой загрузки выявили ряд недостатков конструкции ТВС. Трубчатые вытеснители, в которых скорость теплоносителя была около 0,2 м/с, забивались продуктами разложения теплоносителя. Дистанционирующая проволока в процессе работы провисала и не позволяла повторно загружать сборки в реактор после их очистки от продуктов разложения. Кроме того, проволока способствовала накоплению в ТВС продуктов разложения, которые концентрировались на ней со стороны движения теплоносителя. Максимальные отложения образовывались в местах, где проволока входит в зазор между твэлами.

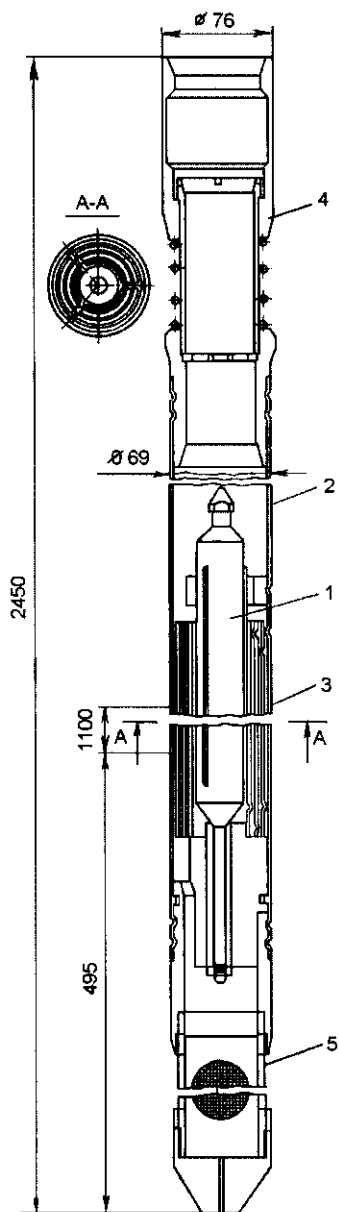
В конструкции ТВС второй загрузки дистанционирующая проволока была заменена на продольные ребра высотой 1,2 мм, а трубчатые вытеснители заменены на сплошные стержни из алюминиевого сплава. Эта загрузка проработала 170 эффективных суток при проектных параметрах, после чего реактор был остановлен для осмотра. При осмотре было установлено, что максимальная толщина отложений на твэлах не превышает 100 мкм. Удаление отложений было проведено путем отжига в печи при температуре 410—425 °С в течение 24 ч с одновременной подачей кислорода, после чего ТВС проработала в реакторе еще 110 эффективных суток.

В дальнейшем для повышения скорости теплоносителя в АЗ и ликвидации застойных зон, в которых были обнаружены увеличенные отложения, конструкция ТВС и твэлов была изменена. Конструкция новой сборки состояла из трех кольцевых концентрично расположенных твэлов, заключенных в кожух диаметром 69 мм и толщиной стенки 1,5 мм (рис. 2). Зазор между твэлами, первоначально составлявший 1,35 мм, в дальнейшем был увеличен до 2,5 мм.

В центральную полость некоторых ТВС устанавливается выгорающий поглотитель, предназначенный для компенсации избыточной реактивности АЗ. Материал выгорающего поглотителя — окись гадолиния. Материал оболочки, головки, хвостовика, верхней и нижней пробки — алюминиевый сплав.

Изменение конструкции ТВС (переход на кольцевые твэлы) позволило ликвидировать застойные зоны и увеличить скорость теплоносителя с 0,9 до 3,7 м/с.

Помимо отработки конструкции реакторной установки строительство и эксплуатация установки АРБУС преследовали ряд практических целей:



- проверить надежность работы оборудования при различных режимах;
- провести подготовку обслуживающего персонала для подобных установок и отработать инструкции и требования к эксплуатации;
- проверить правильность принятой технологической схемы и удобство общей компоновки станции;
- отработать меры противопожарной безопасности при работе с различными органическими жидкостями, используемыми в качестве замедлителей и теплоносителей.

Проект станции разработан и привязан ВНИИПИЭТ (главный инженер проекта М.Л. Барский) к площадке НИИАР по указанию Министра среднего машиностроения Е.П. Славского. Главным конструктором ЯЭУ был назначен К.К. Полушкин (НИКИЭТ). Основное оборудование установки (реактор, компенсаторы объема, парогенераторы, фильтры блока очистки теплоносителя, трубопроводы) изготовлено на Калужском турбинном заводе, отдельные узлы и оборудование, пусковая аппаратура — силами НИИАР. Научное руководство осуществлял Ю.Н. Алексенко (ИАЭ им. И.В. Курчатова).

Проект был реализован за 2,5 года. Установка была пущена 11.08.1963. Надзор за монтажом и пуском оборудования установки осуществлял главный конструктор

Рис. 2. Тепловыделяющая сборка реактора АТУ-15 (Арбус-АСТ)
 1 — выгорающий поглотитель;
 2 — чехол;
 3 — тепловыделяющий элемент
 4 — головка;
 5 — фильтр

К.К. Полушкин (НИКИЭТ). Физическими экспериментами руководил В.М. Грязев совместно с бригадой физиков: В.С. Фофанов, Г.И. Гаджиев, С.М. Баранов, Б.Е. Ярославцев (НИИАР), М.Н. Мещеряков (ИАЭ им. И.В. Курчатова).

Активное участие в работах принимали И.В. Рогожкин (ИАЭ), Ю.М. Серебряков (НИКИЭТ), А.А. Шалин (НИКИЭТ). Технологическое обеспечение осуществляли и руководили сотрудники НИИАР Е.В. Борисюк, В.Д. Тетюков, В.А. Барков, В.П. Кевролев, химический контроль теплоносителя осуществляла Н.П. Чикова. Среди инженерно технических работников значительный вклад в освоение установки внесли Б.С. Ярославцев, П.И. Букин, В.И. Архипов, В.В. Егоров, В.П. Овчаров, Н.С. Скляр, Р.Л. Гафаров.

Сначала АЭС АРБУС работала с использованием гидростабилизированного газойля. Была отработана регенерация газойля, позволявшая исключить его потери вследствие образования высококипящих продуктов радиолиза, и технология очистки твэлов от образующихся в процессе работы нерастворимых отложений (фаулинга). В результате был выработан комплекс требований к конструкции и характеристикам реакторов такого типа, позволявших свести явление фаулинга к минимуму. Кроме того, был проведен большой комплекс других работ, в частности была показана возможность работы АЭС такого типа в режиме саморегулирования, после чего установка АРБУС была переведена на работу с более стойкой к радиационно-термическому воздействию органической жидкостью — гидротерфенилом. В результате появилась достаточная уверенность в работоспособности и были подтверждены определенные преимущества таких АЭС (отсутствие активации теплоносителя, возможность использования в первом контуре углеродистых сталей и т. д.). Это стимулировало работы по созданию промышленных образцов небольших ядерно-энергетических источников с реакторами такого типа.

В режиме АЭС установка проработала 789 эффективных суток, выработав 94700 МВт·ч тепловой энергии, среднее выгорание топлива — 4000 МВт·сут/г урана.

В 1978 г. было принято решение о реконструкции установки и переводе ее в режим выработки тепла с целью обеспечения теплом жилых поселков и промышленных предприятий. С этой целью турбина, конденсатор и деаэратор были демонтированы и заменены сетевыми теплообменниками. Проект реконструкции разработал конструкторский отдел НИИАР под руководством А.А. Грушанина. Непосредственное участие в проекте принимали В.Т. Степанов, Б.Н. Каргашин, Е.Ф. Петько, А.И. Голиков. Разработчиками

отдельного оборудования и ТВС являлись Ю.И. Токарев, Е.Ф. Карташов, А.С. Сило-Новицкий и др. (НИКИЭТ). Научным руководителем установки был назначен В.А. Цыканов. От ИАЭ в работе принимал участие Ю.Г. Николаев.

Реконструкция осуществлялась под руководством директора отделения Ю.В. Чечеткина при непосредственном участии заместителя директора отделения В.А. Щепетильникова, главного инженера установки В.П. Почечуры.

19.11.1979 был осуществлен пуск установки в режиме выработки тепла. В качестве теплоносителя и замедлителя использовали дитоллилметан, топлива-двуокись урана в алюминиевой матрице, оболочка-алюминиевый сплав. В пуске участвовали В.А. Цыканов, М.А. Демьянович, Ю.В. Чечеткин, В.А. Щепетильников, В.П. Почечура, Г.Г. Василенко, Ю.П. Григорашкин, В.В. Алышкин, А.М. Филатов, А.Т. Гордецкий.

Установка отработала 735 эффективных суток, выработав 88110 МВт·ч тепловой энергии, среднее выгорание топлива 9700 МВт·сут/т урана.

За время работы установки в режиме выработки тепловой энергии на ней решен большой круг задач. Научное руководство исследованиями осуществляли Ю.В. Чечеткин, В.А. Куприенко.

В решении одной из главных проблем увеличения срока непрерывной работы реактора, изучении механизма процесса образования отложений на теплопередающих поверхностях топлива, изучении теплогидравлических характеристик активной зоны реактора существенный вклад внесли В.П. Бурукин, А.И. Гаврилин, Н.Г. Гаутаулин, В.Ф. Массный, Б.А. Михайлов, О.В. Сарычев, В.П. Бунтушкин, В.Е. Федосеев.

Вопросами ядерной безопасности, совершенствования физики активной зоны, конструкции ТВС, выбора обогащения топлива, испытании различных топливных композиций, проведением технико-экономических исследований занимались И.Ф. Поливанов, Ю.П. Кормушкин, В.А. Старков, О.М. Кинский (НИИАР), Ю.И. Токарев, Е.Ф. Карташов, А.С. Сило-Новицкий (НИКИЭТ) и другие сотрудники этих предприятий.

Обоснованием химико-технологических режимов ВОТ, изучением выхода продуктов терморациолиза, разработкой технических условий на товарный и контурный теплоноситель, изучением эффективности различных систем очистки теплоносителя от примесей, поиском новых перспективных теплоносителей занимались и внесли существенный вклад Л.Г. Тебелев, Л.Н. Рождественская, В.А. Ермаков, Е.И. Соколов, О.С. Бендерская, Н.В. Тетюкова, В.Е. Неваева.

В разработку способа очистки тепловыделяющих сборок от коксовых отложений и утилизацию отходов радиационно-термического разложения теплоносителя существенный вклад внесли В.Д. Тетюков, В.П. Почечура, Г.З. Чухлов.

Вопросами радиационной безопасности в условиях эксплуатации, ремонта, аварийных ситуаций, разработки технологии безопасного сжигания отходов теплоносителя занимался коллектив под руководством Е.К.Якшина в составе И.Г.Кобзаря, Г.З.Чухлова, Е.И.Шкокова, А.А.Рыбина и др.

Пожарная безопасность обосновывалась А.И.Гаврилиным, Н.Г.Гатаулиным, В.Ф. Массным.

Испытаниями различных систем и оборудования занимался коллектив под руководством В.П.Почечуры в составе Г.Г.Василенко, Ю.П.Григорашкин, В.В.Алышкин, А.М.Филатов, А.Т.Гордецкий.

Большой комплекс исследований по перечисленным вопросам проведен в специальной петле реактора МИР (В.А.Куприенко, О.С.Бендерская, Ю.Г.Симонов и др.)

Указанные исследования послужили основой дальнейшего развития работ в этом направлении. По заказу Министерства цветных металлов СССР была разработана атомная котельная с целью обеспечения теплом золотого прииска «Многовершинный» (рис. 3) теплопроизводительностью 26 Гкал/ч (главный конструктор НИКИЭТ). В качестве теплоносителя в этой установке АТУ-15 выбрана освоенная отечественной промышленностью высококипящая органическая жидкость — дитоллилметан, для которой предусмотрена более простая дистилляционная очистка вместо системы очистки теплоносителя регенерацией. В установке применено в основном стандартное нефтяное оборудование.

Установка АТУ-15 трехконтурная: первый контур (давление 0,3 МПа) предназначен для отвода тепла от активной зоны реактора и нагрева теплоносителя второго контура; второй контур (0,5 МПа) — промежуточный, предназначен для исключения возможности попадания теплоносителя первого контура в третий контур и наоборот; третий контур (0,4 МПа) служит для снабжения теплом потребителя. Теплоноситель первого и второго контуров — дитоллилметан, а третьего контура — вода (рис. 3).

Установка АТУ-15 состоит из двух реакторов мощностью по 15 МВт каждый. Реактор — гетерогенный, с принудительной циркуляцией теплоносителя, выполненный в виде цилиндрического корпуса с крышкой из углеродистой стали, в котором размещены активная зона высотой 1100 и диаметром 1070 мм, теплообменники

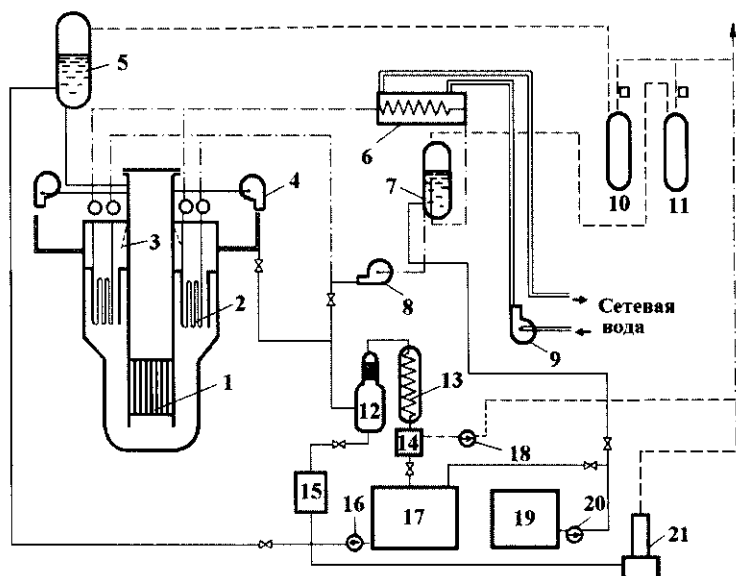


Рис. 3. Принципиальная технологическая схема АСТ с реактором в интегральной компоновке на органическом теплоносителе:

1 — активная зона; 2 — промежуточные теплообменники; 3 — обратные клапаны; 5 — компенсатор объема первого контура; 6 — подогреватель сетевой воды; 7 — компенсатор объема промежуточного контура; 8 — циркуляционный насос промежуточного контура; 9 — сетевой насос; 10, 11 — газовые ресиверы; 12 — куб-накопитель; 13 — компенсатор; 14 — сборник дистиллята; 15 — сборник кубового остатка; 16 — подпиточный насос; 17 — подпиточная емкость; 18 — вакуумнасос; 19 — емкость свежего теплоносителя; 20 — подпиточный насос теплоносителя; 21 — дожигатель кубового остатка

первого контура и органы СУЗ. В средней части корпуса за стальной шахтой расположены восемь прямотрубных теплообменников. Реактор охлаждается с помощью четырех циркуляционных петель первого контура. В случае необходимости ремонта насоса или смены фильтра имеется возможность выключить из работы одну петлю без остановки реактора.

Теплоноситель, нагретый в активной зоне до 200°C , по трубопроводам четырьмя насосами подается в межтрубное пространство теплообменников и охлаждается. После теплообменников теплоноситель подается в активную зону, из которой поступает на всас насосов. Принятая полуинтегральная компоновка реактора с встроенными в корпус реактора теплообменниками первого контура

позволяет осуществить естественную циркуляцию теплоносителя внутри корпуса реактора и обеспечить расхолаживание активной зоны как при полном отсутствии электропитания, так и при разрыве трубопровода. Запас теплоносителя в корпусе реактора в сочетании с естественной циркуляцией обеспечивает при полном отсутствии электропитания допустимые температуры твэлов в течение четырех часов, что вполне достаточно для запуска аварийных насосов второго контура и расхолаживания активной зоны до необходимого температурного уровня. Это обстоятельство особенно важно для случая автономного размещения таких установок.

Технико-экономические расчеты показывали, что в условиях Северо-Востока страны, где стоимость органического топлива высока, применение установок типа АТУ даст значительный экономический эффект.

Однако задуманные проекты осуществлены не были.

ИСТОРИЯ И ОСНОВНЫЕ ИТОГИ РАЗРАБОТКИ НЕОБСЛУЖИВАЕМОЙ САМОРЕГУЛИРУЕМОЙ АТОМНОЙ ТЕРМОЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ СТАНЦИИ «ЕЛЕНА»

Е.П. Каплар ¹

Российский научный центр «Курчатовский институт»

Среди многочисленных проектов атомных станций малой мощности (АСММ) необслуживаемая саморегулируемая атомная термоэлектрическая станция (НС АТЭС) «Елена» занимает особое место ввиду нескольких необычных качеств. Это единственный проект АСММ, в котором:

- используется прямой метод преобразования тепловой энергии в электрическую энергию;
- работа станции в энергетическом режиме не требует присутствия персонала;
- продолжительность работы станции на первоначальной загрузке топлива составляет 25 лет.

В настоящее время последние два качества (хочется надеяться, что благодаря проекту «Елена» в том числе) уже не кажутся необычными и в той или иной степени рассматриваются и в других проектах АСММ. Однако в конце 80-х годов прошлого века они казались столь же экзотичными, как и термоэлектричество.

¹ Каплар Евгений Петрович — начальник лаборатории Института ядерных реакторов РНЦ «Курчатовский институт», участник разработки, сооружения и исследований на стендовой ядерной термоэлектрической установке «Гамма», научный руководитель работ по необслуживаемой саморегулируемой атомной термоэлектрической станции «Елена»

Основные этапы и результаты разработки НС АТЭС «Елена» представлены в настоящей статье.

АТОМНАЯ ТЕРМОЭЛЕКТРИЧЕСКАЯ УСТАНОВКА «ГАММА»

Задачи освоения Океана

Шестидесятые годы прошлого века характеризовались бурным ростом интереса к проблемам освоения Океана. Успехи в космической области порождали оптимизм и стимулировали устремления в противоположном направлении — в глубины Океана. Появилось словосочетание «гидрокосмос» и сторонники приоритета его освоения.

Совершенно естественно, что освоение новой среды требовало и новых источников энергии. Такие работы были начаты в лаборатории новых объектов (Б.А. Буйницкий) отдела транспортных реакторов ИАЭ им. И.В. Курчатова. Задача формулировалась предельно просто — создать источник электрической мощностью до 10 кВт, одноразового запуска, длительного (до 10 лет) действия в режиме саморегулирования без какого-либо обслуживания для электропитания объектов, размещаемых на дне Океана на глубине до 6 км.

В процессе выполнения работ стало ясно, что принятие технических решений в обоснование идеологии нового типа ЯЭУ требует комплексной экспериментальной отработки. Под научным руководством академика А.П. Александрова с этой целью в ИАЭ им. И.В. Курчатова была разработана, сооружена и в 1982 году введена в действие опытно-демонстрационная ядерная термоэлектрическая установка (ЯТЭУ) «Гамма», не имеющая действующих аналогов в национальном и мировом масштабах. В конце 60-х — начале 70-х годов в публикациях встречались упоминания о начальных стадиях проработки специалистами ряда стран, и в первую очередь США, автономных ядерных энергоустановок с подобной технологической схемой для использования на глубоководных объектах, однако информации о завершении этих разработок созданием действующих ЯЭУ нет.

Для выполнения инициативной работы в сжатые сроки А.П. Александровым была предложена необычная для того времени схема организации работ: создание творческих коллективов и ограниченное число предприятий-соисполнителей (основными являлись ИАЭ, Сухумский физико-технический институт и Ижорский завод). Необычным было также и то, что ИАЭ выступал в роли главного конструктора.

Разработка и утверждение проектной документации по энергоустановке были закончены к 1975 году. Большой вклад в работы тех лет внесли Н.С.Хлопкин, В.В.Безроднов, И.А.Кузнецов, В.Г.Упоров (ИАЭ), А.Д.Чернов, В.А.Елизаров (Ижорский завод), С.П.Лалыкин, Ю.Д.Губанов (СФТИ). Строительство здания велось методом комсомольской стройки сотрудниками отдела под руководством специалистов СМУ. К созданию всего комплекса «Гамма» (вспомогательные системы, коммуникации и т. д.) подключились в установленном порядке проектные (ГСПИ-12) и технологические организации (ВНИПИЭТ). Такая схема работ оправдала себя, и в 1982 году комплекс «Гамма» был введен в действие. Огромная заслуга в столь быстром завершении работ по созданию ядерного реактора принадлежит Д.Я.Нафикову, А.С.Рычеву, В.Н.Хабарову, Е.О.Адамову, О.С.Елпатьевскому, Г.А.Корлякову, В.В.Козлову, В.В.Дубову.

Принцип действия и характеристики АТЭУ «Гамма»

Технологическая схема установки «Гамма» базируется на трех основных принципах:

- использование в качестве источника тепловой энергии водо-водяного реактора с саморегулированием мощности;
- применения для отвода тепловой энергии безнасосной схемы охлаждения (естественная циркуляция теплоносителя в первом и втором контурах);
- использование термоэлектрического метода преобразования тепловой энергии в электрическую.

Работа установки в основном режиме обеспечивается естественным протеканием физических процессов без использования каких-либо движущихся механизмов и активных средств автоматики. Установка оснащена системой экспериментальных устройств и имеет измерительно-вычислительный комплекс, позволяющий выполнить широкий круг исследовательских работ, включая детальное изучение ее эксплуатационных характеристик.

Основные параметры установки «Гамма»

Тепловая мощность реактора, кВт	220
Средняя температура теплоносителя первого контура, °С	325
Давление в первом контуре, МПа	17
Электрическая мощность термоэлектрогенератора, кВт	6,6

Установка состоит из реактора корпусного типа с выносным компенсатором объема и термоэлектрического генератора (ТЭГ),

скомпонованных в едином агрегате. Активная зона реактора с размерами: высота — 500 мм, эквивалентный диаметр — 550 мм состоит из 69 технологических каналов. Конструктивно каждый технологический канал представляет собой пучок из 19 твэлов стержневого типа, окруженных кожуховой трубой.

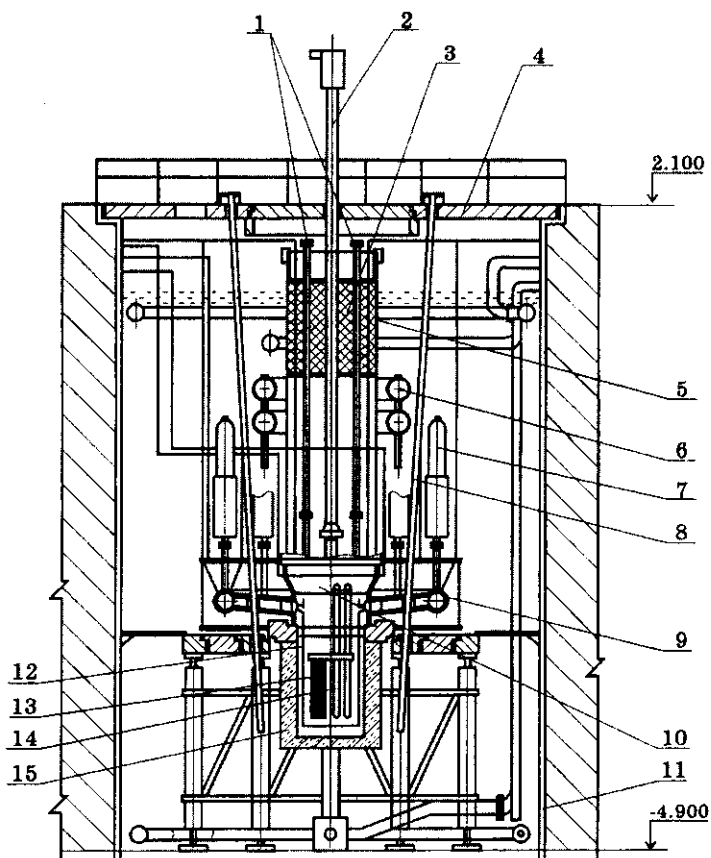
Основным пусковым и компенсирующим органом реактора является компенсирующая группа (КГ) из 29 борсодержащих стержней, жестко закрепленных на общей подвижной плите и размещенных в межканальном пространстве центральной части активной зоны. Для перемещения КГ используется привод с шаговым двигателем, один шаг которого соответствует изменению положения КГ на 0,75 мм. Конструкция двигателя и схема управления допускает только пошаговое перемещение вверх КГ с временной выдержкой между шагами не менее 1,5 с. Вниз КГ может перемещаться как отдельными шагами, так и непрерывно с рабочей (0,75 мм/с) и аварийной (12 мм/с) скоростями.

Конструктивно-компоновочная схема установки представлена на рис. 1.

В соответствии с требованиями Правил ядерной безопасности исследовательских реакторов и с целью расширения экспериментальных возможностей в составе рабочих органов СУЗ имеются также стержень автоматического регулирования (АР). АР имеет автономный привод и используется только в режиме ручного управления для компенсации малых изменений реактивности в экспериментальных целях. Для быстрой остановки реактора имеются также три стержня аварийной защиты (АЗ), каждый из которых приводится в действие независимым приводом. Стержни АР и АЗ, размещенные в активной зоне в «сухих» гильзах, выполнены в виде шарнирно соединенных между собой отрезков стальных трубок, заполненных таблетками из прессованного карбида бора.

Кроме того, в активной зоне для исследовательских целей расположены экспериментальные устройства, предназначенные для контроля температуры теплоносителя, оперативного измерения нейтронной мощности, облучения активационных детекторов и исследуемых образцов. Гильзы и каналы экспериментальных устройств и рабочих органов СУЗ крепятся на крышке реактора, пространство над которой изолировано сухой выгородкой (кессоном) с установленной в верхней части биологической защитой.

Термоэлектрический генератор (ТЭГ) выполнен из 24 отдельных модулей, размещенных вертикально на четырех коллекторах, вынесенных за пределы корпуса реактора, по 6 штук на каждом



1. Экспериментальные устройства (ККИ, ТФК)
2. Привод СУЗ
3. Биозащита кессона
4. Верхняя биозащита
5. Кессон
6. Компенсатор объема
7. ТЭМ

8. Чехол ИК
9. Коллектор
10. Реактор
11. Облицовка бассейна
12. Разделительный экран
13. Стержни КГ
14. Технологические каналы
15. Теплоизоляция

Рис. 1. Схема РУ «ГАММА»

коллекторе. Передача генерируемой в активной зоне реактора тепловой энергии к термоэлектрическим модулям (ТЭМ) обеспечивается естественной циркуляцией теплоносителя первого контура. Гидравлический тракт ТЭМ построен по принципу трубки Фильда; полупроводниковые батареи выполнены из низкотемпературных тройных сплавов. Электрическая энергия, вырабатываемая батареями, воспринимается системой резисторной нагрузки, а также может быть передана на реактивную нагрузку через инвертор.

Установка размещена в бассейне, заполненном водой, служащей для отвода тепловой энергии от ТЭГ и одновременно выполняющей роль биологической защиты. Все поверхности установки за исключением рабочих участков ТЭГ и компенсатора объемы покрыты тепловой изоляцией.

Установка имеет многоканальную систему контроля и диагностирования ее состояния, а также ряд вспомогательных систем, обеспечивающих ее жизнедеятельность. Управление установкой и вспомогательными системами производится с пульта, на котором также размещены устройства представления информации измерительного комплекса.

Основные результаты исследований

К началу 2003 году установка «Гамма» проработала более 15000 часов на номинальной мощности и на ней выполнен комплекс исследований, в процессе которых:

- получены все проектные параметры, что свидетельствует о правильности выбора схемных и технологических решений и принятой концепции;
- установлено соответствие расчетных данных реальным нейтронно-физическим, теплотехническим, электрическим и диагностическим характеристикам, что может служить определенной верификацией принятых расчетных моделей и программ;
- показана устойчивая работа реактора в режиме саморегулирования при естественной циркуляции воды первого контура, в том числе при внешних возмущающих воздействиях;
- отработана и оптимизирована конструкция термоэлектрических модулей и подтверждена их работоспособность при коммутации в секции термоэлектрического генератора с выходным напряжением 28, 115, 230 В;
- подтверждена обоснованность выбора бескоррекционного водно-химического режима;

- проведены исследования совместной работы ТЭГ с реальными потребителями, разработан алгоритм регулирования его выходного напряжения при изменении нагрузки;
- создана и отработана система контроля и оперативной диагностики установки, обеспечивающая выявление отклонений на ранней стадии их возникновения, применимая также к широкому классу объектов, включая реакторы АЭС.

Большой объем конструкторских и технологических работ по оптимизации термоэлектрических модулей был выполнен в СФТИ (Ю.П. Прилепо, Н.М. Судак). Было разработано и испытано на тепловом стенде большое количество вариантов конструкции (плоские и кольцевые батареи, титановые и нержавеющей корпуса, различные материалы электроизоляционных и коммутирующих слоев, оптимизация гидравлики проточной части). На стенде «Гамма» прошли испытания два варианта кольцевых модулей с титановым и нержавеющей корпусами.

Большой вклад в проведение исследований внесли Ф.В. Кондрачев (научное обеспечение измерений и формирование программ испытаний), О.К. Лебедев (исследования динамики), В.И. Павелко (шумовая диагностика и элементы системы удаленного диспетчера), С.П. Ананьев (теплогидравлика), В.В. Чулков (анализ результатов) и весь коллектив комплекса «Гамма».

В последние годы помимо основной программы работ на установке «Гамма» выполнялись исследования и по другим направлениям. Для реакторов типа РБМК-1000 проводится абсолютная калибровка детекторов внутриреакторного контроля, используемых в качестве основных датчиков энергетического диапазона системы управления и защиты реакторов данного типа.

Применительно к судам и плавучим энергоблокам проводилась отработка водно-химических режимов с целью повышения уровня надежности и ресурса паропроизводящих установок. Планируются работы по обоснованию устойчивости системы «ядерный реактор — промежуточный кипящий контур» для установки «УниTERM».

Основным результатом работ на АТЭУ «Гамма» является развитие идеологии создания реакторных установок нового типа — необслуживаемых саморегулируемых ядерных источников энергии с прямым преобразованием тепловой энергии реактора для децентрализованного энергоснабжения электричеством и теплом различного рода автономных потребителей.

Специфическими особенностями этого класса энергоустановок, отличающими их по совокупности признаков от других типов реакторов, являются:

- высокий уровень ядерной самозащищенности;
- термоэлектрический метод преобразования тепловой энергии в электрическую;
- высокая степень радиационной безопасности и экологической чистоты;
- блочный принцип конструкции и небольшие габариты;
- длительная непрерывная работа без перегрузки топлива;
- одновременная выработка теплофикационной и электрической энергии;

Энергетические установки этого класса рассматривались для энергоснабжения различных объектов, в том числе и для обеспечения теплом, электричеством и пресной водой отдаленных поселков в различных регионах нашей страны.

НС АТЭС «Елена»

Дальневосточное отделение Академии наук

В конце 80-х годов, в том числе и в рамках конверсионных программ, стали рассматриваться возможности применения ядерных термоэлектрических установок для задач малой энергетики. Дальневосточным отделением АН СССР разрабатывалась программа децентрализованного энергоснабжения районов Дальнего Востока и Севера. Предварительный анализ годовой выработки некоторых дизельных электростанций Приморского края показал, что установленная мощность ДГ колеблется от 600 кВт до 4,5 МВт, однако работа их характеризуется крайней неравномерностью. Коэффициент использования установленной мощности лежит в пределах 0,1 — 0,6 (в среднем 0,29). Таким образом, при постоянной работе источника с компенсацией колебаний нагрузки, например с помощью накопителя, необходимая мощность для этих потребителей будет составлять от 20 кВт до 2 МВт. При этом почти 30 % потребностей будут обеспечены мощностью до 200 кВт.

Результаты этого анализа показали, что ядерные термоэлектрические установки, верхней границей мощности для которых является значение около 100 кВт, могут найти применение в качестве источника электроэнергии.

Серьезным недостатком термоэлектрического метода преобразования является низкий КПД (3—5 %). Поэтому эти энергоустановки рассматривались только для специальных целей, для которых экономические аспекты являются второстепенными, а главное — выполнение

поставленной задачи. Применительно к задаче комплексного тепло-электроснабжения этот недостаток АТЭУ нивелируется, так как большая часть сбросного тепла может использоваться для отопления.

Согласно санитарным и строительным нормам тех лет на одного человека в год приходилось:

освещение жилых помещений (10 м ² /чел)	270 кВт·ч
освещение общественных зданий	230 кВт·ч
освещение улиц	40 кВт·ч
приготовление пищи	250 кВт·ч
водоснабжение	200 кВт·ч
очистные сооружения	40 кВт·ч
Итого:	1030 кВт·ч

Тепловая мощность, необходимая на отопление для одного человека из расчета такой же жилой площади, составляла 2,5 кВт. Отопительный сезон для этих районов длится более 300 дней в году, следовательно, в год на отопление необходимо порядка 20 000 кВт·ч. Следует подчеркнуть, что такие потребности тепловой и электрической мощности характерны только для небольших поселков, не имеющих промышленного производства.

Таким образом, в случае одновременной выработки тепловой и электрической энергии для нужд небольшого поселка КПД должен составлять всего порядка 5 % и, следовательно, использовать атомную термоэлектрическую установку в качестве комплексного источника тепла и электричества в этом случае вполне возможно.

По инициативе академика В. И. Ильичева при активном участии В. А. Елизарова в качестве пробного шага в начале 1989 года ДВО АН СССР *предложило создать опытно-промышленный образец для теплоэлектроснабжения небольшого научного поселка Тихоокеанского океанологического института в районе бухты Елена на острове Попова.*

Работа по проектированию энергетической установки, названной «Елена», выполнялась в следующей кооперации:

- Тихоокеанский океанологический институт — генеральный заказчик;
- ПО «Ижорский завод» — заказчик и изготовитель (новые формы организации работ);
- НПО «Красная Звезда» — главный конструктор АТЭУ;
- СФТИ — разработчик ТЭГ;
- НИИП — разработчик КСУТС;
- ИАЭ им. И. В. Курчатова — научный руководитель.

Работа выполнялась очень динамично, к началу 1990 года были выполнены эскизный и технический проекты энергоустановки. Электрическая мощность установки составляла 100 кВт, тепловая — 3 МВт. Основные принципы, конструктивные и технологические решения АТЭУ «Гамма» были сохранены.

Повышенное внимание уделялось вопросам безопасности. Были использованы блочный принцип конструкции и три прочных корпуса, размещаемые один внутри другого. После запуска и разогрева до рабочих температур реактор не имел избыточной реактивности. Была разработана оригинальная конструкция размещения приводов СУЗ не на крышке реактора, а сбоку. Такое решение позволяло снимать крышку реактора и проводить перегрузку топлива под контролем штатной системы СУЗ. Было предложено подземное размещение АТЭУ. Привлечение ВНИИПИТ (О.Л. Кедровский, А.А. Григорян, В.Ф. Дороднов) позволило использовать опыт создания специальных подземных сооружений.

Масса установки составляла 150 тонн, и это была плата за безопасность. Конструктивно установка такой мощности могла весить не более 80 тонн. Однако размещение всего оборудования первого контура внутри прочного корпуса с теплоносителем второго контура и наличие третьего защитного корпуса существенно увеличили массу. Время непрерывной работы активной зоны, использующей твэлы ледокольного типа, на полной мощности составляло 5 лет. Второй вариант активной зоны с диоксидными твэлами обеспечивал кампанию 14 лет. Схема размещения стенда «Елена» представлена на рис. 2. Планируемое сооружение называлось стендом, так как предполагалось, что АТЭУ будет обеспечивать помимо отопления и освещения научного поселка и экспериментальные исследования: электропитание подводных приборов и бокс испытаний подводного оборудования.

Работа была доведена до стадии рабочих чертежей, однако дальше ТОИ был не в состоянии обеспечивать финансирование. Дальнейшие усилия по созданию установки «Елена» развивались по двум направлениям: поиски заказчиков и усовершенствование технологической схемы с целью обеспечения безопасности и эффективности.

Якутская Саха АССР

Первое направление включало ряд мероприятий. Согласно духу времени было организовано научно-производственное товарищество «ИПСЭ», в которое помимо вышеперечисленных предприятий вошли Электростальский машиностроительный завод и банк «Восток».

Был сделан ряд публикаций в центральных изданиях («Правда», «Известия», «Наука и жизнь», «Коммерсантъ») и местной прессе, организованы телевизионные передачи в Якутске и Владивостоке. НПТ «ИПСЭ» выступило спонсором научного семинара Ядерного общества СССР «Автономные атомные энергоисточники малой мощности для децентрализованного теплоэлектроснабжения». Семинар прошел в Москве 15—18 октября 1991 года, имел статус международного и по своим масштабам был первым такого рода событием в области малой атомной энергетики. На семинаре было представлено около 30 докладов. Из международных участников были представлены специалисты Японии и Чехословакии. Столь же активную политику проводило в это время вновь созданное научно-производственное предприятие «Малая энергетика».

Объединенные усилия принесли некоторые плоды. В июле 1991 года в Государственной топливно-энергетической комиссии состоялось совещание по вопросу создания в стране атомных станций малой мощности. По итогам этого совещания группа специалистов, в которую вошли представители Госкомприроды, «Малой энергетики», ИАЭ, «Красной Звезды», приняла участие в совещании в Совете Министров Якутской-Саха АССР, на котором было принято решение о строительстве АСММ типа «Елена» в поселке Кюсюр.

В августе большая группа проектировщиков и разработчиков вторично приехала в Якутию. В Якутске и Тикси были проведены встречи с республиканскими специалистами, намечен план работ. Поездка завершилась посещением поселка Кюсюр в устье реки Лена с численностью населения около 2000. Встреча с местными жителями, учитывая характерное для того времени негативное отношение к атомной энергетике, неожиданно удивила. Люди не агрессивно, а заинтересованно задавали вопросы. Встреча продолжалась несколько часов, и все без исключения жители подписали решение о создании в поселке атомной станции малой мощности. Возвращались из Кюсюра участники встречи окрыленными, впереди открывалась хорошая перспектива. Однако это было 19 августа 1991 года. Все изменилось, и организационные усилия пришлось начинать заново.

Приморье и Хабаровский край

Взаимодействие с новыми центральными и местными администрациями выявило помимо Кюсюра ряд подходящих поселков в Приморском и Хабаровском краях.

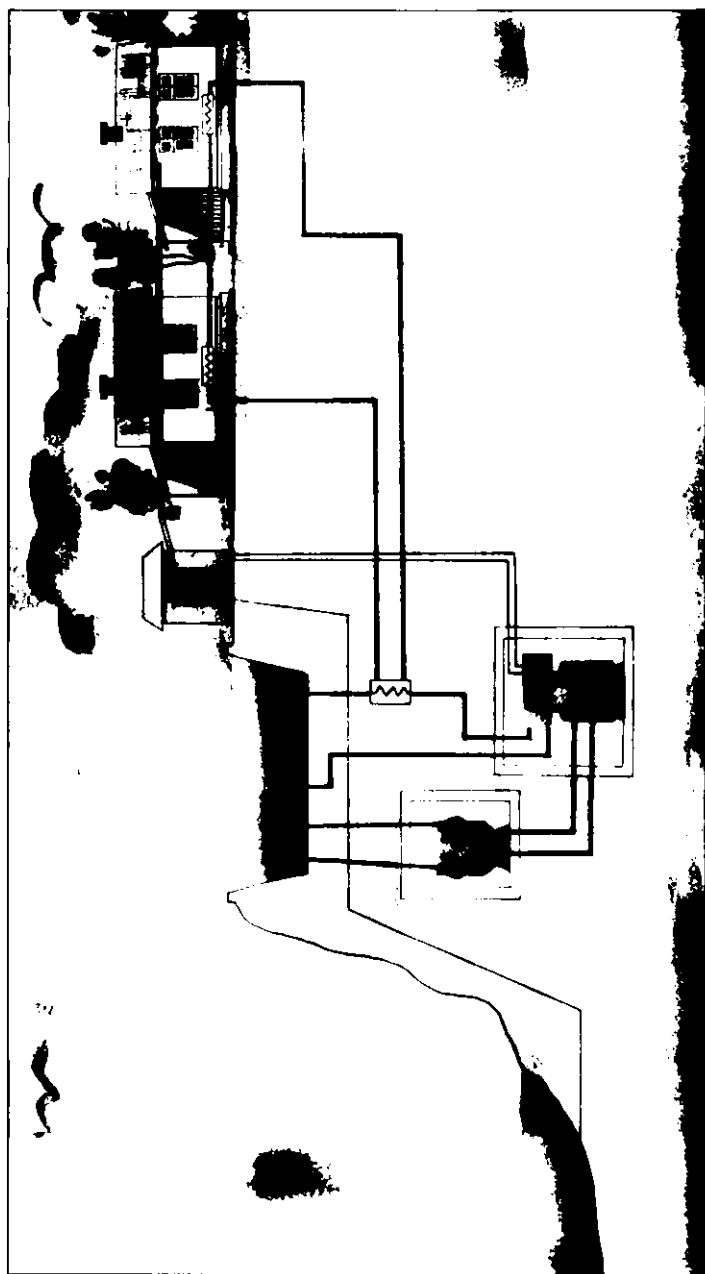


Рис. 2. Схема размещения стенда «Елена»

Администрация Приморского края предложила рассмотреть в первую очередь три поселка: Красный Яр, Соболиное и Ясеновое, с численностью от 350 до 600 человек. Были выполнены оценки целесообразности использования станции «Елена». В расчетах учитывался прогноз роста численности населения и энергопотребления до 2015 года. При этом принималось, что НС АТЭС «Елена» будет работать на постоянной мощности в базовом режиме, а пиковые нагрузки будут обеспечиваться дизельной электростанцией. Основные результаты этих оценок приведены ниже.

Населенный пункт	Электропотребление в 2015 г., кВт·ч/год	Годовая энергосыработка «Елены», кВт·ч/год	Пиковая мощность, кВт	Мощность ДЭС, кВт	КИМ ДЭС
Красный Яр	945 000	595 000	215	300	0,13
Соболиное	607 500	595 000	140	200	0,01
Ясеновое	877 500	595 000	200	300	0,11

Использование станции «Елена» позволяло полностью обеспечить потребности на отопление и существенно в 7 – 10 раз снизить потребление дизельного топлива. В последующем были выполнены более детальные технико-экономические исследования (ТЭИ), которые показали экономическую эффективность использования станции «Елена» в поселке Красный Яр:

Стоимость	Существующая (1994 г.)	Для НС АТЭС «Елена»
Электричество, руб/кВт·ч	186,0 (в т.ч. дотация 40,3)	184,9
Тепло, руб/Гкал	249 949	147 386

В Хабаровском крае применение НС АТЭС «Елена» рассматривалось для двух рядом расположенных поселков Чумикан и Неран с общей численностью населения 2200 человек. Были также проведены ТЭИ. Покрывание энергопотребностей рекомендовалось осуществить за счет сооружения единого для двух сел энергокомплекса на базе станции «Елена» и двух транспортабельных котельных и ДЭС. Рекомендуемый вариант был экономически оправдан и в этом случае также позволял снизить в десять раз объемы завозимого топлива.

Дальнейшие практические шаги по реализации проекта «Елена» сдерживались известными политическими и экономическими процессами тех лет.

Конкурс проектов атомных станций малой мощности

Как уже указывалось, параллельно с поисками заказчиков и объектов применения станции «Елена» продолжались работы по усовершенствованию конструкции и оптимизации характеристик. Важную роль в этом сыграл конкурс проектов АСММ, проводимый Ядерным обществом России в два этапа (1992–1994 гг.). Жесткие рамки конкурсной заявки заставили обобщить и систематизировать выполненные к тому времени проработки.

Окончательно определились ее выходные характеристики:

Мощность, отдаваемая в систему теплоснабжения	до 3 МВт
Электрическая мощность	до 70 кВт
Температура воды, отдаваемой в систему теплоснабжения	до 90 °С
Габариты энергоблока:	
диаметр	4,5 м
высота	14 м
Масса* (без теплоносителей первого и второго контуров)	160 т
Производительность по дистилляту	до 60 м ³ /ч
Продолжительность работы на первоначальной загрузке	до 25 лет

Более четко очертились границы ее применения. Стало очевидным, что станция «Елена» должна рассматриваться как станция теплоснабжения малой мощности, выгодно отличающаяся от традиционных АСТ тем, что для обеспечения собственных нужд не требует подвода извне электроэнергии. Более того, остающаяся после покрытия собственных нужд небольшая электрическая мощность (50–60 кВт) вполне достаточна для надежного обеспечения наиболее важных потребителей поселка: больница, органы власти, аэродром и т. п. Для теплых районов в комплекте с НС АТЭС может поставляться опреснительная установка. Такой опреснительный комплекс может работать практически автономно. При необходимости с помощью станции в такой комплектации возможно получение жидких солевых концентратов и товарных солепродуктов, для чего используются выпарные кристаллизационные установки.

Был принят ряд важных проектных решений. Оборудование станции должно доставляться на место укрупненными монтажными блоками. Масса наибольшего из них (реакторной установки) не должна превышать 20 т, что позволяет использовать для транспортировки любой вид транспорта. Продолжительность основного строительства здания станции должно укладываться в короткий летний период

* Транспортирование станции обеспечивается любым видом транспорта в виде единого агрегата или блоками массой не более 20 т

(не более трех месяцев). Отделочные работы, монтаж оборудования и пусконаладочные работы выполняются уже внутри здания. Потребности в тепле и электроэнергии обеспечиваются дизельной станцией, которая впоследствии по завершению работ становится аварийным источником энергии. В термоэлектрическом генераторе выделяется отдельная секция для питания СУЗ. Кроме того, в составе СУЗ предусматривается компактный необслуживаемый аккумулятор, обеспечивающий в случае аварии останов и контроль реактора в течение двух недель. Таким образом, станция обеспечивалась тремя независимыми источниками электроэнергии: термоэлектрический генератор, дизельная станция и аккумулятор.

Была уточнена идеология необслуживаемого функционирования станции. Непременным условием эксплуатации является обеспечение охранных мер, не допускающих вмешательства в работу станции. В случае неисправностей НС АТЭС автоматически выводится из действия, устранение неисправностей и повторный запуск производится специальной выездной бригадой. Обслуживание общетехнических внешних систем (электро- и теплоснабжения) обеспечивается традиционными способами и не требует регулирования реактора. Станция должна быть снабжена системой диагностики, в основе построения которой положены принципы удаленного диспетчера, контролирующего состояние объекта или группы объектов из регионального центра обслуживания. Станция оснащается системой телеметрической связи с региональным центром обслуживания. Основной задачей системы диагностики является определение возникающих отклонений параметров на ранних стадиях и прогнозирование их развития с выдачей информации, надежно опережающей момент аварийной остановки реактора. Принципы такой системы диагностики базировались на опыте управления космическими реакторами и исследованиях, выполненных на стенде «Гамма». Центр регионального обслуживания располагается на действующем объекте Министерства по атомной энергии, где уже существует необходимая инфраструктура и квалифицированные специалисты. Центр может обслуживать несколько станций, расположенных в нескольких часах полета.

Учитывая суровые климатические условия потенциальных мест размещения, на станции предусматривались жилые и хозяйственные помещения. Как при строительстве, так и при вахтовом обслуживании персонал может в течение всего времени обеспечиваться всем необходимым на территории станции. Немаловажным представляется также, что при таком решении наличие станции не нарушает привычного уклада жизни небольших поселков.

На базе станции может быть создан агрокомплекс, обеспечивающий питанием 1000 человек, исходя из дневного потребления 3500 ккал. В районах с холодным климатом тепло идет на подогрев, а в районах, где отсутствует пресная вода, — на опреснение. В состав агрокомплекса могут входить:

- фитодром, где выращиваются зернобобовые культуры и корма для животных, семенные и плодово-овощные культуры;
- молочная ферма, 1000 голов;
- откормочный комплекс, 250 бычков;
- птицефабрика;
- пруд для выращивания карпа;
- мини-завод по переработке мясомолочной продукции;
- сушилка, мельница, мини-пекарня;
- мини-завод плодоовощных консервов;
- биоустановка по переработке навоза для получения жидких удобрений и метана.

Этот важный этап формирования облика станции проходил с участием И.М. Вишнепольского, Ф.Д. Лисицы, В.И. Сербина, Г.М. Грязнова, В.И. Кориндясова («Красная Звезда»), Н.И. Карташева, Л.П. Ескевича, А.Н. Комарова (НИИП), В.Н.Г Оловина (Лаб. Природа).

На конкурс было представлено около 25 проектов АСММ. В классе атомных станций теплоснабжения (до 10 МВт тепл.) первое место было присуждено НС АТЭС «Елена». В классе АТЭС (до 10 МВт тепл.) первое место не присуждалось, второе место разделили проекты «Крот» (НИКИЭТ) и «Саха-92» (ОКБМ).

По результатам конкурса Министерство по атомной энергии поручило АЭП провести сравнение трех проектов: «Крот», «Саха-92», «Елена». На конкурс проекты представлялись разработчиками и, следовательно, не имели одинаковой степени проработки. Сравнение, выполненное единым почерком предприятия-проектанта, позволяло сделать более объективные выводы. По результатам выполненного АЭП сравнения такие показатели как стадия проработки, готовность к внедрению и экономические характеристики станции «Елена» оказались выше.

В этой связи необходимо отметить, что, несмотря на известные трудности 90-х годов, Минатом (и в первую очередь Н.И. Ермаков) внимательно следил за разработкой проекта «Елена» и находил возможности финансирования. Благодаря этому были выполнены технические проекты тепловыделяющего элемента, активной зоны и реакторной установки. При активной поддержке НПТ «Малая энергетика» (А.К. Полушкин) был выполнен ряд проработок, связанных

с привязкой станции «Елена» к поселкам Якутии, Приморского и Хабаровского краев и Чукотской области.

В результате этих усилий НСАТЭС «Елена» приобрела свой окончательный вид.

Принципиальная схема станции представлена на рис. 3.

Вода под давлением 200 атм (19,6 МПа) и температуре 311 °С подогревается в реакторе до 328 °С и естественной циркуляцией передается в блоки ТЭГ, преобразующих часть тепла в электроэнергию. Сбросное тепло ТЭГ подогревает теплоноситель второго контура (вода под давлением 0,36 МПа, расход — 100 кг/с) до средней температуры примерно 110 °С, который передает тепло третьему контуру, заполненному низкокипящим теплоносителем и связанному с ТО теплофикационного контура за пределами РУ. В бойлерах тепло передается сетевой воде, которая направляется потребителю, при этом температура «горячей» воды примерно 90 °С. Бойлеры одновременно с помощью воздушных градирен поддерживают параметры теплоносителя третьего контура при изменении тепловой нагрузки потребителя. Градирни рассчитаны в пределе на сброс 100 % тепловой мощности. Таким образом, даже в случае полного прекращения потребления поселком тепла электрическая мощность станции и тепловая мощность реактора не меняются. Последнее обстоятельство чрезвычайно важно, так как исключаются переходные процессы, связанные с изменением реактивности. Теплоноситель третьего контура выходит из теплообменников третьего—четвертого контура по восьми патрубкам, объединяемых на площадке НСАТЭС коллекторами в два магистральных трубопровода. Соответственно организована и возвратная ветвь контура. Рабочее давление в воде четвертого контура равно 4,4 МПа при температуре возвратной воды около 70 °С.

РУ «Елена» обеспечивает генерацию тепловой и электрической энергии за счет выработки тепловой энергии ядерным водо-водяным реактором и частичное преобразование её в электрическую термоэлектрическим методом при использовании принципа естественной циркуляции в контурах РУ и НСАТЭС. Схема реакторной установки приведена на рис. 4.

РУ «Елена» состоит из следующих основных агрегатов и систем:

- ядерного реактора (ЯР) в прочном корпусе со съёмной крышкой и органами управления реактором;
- приводов шести независимых компенсирующих групп поглощающих стержней — рабочих органов управления и аварийной защиты;

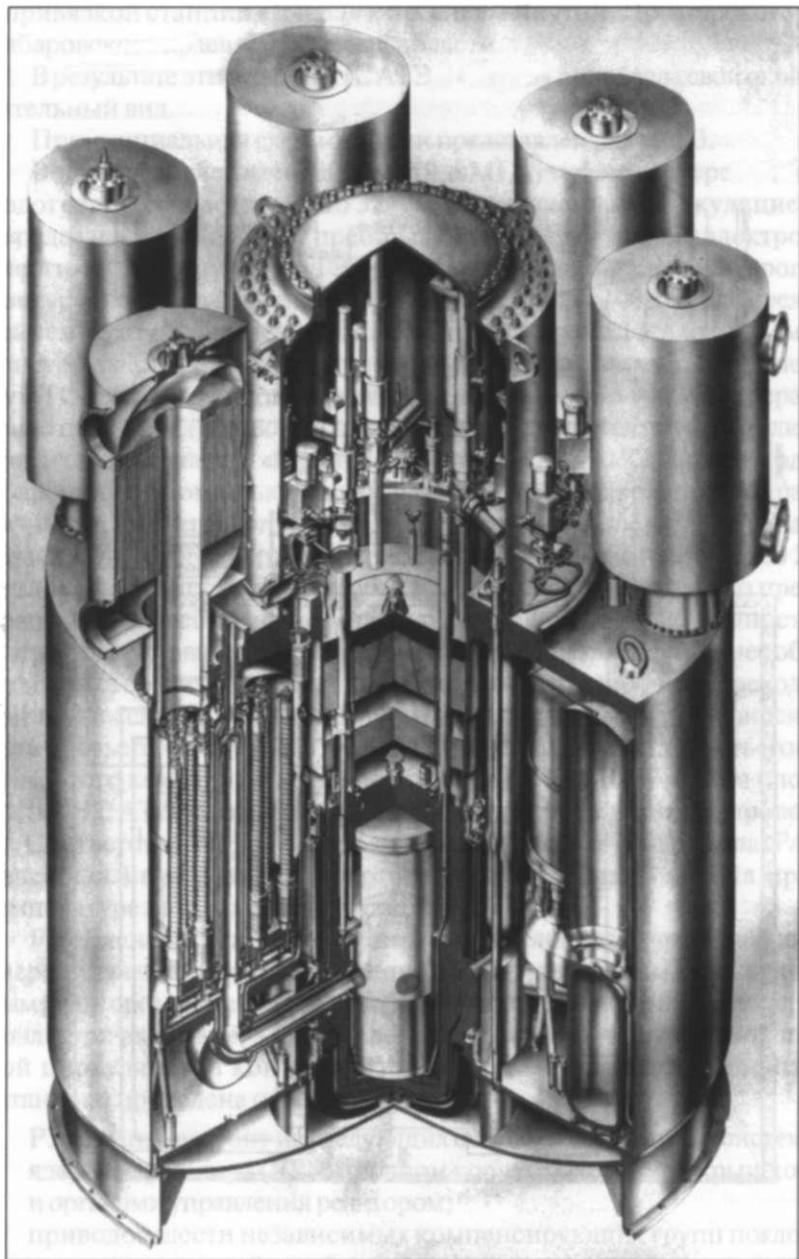


Рис. 4. РУ «Елена»

- термоэлектрического генератора (ТЭГ), состоящего из восьми термоэлектрических блоков по 36 модулей в каждом блоке;
- восьми теплообменников системы теплоотвода отработанного тепла;
- компенсаторов объема теплоносителя первого и второго контуров;
- защитных экранов;
- защитного корпуса и кессона, окружающих прочный корпус и элементы первого контура;
- страховочного корпуса, окружающего защитный корпус и кессон;
- системы заправочных, сливных и дренажных клапанов для контуров и полостей РУ;
- системы первичных преобразователей и кабелей для контроля параметров и диагностики состояния РУ;
- восьми подвесок ионизационных камер с чувствительными элементами типа КНК15-1;
- первого контура (реакторного) для съема тепла с тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) ЯР и передачи его «горячим» спаям термоэлементов термоэлектрического модуля (ТЭМ);
- второго контура (промежуточного) для снятия тепла с «холодных» спаев термоэлементов ТЭМ и передачи его в теплообменник (ТО) контура теплоотдачи (ТО второго—третьего контуров), при этом теплоноситель является одним из элементов радиационной защиты.

Важная особенность конструкции реакторной установки состоит в том, что оборудование первого контура находится под уровнем воды второго контура. Это практически исключает аварии с осушением активной зоны и выходом радиоактивности в помещения станции.

Активная зона набирается из 109 тепловыделяющих сборок (ТВС), расположенных в узлах треугольной решетки, и поглощающих стержней (ПС) СУЗ. В качестве топлива используется диоксид урана, загрузка которого составляет 1082 кг, при обогащении ураном-235 10 и 17 %.

Активная зона размещается в нижней части прочного корпуса и окружена железобетонным отражателем. Циркуляция теплоносителя — вода специальной очистки — через активную зону естественная.

ПС служат для компенсации избыточной реактивности, управления пуском, остановки реактора и для аварийной защиты реактора. Они разбиты на шесть групп так, чтобы при отказе любых двух групп оставшимися четырьмя группами была обеспечена подкритичность реактора в холодном разотравленном состоянии. Последняя задача потребовала больших усилий, так как в случае отказа двух соседних КГ, свободной от поглотителей остается треть объема

активной зоны в виде сектора с углом 120° , обеспечивающей местную критмассу. Усилиями Ю.П.Макарова и Л.Б.Карпова (РНЦ («Красная Звезда»)) было разработано и обосновано оригинальное решение. Поглощающие стержни собираются в компенсирующие группы серповидной формы. Таким образом, по-прежнему свободная от поглотителей треть активной зоны имеет искривленную и вытянутую форму и в результате увеличенного вылета нейтронов становится подкритичной.

ТВС содержит 55 твэлов, шесть пластин и шесть стержней выгорающего поглотителя. Выгорающие поглотители обеспечивают компенсацию изменения запаса реактивности в процессе выгорания топлива и обеспечивают формирование оптимального распределения энерговыделения по объему активной зоны.

Твэлы представляют собой стержни из стальной оболочки, заполненной таблетками из спеченного диоксида урана.

Первый контур включает внутренние полости термоэлектрического генератора и реактора.

Теплоноситель из нижней входной камеры поступает в ТВС и межкассетное пространство активной зоны. Нагреваясь, теплоноситель по тяговым трубам поступает в верхнюю камеру, откуда через восемь симметричных патрубков поднимается к коллекторам батарей ТЭГ, объединяющих по 36 ТЭМ. Внутренние полости ТЭМ выполнены в виде трубки Фильда. Подвод теплоносителя осуществляется по центральной трубке, а теплоотдача к поверхности ТЭМ происходит при отпуском движении теплоносителя в кольцевом зазоре. Возврат теплоносителя в полость реактора происходит по трубопроводу, окруженному газовым зазором нижнего кессона. Попадая в корпус реактора, теплоноситель опускается по кольцевому зазору между прочным корпусом и обечайкой активной зоны до нижней камеры.

Термоэлектрический генератор (ТЭГ) состоит из восьми термоэлектрических блоков (ТЭБ), подвод и отвод теплоносителя к которым осуществляется индивидуальными водоводами. В каждый ТЭБ входит 36 электрических модулей (ТЭМ), собственно являющихся генераторами электрического тока на полупроводниковых элементах за счет разности температур теплоносителей первого и второго контуров.

Для компенсации тепловых расширений теплоносителя первого контура и поддержания в нем рабочего давления во время работы в пределах 90–200 МПа в технологической схеме РУ применена газовая система компенсации.

Конструктивно выносной газовый компенсатор объемом $3,05 \text{ м}^3$ выполнен в виде сосуда, работающего под давлением, размещенного

в газовой полости кессона над крышкой корпуса реактора и в нижней своей части подсоединенного патрубком к внутренней полости корпуса, а в верхней части имеющего отводы трубопроводов для подсоединения к системам заполнения (дренирования) газа.

Компенсатор давления не имеет специальной системы охлаждения наружной поверхности стенок. Теплоотвод при переходных режимах и поддержание постоянной температуры при работе на номинальном уровне мощности обеспечивается газовой средой кессона.

Теплообменник второго—третьего контуров представляет собой набор цилиндрических спиральных змеевиков общим количеством порядка четырехсот. Теплоноситель второго контура нагревается от ТЭМ и за счет естественной циркуляции поднимается по трубе, разворачивается и распределяется по змеевикам, где отдает тепло теплоносителю третьего контура, и, охлаждаясь, опускается и выходит из теплообменника. Теплоноситель третьего контура заполняет пространство между змеевиками и кипит в верхней их части. Образовавшийся пар выходит в теплообменник третьего—четвертого контура, где конденсируется и вновь поступает через нижний патрубок в теплообменник.

Загрузка активной зоны производится в момент монтажа АТЭУ после выполнения следующих операций: установка РУ на фундамент в шахте, подключение к системам контроля и управления, к коммуникациям тепло- и электроснабжения потребителей.

Ресурс активной зоны составляет 25 лет, и перегрузка в течение всего срока эксплуатации отсутствует.

При выводе из эксплуатации конструкция РУ обеспечивает возможность вскрытия крышки реактора и удаления активной зоны с использованием перегрузочного устройства.

Организация выгрузки активной зоны и транспортирования ТВС учитывает требования «Правил ядерной безопасности при хранении и транспортировке ядерных материалов» и «Правил ядерной безопасности при транспортировании отработавшего ядерного топлива».

Заправка теплоносителем производится безопасными порциями через заправочную арматуру.

Заправочная арматура представляет собой совокупность питательных линий с отсечными клапанами, позволяющих производить как отмывку оборудования, так и последующую заправку контуров. Заправочная арматура реакторного контура дублирована (внутренняя и наружная). Внутренняя и наружная заправочная арматура сообщена между собой через шлюзовые устройства, что позволяет надежно герметизировать заправочные трубопроводы реакторного контура.

Отбор проб теплоносителей первого и второго контуров производится для контроля радиохимического состава воды периодически, на остановленном реакторе, по времени, совмещенным с регламентными проверками оборудования.

Пробоотборное устройство имеет входной клапан с дистанционным управлением, расположенный в газовой полости кессона, откуда через герметичную проходку отборный трубопровод поступает в пространство между защитной оболочкой и внешней обечайкой реактора к второму запорному клапану с двойным (ручным и дистанционным) управлением и выходной (игольчатый) вентиль, позволяющий мягко регулировать расход воды при отборе пробы.

Доступ к месту отбора проб осуществляется из полости шахты РУ через специальный герметизируемый люк во внешней оболочке.

Общая концепция безопасности НС АТЭС «Елена»

В НС АТЭС максимально используются принципы самозащитенности, основными составляющими которых являются следующие:

- саморегулируемость реактора (компенсация внешних и внутренних возмущений и поддержание рабочих параметров обеспечиваются за счет естественного протекания физических процессов без вмешательства автоматики).
- работа в течение всего срока службы без перегрузки топлива (исключаются потенциально ядерно опасные работы по перегрузке, снижаются оперативные затраты).
- необслуживаемость РУ в течение всего времени работы в энергетическом режиме (функционирование НС АТЭС проходит без участия человека).
- изолированность РУ от окружающей среды (отсутствуют системы сброса радиоактивных жидких и газообразных отходов в течение всего срока службы, в том числе и в аварийных ситуациях).

Указанные принципы реализуются за счет:

- а* — использования водо-водяного реактора, имеющего значительный отрицательный коэффициент реактивности в рабочей точке, что исключает необходимость автоматического поддержания мощности и перемещения рабочих органов системы управления на нормальном режиме эксплуатации;
- б* — организации теплосъема с активной зоны и в промежуточных контурах естественной циркуляцией водяного теплоносителя, исключаяющей наличие специальных побудителей циркуляции и активных подвижных элементов в технологической схеме установки;

- в — компенсации эффектов выгорания топлива в течение всей кампании температурным эффектом реактивности и выгорающими поглотителями без участия рабочих органов управления и отсутствие в рабочем режиме оперативного запаса реактивности;
- г — использования однорежимной модели эксплуатации, при которой реактор работает на номинальном уровне мощности, а изменение нагрузки в теплофикационных сетях компенсируется системами сброса избыточного тепла;
- д — использования термоэлектрического метода преобразования энергии;
- е — использования интегрального принципа конструкции РУ и относительно небольших габаритов совместно со специальными компоновочными решениями (несколько прочных корпусов, заглубление РУ), обеспечивающих высокую сейсмостойкость и локализующих радиоактивные продукты при авариях;
- ж — построения системы контроля и диагностики состояния НС АТЭС с максимальной возможностью дистанционного контроля состояния объекта с регистрацией отклонений параметров на ранних стадиях и прогнозированием их развития, а также с возможностью осуществления контроля и управления с соответствующих щитов управления РУ;
- з — обеспечения пуска и останова станции, а также проведения регламентных и ремонтных работ на РУ вахтовым методом специализированной выездной бригадой.

Реализация в проекте НС АТЭС указанного комплекса специфических особенностей приводит к качественно новым свойствам по обеспечению ядерной безопасности и экологической чистоты и обеспечивает возможность ее эксплуатации на номинальной мощности практически в необслуживаемом режиме.

Основой концепции защиты «в глубину», примененной при разработке конструкции РУ, является организация эшелонированной защиты с гарантированным обеспечением безопасности за счет использования естественных процессов (самозащищенности) и преимущественно пассивных систем, не требующих вмешательства человека и внешних источников энергии. Предусматривается также несколько защитных барьеров окружающей среды и потребителей горячей воды от радиационных воздействий.

Функции барьеров безопасности выполняют: тепловыделяющий элемент, герметичный первый контур, кессон, страховочный и защитные корпуса, рассчитанные на давление, возникающее внутри каждого из них при их последовательном разрушении, заглубленный бункер с герметизирующей защитной плитой (см. рис. 5).

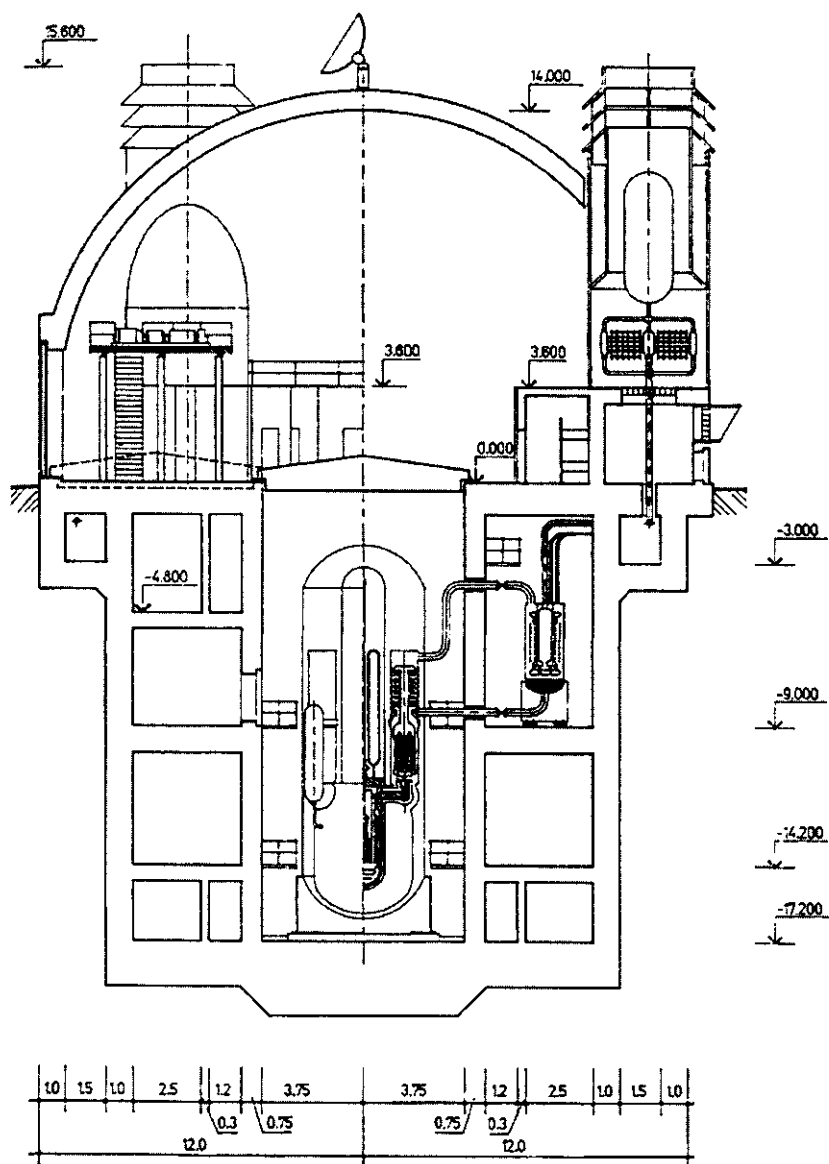


Рис. 5. Разрез энергоблока

Технология изготовления твэлов и условия эксплуатации (низкие линейные потоки 14 Вт/см, уровень температуры топлива 400 °С и т. п.) обеспечивают высокую герметичность и соответственно малый выход продуктов деления из топлива. Для реактора «Елена» ВНИИНМ (А.В. Ватулин) и Электростальский машиностроительный завод (Берг) предложили использовать не применяемый ранее в транспортных и водо-водяных энергетических реакторах твэл. Это было продиктовано необходимостью обеспечить высокую урано-емкость и длительную работоспособность (кампания 25 лет). За основу был принят твэл быстрых жидкометаллических реакторов с диоксидным топливом, стальной оболочкой и проволочной навивкой. Плотный упакованный пучок таких твэлов размещается в стандартной кассете ледокольного типа.

Высокая надежность первого контура как барьера безопасности достигается за счет:

- выбора для его изготовления радиационно-стойкого и коррозионно-стойкого конструкционного материала (нержавеющая сталь);
- больших запасов прочности, принятых при разработке конструкции корпуса;
- простоты и минимальной разветвленности;
- периодической проверки контура на прочность и плотность;
- применения герметичного оборудования (сифонная арматура и т. д.).

Дополнительными барьерами к первому контуру, обеспечивающими надежную локализацию течей из реактора, а также сохранение активной зоны при авариях под заливом теплоносителя и соответственно исключение перегревов твэлов активной зоны являются кессон, страховочный и защитные корпуса.

В процессе эксплуатации предусматривается непрерывный контроль внутреннего давления в каждом из перечисленных элементов, что позволяет диагностировать нарушения герметичности на ранних стадиях.

Заглубленный бункер с герметизирующей защитной плитой предотвращает выброс радиоактивных газо-аэрозольных продуктов, образующихся при работе реактора, ограничивает радиационное воздействие на окружающую среду.

По отношению к потребителю горячей воды, наряду с твэлами и герметичным первым контуром, функции защитных барьеров выполняют также второй и третий контуры с герметичными поверхностями теплообменной аппаратуры и локализующая арматура сетевого контура. Давление в сетевом контуре при эксплуатации

выше, чем во втором и третьем контурах. Осуществляется постоянный контроль уровня активности всех контуров и эффективности барьеров.

Вместо заключения

Помимо технических особенностей (термоэлектричество, необслуживаемость, саморегулирование, загрузка на весь срок службы) важным отличием проекта «Елена» была одинаково детальная проработка всех элементов и станции в целом с учетом специфики целого спектра потенциальных потребителей. Это отличие сохраняется и по сей день, так как в большинство проектов АСММ основное внимание уделяется реакторной установке, что подтверждается материалами конференций по малой энергетике 2001–2003 гг. По-прежнему основными идеологами проектов остаются предприятия-главные конструкторы, и их пристрастия отчетливо прослеживаются в предлагаемых вариантах АСММ.

Возвращаясь к проекту «Елена», необходимо также отметить опыт, накопленный при разработке, сооружении и многолетней эксплуатации АТЭУ «Гамма». Практически все важнейшие аспекты функционирования НС АТЭС «Елена», если не всесторонне исследованы, то по крайней мере экспериментально обоснованы.

Учитывая необходимость реальных шагов по развитию малой атомной энергетики и вышеуказанные обстоятельства, 5 января 1994 года специальное совещание в составе Первого заместителя министра Л.Д. Рябева, заместителя министра В.А. Сидоренко, начальника 16 ГУ Н.И. Ермакова, вице-президента концерна «Росэнергоатом» и генерального директора НПП «Малая энергетика» А.К. Полушкина приняло решение о сооружении опытно-промышленного НС АТЭС «Елена» в поселке Заречный. Эксплуатирующей организацией было решено назначить концерн «Росэнергоатом», дирекцию стоящегося объекта сформировать на базе НПП «Малая энергетика» при участии Белоярской АЭС.

Работа была включена в перечень приоритетных тем Министерства, определены также источники финансирования. Именно финансирование стало камнем преткновения. Определить источник финансирования вовсе не означает полностью обеспечить последнее, а уж для тех лет тем более. Работы по станции «Елена» не прекратились сразу, а медленно затухали. К чести всех участников работ надо отметить, что использовалась любая возможность продвинуться дальше. Наибольшие заслуги в этом принадлежат Ф.Д. Лисице

(«Красная Звезда»), А.Б. Малышеву, В.М. Берковичу, В.Г. Буканову, Г.Г. Саркис, С.Л. Белохину, А.И. Шмыгину (АЭП).

Был выпущен Сокращенный предварительный отчет по безопасности АЭС «Елена» применительно к площадке в поселке Кюсюр. Несмотря на слово «сокращенный» это был объемистый труд, выпущенный в полном соответствии с требованиями нормативной документации и учитывающий при обосновании безопасности природные условия места размещения. В районе поселка Кюсюр были проведены геолого-изыскательские работы, в ходе которых в 800 метрах от поселка на глубине 25 метров был найден выход скальных пород. Это не просто снимало массу вопросов строительства станции в условиях вечной мерзлоты, а идеально соответствовало проекту, в котором рассматривалось удаление станции от поселка на расстояние около 1 км и заглубление ее на уровень около 20 метров. С помощью специальной аппаратуры и вертолета была снята карта радиационной обстановки в районе поселка Кюсюр, что обязательно требуется до начала строительства АЭС.

Был выпущен так называемый «стеклянный» (без привязки к площадке) проект станции, в составе которого были представлены: Основные положения проекта станции, Основные положения проекта реакторной установки и Предварительный отчет по обоснованию безопасности.

Последним действием по сооружению НС АТЭС «Елена» было изготовление макета станции (рис. 6) и участие в слушаниях в Государственной Думе «Энергообеспечение. Север—95». В течение недели макет стоял в здании на Охотном ряду и в перерывах между заседаниями подмигивал лампочками, имитирующими контура циркуляции, окружающим депутатам. Разговоров вокруг макета велось много. Результат посещения стенда «Гамма» председателем думского Комитета по энергетике и транспорту, высокие оценки проекта и искренние обещания помочь...

В многочисленных общениях тех лет с людьми, принимающими решения, выработался довод, что малая атомная энергетики это не только тепло и электричество, но и новых уклад жизни небольших поселков. Использовался, как принято говорить сейчас, «бренд» — «поселок XXI века». И вот этот, казалось бы, недостижимый XXI век наступил. Что изменилось? Изменилось и много, и мало. Многие северные поселки перестали существовать. Население российского Севера уменьшилось с 8 до 6 % от общего числа. Но 6 % это все равно миллионы людей, и проблема энергообеспечения этих районов остается.

Однако то, что предполагалось сделать ранее в плане практических шагов, стало малореальным. Основные трудности на пути внедрения малой атомной энергетики в прошлые годы — относительно высокие первоначальные затраты и соответственно длительные сроки окупаемости — по-прежнему остаются в силе, однако не являются первостепенными. На первые места выдвигаются совершенно другие причины, которые раньше были неоспоримыми преимуществами атомной энергетики. Речь идет о качестве проектирования, изготовления и обслуживания энергоустановок, то есть об основных составляющих обеспечения надежности и безопасности.

Перспективы малой атомной энергетики при развитии конверсионных программ базировались на огромном научно-техническом потенциале оборонных отраслей. Процессы последних лет привели к тому, что коллективы, обладающие в прошлом уникальными технологиями, в настоящее время значительно утратили свой потенциал вследствие естественного старения ведущих специалистов, оттока в коммерческие структуры квалифицированных специалистов среднего звена и практически полного отсутствия притока молодых специалистов. И если огромными усилиями удастся поддерживать на минимальном уровне то, что можно назвать серийной продукцией, начинать развитие нового направления в этих условиях достаточно легкомысленно.

Помимо этой технической стороны вопроса очень важным является и нарушение централизованной структуры управления, то, что принято называть отсутствием вертикалей. В нынешних условиях борьбы за региональную самостоятельность на всех уровнях, неизбежно приводящей к нестабильности и безответственности, размещение пусть малых и безопасных, но все же ядерных энергоустановок, в отдаленных районах является опасным занятием. Признать это не просто, особенно сознавая принципиальные достоинства малой атомной энергетики и посвятив ей многие годы, но объективно необходимо. В последние годы в этом смысле наметились положительные тенденции, но пока это только тенденции.

Вывод ни в коей мере не касается большой атомной энергетики, а относится только к крупномасштабным планам развития малой атомной энергетики. Попытки же единичного внедрения следует только приветствовать, так как, с одной стороны, сконцентрировав усилия и ресурсы на узкой проблеме, можно обеспечить требуемое качество, а с другой стороны — эти работы (и даже только попытки) — единственное средство сохранить уникальную технологию, которая в будущем, несомненно, будет востребована.

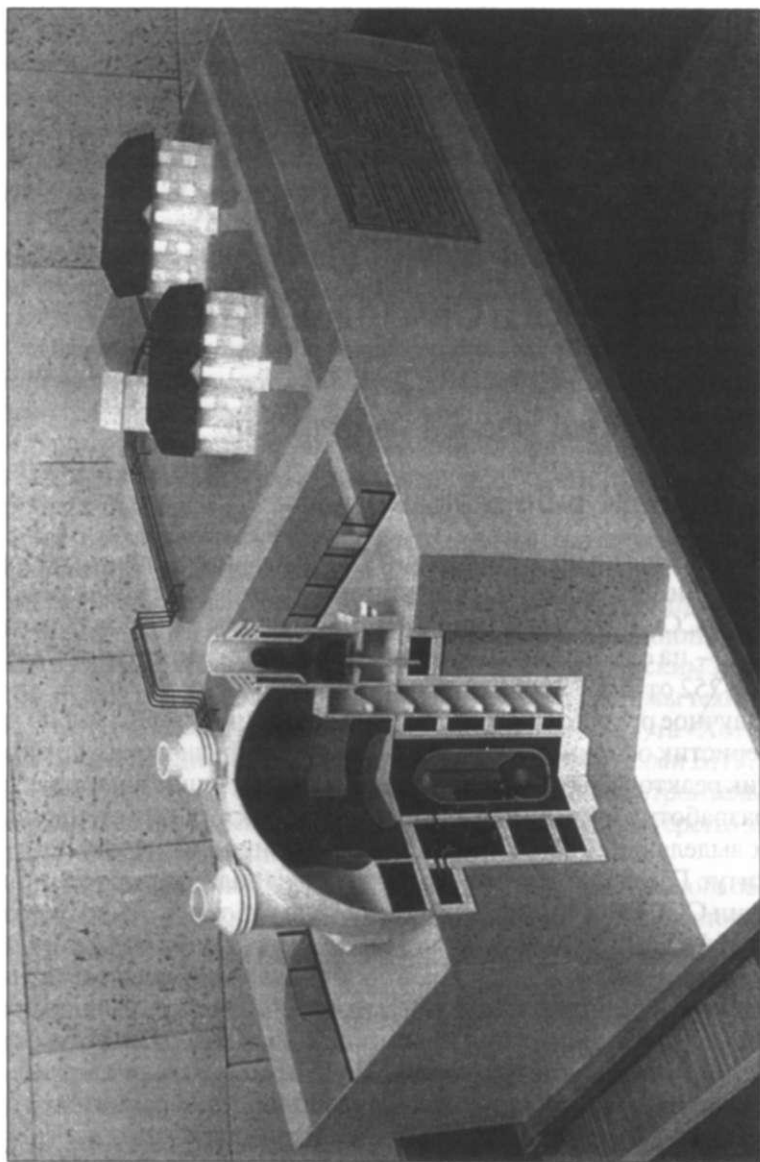


Рис. 6. Макет станции

БИЛИБИНСКАЯ АЭС – ТРИДЦАТЬ ЛЕТ РАБОТЫ В ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ КРАЙНЕГО СЕВЕРО-ВОСТОКА РОССИИ

В.В. Долгов ¹

ГНЦ РФ ФЭИ им. акад. А.И. Лейпуновского

СОЗДАТЕЛИ БИЛИБИНСКОЙ АЭС

Все работы по проектированию, разработке основного оборудования БиАЭС велись на основании Постановления Совета Министров СССР № 744-279 от 08.10.1965, работы по строительству БиАЭС – на основании Постановления Совета Министров СССР № 800-252 от 29.06.1966.

Научное руководство работами по созданию БиАЭС, выбор характеристик основного оборудования, выбор физических характеристик реактора, режимов естественной циркуляции теплоносителя, разработку принципов конструкции реакторной установки и тепловыделяющей сборки осуществлял Физико-энергетический институт Государственного Комитета по использованию атомной энергии СССР (г.Обнинск). Руководители работ в ФЭИ по БиАЭС были М.Е. Минашин, В.В. Долгов, В.Н. Шаратов.

Главным конструктором реакторной установки являлось техническое бюро «Энергоблок» Министерства энергетического машиностроения СССР, г.Ленинград (ныне оно включено в ОКБ ОАО «Ижорские заводы»). Главным конструктором РУ ЭГП-6 на начальном этапе был Н.В. Богданов, продолжал и завершал работу В.М. Абрамов.

¹ Долгов Владимир Викторович – главный научный сотрудник ГНЦ РФ ФЭИ, участник разработки и научно-технического сопровождения проекта Билибинской АЭС на всех этапах его жизненного цикла с 1964 г. по настоящее время

Генеральным проектировщиком станции являлось Уральское отделение Всесоюзного государственного научно-исследовательского и проектно-изыскательского института «Атомтеплоэлектропроект» Министерства энергетики и электрификации СССР, г. Свердловск (ныне сопровождение эксплуатации БиАЭС в части проектных вопросов осуществляет институт «Атомэнергопроект», г. Москва). Руководителями работ по проектированию БиАЭС были Ю.А. Герке и Л.В. Гуревич (УралАТЭП), с 1988 г. работами по сопровождению эксплуатации БиАЭС руководит А.А. Грудаков (АЭП — ранее МоАЭП).

Рабочее проектирование и испытание оборудования СУЗ реактора проводились институтом ВНИИэлектропривод Министерства электротехнической промышленности СССР. Руководителем работ по ЭГП-6 был Ю.А. Бродский.

Основное оборудование реакторной установки изготавливалось на Ижорском заводе; трубопроводы и коллекторы основного и вспомогательного контуров изготавливались Подольским заводом им. Г.К.Орджоникидзе; барабаны-сепараторы пара — Барнаульским котельным заводом (заводы Министерства энергетического машиностроения СССР).

Часть вспомогательного оборудования изготавливалась специализированными заводами различных ведомств.

В разработке и изготовлении оборудования для Билибинской АЭС участвовали и другие страны — члены СЭВ: теплофикационные турбины были разработаны и изготовлены Первым Брненским заводом (ЧССР), воздушно-радиаторные охладители для системы технического водоснабжения разработаны с участием института «Хотерв», а теплопередающие колонны изготовлены предприятиями ВНР.

Строительство станции осуществляло Управление строительства Билибинской АЭС треста «Магаданэнергострой» Министерства энергетики и электрификации СССР.

Монтаж реакторного, турбинного и другого энергетического оборудования станции выполнен Билибинским участком треста «Востокэнергомонтаж» Министерства энергетики и электрификации СССР.

Основными участниками пусконаладочных работ по реакторной установке были ЦНИП Белоярской АЭС, Физико-энергетический институт, Билибинская АЭС.

Координация проектных, строительно-монтажных работ, пусконаладочных работ по станции осуществлялись ВПО «Союзатомэнерго» Министерства энергетики и электрификации СССР (ныне концерн «Росэнергоатом» Министерства Российской Федерации по атомной энергии). Эксплуатирующей организацией Билибинской АЭС является концерн «Росэнергоатом».

ОТ ИДЕИ К РАБОТАЮЩЕМУ РЕАКТОРУ

В 1963 году впервые начались разговоры о создании БиАЭС для Чаун-Билибинской энергосистемы (ЧБЭС), состоявшей из Чаунской РЭС — 28,5 МВт, плавучей газотурбинной ЭС «Северное сияние» — 24 МВт и Билибинской дизельной электростанции ~8 МВт. Строительство АЭС предполагалось в пос. Билибино взамен ДЭС. На начальном этапе работ, в 1963—1964 гг., по БиАЭС функции Генерального проектанта выполнял Московский «Атомтеплоэлектропроект» (АТЭП). Предполагалось сооружением БиАЭС удвоить установленную электрическую мощность ЧБЭС.

Настроение реакторщиков (ФЭИ, М.Е. Минашин) было таково: мы готовы разработать для БиАЭС реакторную установку электрической мощности 50 МВт, но для нас это шаг назад, так как завершались работы по сооружению первого энергоблока Белоярской АЭС мощностью 100 МВт. Предложение проектантов было жестко иным: если принять мощность прироста в ЧБЭС в виде энергоблока 50 МВт электрических, то при срабатывании аварийной защиты на этом энергоблоке в ЧБЭС всякий раз будут возникать аварийные ситуации вплоть до «развала» энергосистемы, что для Чукотки может иметь особенно тяжелые последствия. Проектировщики указали: для изолированных электроэнергетических систем есть канон — электрическая мощность блока, включенного в нее, не должна превышать 8—10 % ее суммарной мощности, так что для Билибинской АЭС мы принимаем четыре энергоблока по 12 МВт электрической мощности каждый; при этом БиАЭС должна быть теплоэлектроцентралью, чтобы устранить огромные затраты на перевозки угля (~100 тыс. тонн) для отопления поселка Билибино многочисленными ведомственными котельными.

В качестве паропроизводящих установок для БиАЭС ФЭИ рекомендовал водографитовые реакторы с трубчатыми твэлами. В 1963—64 гг. эти реакторы представлялись наиболее «продвинутыми»: опыт разработки и эксплуатации реакторов АМ Первой АЭС и АМБ-100 Белоярской АЭС порождал уверенность в значительной освоенности физики и теплогидравлики этих реакторов. Других предложений не было.

Требование максимальной надежности, предъявляемое к реакторным установкам БиАЭС, привело специалистов-руководителей АТЭПа (А.Б. Сухов) к мнению о недопустимости в реакторах БиАЭС ядерного перегрева пара. Это мнение на тот момент было правильным, так как прямого опыта перегрева пара в реакторах еще не

было, а первый энергоблок Белоярской АЭС выходил на освоение перегрева пара в реакторе с весьма сложными методами перехода в пароперегревательных каналах при пуске с воды на пар, на реализацию и модернизацию которых потом было затрачено немало времени очень квалифицированного персонала БАЭС. Отказ от перегрева пара в реакторах БиАЭС вызвал негативную реакцию Главного конструктора реактора Н.А.Доллежаля: проектировать водографитовые реакторы БиАЭС, генерирующие насыщенный пар как рабочее тело для турбин, он отказался. Взамен НИКИЭТ впоследствии было найдено предприятие-главный конструктор Техническое бюро «Энергоблок» Министерства энергетического машиностроения СССР (г. Ленинград), главный конструктор Н.В. Богданов.

Очень неожиданным моментом для разработчиков реакторной установки явилось обязательное условие: реакторные установки должны иметь естественную циркуляцию кипящей воды в основном контуре. Причиной такого условия являлось напряженное состояние с главными циркуляционными насосами (ГЦН) для реакторов АЭС из-за их невысокой надежности. Руководитель московского АТЭП А.Б. Сухов положение дел сформулировал очень четко: «Нам не хватало еще забот по созданию для удаленной единичной АЭС на Чукотке ремонтной базы для ГЦН. Товарищи разработчики реакторных установок, сможете разработать установку на естественной циркуляции в энергетических режимах — будет Билибинская АТЭЦ, не сможете — нет!».

Водографитовые каналные реакторные установки Первой АЭС и Белоярской АЭС были на принудительной циркуляции. Гидравлические характеристики контуров были такими, что мысль о возможности создания реакторных контуров с трубчатыми твэлами на естественной циркуляции на энергетических мощностях представлялась очень сомнительной. Проблема представлялась очень новой для каналных водографитовых установок, так как в мировой практике отсутствовал какой-либо аналог. Правда, для корпусных водяных реакторов в мире шло проектирование энергетических реакторов с естественной циркуляцией кипящей воды. В частности, в СССР разрабатывался реактор ВК-50. Опыт этих разработок для водографитовых каналных реакторов невозможно было использовать из-за радикального различия гидравлических трактов. Правда, в ФЭИ уже была петля с одной ТВС в реакторе АМ, работавшая на естественной циркуляции (руководитель Л.А. Кочетков).

Первые расчеты ФЭИ показали, что у поставленной задачи перспективы эффективного решения нет. При длине трубчатого твэла

3 м (высота активной зоны для реактора тепловой мощности 62 МВт была выбрана по физическим соображениям равной 3 м) может быть выбран контур естественной циркуляции, в котором обеспечивался теплосъем с ТВЭЛ расходом $\sim 0,35$ т/ч, с массовым паросодержанием на выходе из ТВЭЛ до 0,30. Был принят ТВЭЛ с проходным внутренним диаметром $D_u = 10,8$ мм. Суммарная высота контура естественной циркуляции составила ~ 26 м.

Первые расчетные оценки гидравлических характеристик контура естественной циркуляции РУ ЭГП-6 явились началом большого перечня расчетно-экспериментальных работ по совершенствованию контура ЕЦ и обоснованию его надежности и безопасности.

По расчетным результатам выбрали геометрические характеристики элементов контура ЕЦ: контур из шести групповых петель, замкнутых на барабан-сепаратор. Групповая петля включает по ходу теплоносителя: опускной групповой трубопровод, переходящий в горизонтальный раздаточный групповой коллектор, (оба $D_u = 195$ мм); группа параллельных трактов ТВС (30–54 шт. в группе); горизонтальный сборный групповой коллектор, переходящий в подъемный групповой трубопровод (оба $D_u = 195$ мм). Компоновка контура ЕЦ имела два уровня оборудования: нижний – реактор, верхний – барабан-сепаратор. Оба узла связаны шестью опускными групповыми трубопроводами, по которым к реактору подводится вода, и шестью подъемными групповыми трубопроводами, по которым от реактора отводится пароводяная смесь.

Разработчикам РУ ЭГП-6 было известно, что для горизонтальных коллекторов и подъемных трубопроводов при движении по ним пароводяной смеси размеры трубопроводов $D_u = 200$ мм в котельной практике не применяются, таких данных нет даже в нормативных документах по гидравлическим расчетам для котлоагрегатов. Пришлось ориентировались на новые очень малочисленные опубликованные экспериментальные данные (отечественные и зарубежные), в которых давались характеристики удельного гидравлического сопротивления при движении пароводяной смеси в трубопроводах до $D_u = 210$ мм. Обращение в ВТИ к «патриархам» по естественной циркуляции в котельных агрегатах не успокоило, а насторожило разработчиков РУ. П.М. Панасенко на нашу просьбу оценить приемлемость принятых нами решений по диаметру сборного коллектора и подъемного группового трубопровода ($D_u = 195$ мм) ответил: «Да, в новых работах показывается, что структура двухфазных пароводяных потоков в трубопроводах $D_u = 200$ мм очень близка к таковой в трубопроводах $D_u = 100$ мм. Но поскольку опыта работы трубопроводов

Ду=200 мм в составе котельных агрегатов нет, я бы на вашем месте каждый трубопровод Ду=195 мм для пароводяной смеси заменил на четыре трубопровода Ду=100 мм. Кроме того, переход от горизонтального пароводяного коллектора Ду=195 мм в подъемный трубопровод чреват нестабильным («снарядным») движением в подъемном трубопроводе».

Подобный ответ специалиста разрушал нашу концепцию компоновки контура ЕЦ: вместо шести подъемных трубопроводов нам было рекомендовано сделать двадцать четыре. По совокупности причин это в значительной степени усложняло монтаж конструкции и впоследствии ее эксплуатацию. По этой причине решено было обосновать принятую конструкцию ЕЦ. Для этого заказали экспериментальную работу в ЭИЛ (Экспериментальная исследовательская лаборатория) филиала ЭНИНа при ГРЭС Классона в г. Электрогорске (руководитель Н.П. Ларионов). Было изготовлено колено сборный коллектор — подъемный трубопровод Ду=195 мм практически проектной длины и высоты, с помощью пара от ГРЭС готовилась пароводяная смесь, подавалась в коллектор и через подъемный групповой коллектор отправлялась в сборный сосуд. Основные результаты экспериментов:

- в коллекторе пароводяной смеси имело место расслоение среды (по вертикали регистрировался градиент плотности), но это не приводило к «снарядному» движению пароводяной смеси в подъемном трубопроводе, к пульсациям расхода.
- при одинаковых массовых паросодержаниях объемное паросодержание в трубопроводе Ду=195 мм было то же, что и в трубопроводах меньших диаметров (в частности, Ду=100 мм).
- расчет гидравлического сопротивления мог проводиться по тем же формулам, что и для Ду меньших значений.

Впоследствии, после пуска установки, было установлено, что расчетные расходы в элементах контура ЕЦ отличаются от замеренных не более чем на 5 %.

Первоначальная концепция структуры контура ЕЦ была обоснована и реализована.

На очередь стала проблема смешения питательной воды и воды, отсепарированной в сепараторе (котловой воды).

В котлоагрегатах с естественной циркуляцией на органическом топливе такое смешение осуществляется в барабанах-сепараторах в специальных внутрибарабанных устройствах. Однако применительно к РУ ЭГП-6 эта проблема приняла очень острый характер. Разработчики конструкции барабана-сепаратора (ВТИ — внутрибарабанных

устройств, СКБ Барнаульского котлостроительного завода — корпус барабана) хором заявили: при такой низкой температуре питательной воды (104°C), которая на $\sim 175^{\circ}\text{C}$ ниже температуры котловой воды ($t_{\text{к}}$ при 65 ат — $279,5^{\circ}\text{C}$) смешение этих сред внутри барабана недопустимо, так как при аварии с внутрибарабанным смесительным устройством холодные струи (104°C) могут попасть на горячие стенки (280°C) барабана-сепаратора. Циклические колебания температуры стенки $280 \leftrightarrow 104^{\circ}\text{C}$ могут вызвать ее растрескивание. Таким образом, нас «прогнозируют» с проблемой смешения питательной и котловой воды из барабана-сепаратора РУ. Примечания:

- в современных котельных агрегатах на органическом топливе температура питательной воды, как правило, выше 200°C ;
- для БиАЭС из соображений надежности была принята простейшая схема регенеративного подогрева питательной воды, двухступенчатая, при второй ступени в виде атмосферного деаэратора, отсюда и температура питательной воды — 104°C .

Из описанного события следовало два вывода: смесительные устройства должны быть встроены в опускные групповые трубопроводы; они должны быть установлены максимально близко к барабану-сепаратору, чтобы увеличить движущий напор в контуре ЕЦ и застраховать теплоноситель в опускных трубопроводах от самовскипания при быстрых снижениях давления. Такое смесительное устройство было спроектировано, одобрено теплотехниками ВТИ и утверждено к реализации.

Сотрудникам ФЭИ этот смеситель очень не нравился, создавалось впечатление, что он плохо будет перемешивать «холодный» и «горячий» потоки, но мы не были специалистами по перемешиванию струй. Главатомэнерго (А.Н. Григорьянц) нашел нам таких специалистов — ЭИЛ, филиал ЭНИН в г.Электргорске. Специалисты ЭИЛ расчетными исследованиями определили слабое, нерегулярное перемешивание потоков. Их заключение: «Конструкция смесителя такова, что возможны выходы холодных струй (104°C) на места трубопроводов, ранее омывавшиеся горячими струями (280°C)», то есть опять опасность термоциклирования, но теперь в стенках трубопроводов. Было решено менять конструкцию смесителя.

ФЭИ (В.В. Долгов) выдвинул идею сделать смеситель питательной и котловой воды по схеме струйного насоса, в котором питательная (холодная) вода подается через рабочее сопло в камеру смешения по ее оси, котловая (горячая) вода инжектируется в камеру смешения кольцевым потоком вокруг рабочей струи. Идея применения профиля струйного насоса для смешения потоков опиралась на тот

факт, что на длине камеры смешения ($\frac{L}{d} = 6 - 10$) происходит практически полный обмен импульсом: при ступенчатом профиле скоростей на входе камеры $\left(\frac{W_p}{W_{ин}} = 4,8 \pm 7,7 \right)$ w_p — скорость рабочей среды на выходе из сопла — питательной воды, $w_{ин}$ — скорость инжектируемого потока) — котловая вода на выходе имеет нормальный, например турбулентный профиль. Это свидетельствует о хорошем перемешивании потоков. Специалисты ЭИЛ подтвердили высокую эффективность перемешивания рабочей и инжектируемой струй в профиле струйного насоса.

К сведению, было принято устройство, одинаковое для всех шести групповых петель, с характеристиками: рабочее сопло 18 мм (расход питательной воды $\sim 16,3$ т/ч), конфузор — длина 100 мм, камера смешения цилиндрическая с диаметром — 100 мм, длиной — 600 мм, диффузор длиной 450 мм, угол раскрытия 12° (с диаметра 100 мм к диаметру 195 мм). Полномасштабный макет был гидравлически исследован по напорным характеристикам на стенде, смонтированном на Белоярской АЭС.

Расчеты и эксперименты показали, что смесительное устройство с указанными характеристиками является низконапорным (неоптимальным) струйным насосом. Смесительное устройство получило наименование: «смеситель с полезным напором» (СПН). Применение СПН в контуре ЕЦ решающим образом развязало многие проблемы. Ниже даны основные режимы СПН:

- Номинальный режим работы (100 % мощности реактора) Перепад давления питательной воды в сопле СПН 2 кгс/см² (0,2 МПа). Указанный перепад давления питательной воды есть «плата» за хорошее перемешивание питательной и котловой воды. При этом вклад СПН в движущий напор групповой петли при номинальном режиме не превышает 3,5 %. В основном движущий напор в групповых петлях контура РУ создается естественной тягой.
- Подготовка контура ЕЦ к работе после его заполнения водой. Обеспечив расход питательной воды через сопло одного СПН 40 т/ч (перепад давления на сопле ~ 6 кгс/см²), удастся гарантированно удалять воздух из всех элементов групповой петли.
- При расходе питательной воды через шесть СПН 40 т/ч, устанавливаемом перед подъемом мощности реактора, в трактах ТВС обеспечивается контролируемый расход воды в рабочем направлении. Это снимает вопрос об опрокидывании циркуляции в трактах отдельных ТВС с началом подъема мощности реактора.

Для операций этого и предыдущего пункта по первоначальному проекту предполагалось в контур ЕЦ установить пусковой насос по весьма сложной схеме. Применение СПН сняло проблему пускового насоса, радикально упростив конструкцию контура РУ.

- Расхолаживание заглушенной РУ осуществляется прокачкой через контур РУ питательной воды с ее охлаждением в конденсаторе турбины. При расходе питательной воды 80–90 т/ч обеспечивается глубокое расхолаживание (после срыва деаэрации питательной воды) до уровня температуры элементов активной зоны 50–60 °С при контролируемом расходе в групповых петлях и реперных трактах ТВС.
- Послемонтажная промывка групповых петель осуществлялась с помощью СПН, при этом через сопло одного СПН подавался расход питательной воды до 70 т/ч (перепад давления на сопле ~19 кгс/см²). По проекту это предполагалось сделать с помощью центробежного насоса.

Таким образом, смеситель с полезным напором, выполненный по схеме струйного насоса, в контуре ЕЦ РУ ЭГП-6 оказался очень эффективным агрегатом, позволяющим выполнять технологически предельно просто операции по подготовке контура ЕЦ к пуску, организации начальной циркуляции в контуре ЕЦ перед подъемом мощности реактора, по созданию циркуляции в контуре ЕЦ в процессе расхолаживания, включая глубокое расхолаживание.

Особый комплекс экспериментальных исследований потребовался для обеспечения обоснования теплогидравлической надежности активной зоны реактора.

Групповая петля контура естественной циркуляции РУ ЭГП-6 включает в себя систему параллельных трактов ТВС (30–33 шт. и 52–54 шт.). В свою очередь каждая ТВС представляет собой систему из шести параллельных трактов трубчатых твэлов, в которых имеет место кипение теплоносителя (воды).

По опыту разработки испарительных контуров РУ АМБ-100, АМБ-200, а также котельных агрегатов на органическом топливе было известно, что предельные (критические) состояния твэлов могут достигаться либо при стационарном расходе в них, либо как состояния возникновения автоколебаний в параллельных испарительных трактах (при этом испарительные тракты делятся, как правило, на две части, в которых колебания расходов происходит в противофазе).

Эксперименты по исследованию кризиса теплоотдачи на одиночном твэле организовать существенно легче, чем эксперименты с

системами параллельных кипяtilьных трактов. Поэтому первые результаты были получены в теплофизическом отделении ФЭИ по критической мощности одиночного твэла при стационарном расходе.

Для исследований границ области устойчивых режимов (ГОУР) системы параллельных трактов ТВС и систем трактов твэлов ТВС необходимо было разрабатывать представительную модель групповой петли контура циркуляции РУ ЭГП-6.

Стенд-модель групповой петли контура РУ ЭГП-6.

ТВС-макеты по отношению к ТВС-оригиналам были выполнены в части гидравлики (проходные сечения и высоты всех элементов) в масштабе 1:1. Обогрев имитаторов твэлов осуществлялся пропусканьем по телу твэла переменного электрического тока. Имитаторы твэла были съемными. За счет профилирования толщины стенки имитатора твэла в них достигалось косинусоидальное тепловыделение по длине. Кроме того, использовались имитаторы с равномерной стенкой. В них имело место равномерное по длине тепловыделение.

Тракты, подводящие к ТВС воду от раздаточного коллектора, и тракты, отводящие от ТВС пароводяную смесь к сборному коллектору, были выполнены по диаметру и длине в масштабе 1:1.

Подъемно-опускная система (ПОС) – сепаратор пара, опускной трубопровод, раздаточный коллектор, сборный коллектор, подъемный трубопровод и сепаратор пара – по высоте была выполнена по отношению к оригиналу в масштабе 1:1. Диаметр указанных трубопроводов был выбран из условия: ПОС модели должна создавать полезный напор при 100 % мощности модели, равный полезному напору ПОС оригинала при 100 % мощности реактора. При этом в модели, включающей две полномасштабные ТВС, одна ТВС имела мощность, равную максимальной мощности ТВС в групповой петле реактора, другая – среднюю мощность всех остальных ТВС групповой петли реактора. Соотношение между мощностями ТВС в модели было равно $1: \frac{2}{3}$. Диаметр групповых трубопроводов модели был 51 мм.

Первой задачей являлось определение, в какой системе параллельных трактов ТВС или трактов твэлов внутри ТВС раньше (при меньшей мощности ТВС) возникают автоколебания расходов. ТВС имела штатную конструкцию, и для системы параллельных трактов твэлов полностью воспроизводились условия оригинала. Число ТВС в модели групповой петли было две, тогда как в групповых петлях РУ ЭГП-6 число ТВС было 32 и 52 шт. Чтобы приблизить условия реакции перепада давления между раздаточным и сборным коллекторами модели к оригиналу, к коллекторам модели были подсоединены

воздушные демпферы, выполненные по схеме компенсаторов объема. Объем газовых емкостей составлял $\sim 0,5 \text{ м}^3$.

Эксперименты, проведенные на модели групповой петли с подсоединенными демпферами и без них, показали, что неустойчивость расходов раньше наступает в параллельных трактах твэлов внутри ТВС. При многочисленных экспериментах автоколебаний в параллельных трактах ТВС получить не удалось.

Экспериментами для ТВС без дроссельных шайб было установлено, что граничные (на границе устойчивых режимов) мощности при номинальном давлении в контуре 65 кгс/см^2 выше максимальной мощности ТВС по проекту: $N_{\text{ТВС}}^{\text{ГОУР}} = 370 \text{ кВт}$, $N_{\text{ТВС.}}^{\text{max}} = 340 \text{ кВт}$.

Однако запас до ГОУР был очень мал ($\frac{N_{\text{ТВС}}^{\text{ГОУР}}}{N_{\text{ТВС}}^{\text{max}}})_{P=65} = 1,09$. Этот запас не перекрывал возможные отклонения в технических характеристиках твэлов и в режимных параметрах. В связи с этим встал вопрос об увеличении мощности ТВС на границе области устойчивых режимов. Для увеличения мощности ТВС на ГОУР в теплоэнергетике применяется дросселирование обогреваемых испарительных трактов на водном участке (как правило, на входе тракта).

Спецификой дросселирования трактов в контуре естественной циркуляции с ограниченными движущими напорами является заметное снижение расхода циркуляции с увеличением дросселирования. Эксперименты подтвердили это снижение расхода через ТВС, а это означало снижение критической мощности твэла. При параметрах возникновения автоколебаний в твэлах нешайбованной ТВС критическая мощность твэла составляла $\sim 100 \text{ кВт}$ (для ТВС $\sim 600 \text{ кВт}$). Дросселирование входа тракта твэла поднимало уровень мощности ТВС на ГОУР. Два предельных состояния ($N_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{KP}}$ при постоянном расходе и $N_{\text{ТВС}}^{\text{ГОУР}}$) с увеличением дросселирования двигались навстречу друг другу. Это породило идею определить оптимальное дросселирование, при котором критическая мощность $N_{\text{ТВЭЛ}}^{\text{KP}}$ равны. В этом случае предельная мощность ТВС оказывается наибольшей, то есть запас до предельной мощности наиболее напряженной ТВС становится наибольшим. Такое дросселирование обеспечивается дроссельной шайбой, устанавливаемой на входе в тракт твэла.

Был определен диаметр шайбы — $4,4 \text{ мм}$. Такие шайбы устанавливаются заводом в ТВС, загружаемых в реактор. По расчетным оценкам, перепад давления на принятых дроссельных шайбах составляет $\sim 20 \%$ от движущего напора в групповой петле контура естественной циркуляции.

Были определены запасы до ГОУР по мощности и давлению для ТВС максимальной мощности. Запасы по мощности определены как отношение $\frac{N_{TBC}^{ГОУР}}{N_{TBC}^{МАА}}$ при проектном номинальном давлении в контуре ЕЦ (в барабане-сепараторе) 65 кгс/см². При равномерном тепловыделении по длине твэла запас по мощности равен 1,55; при косинусоидальном тепловыделении по длине твэла — 1,76.

Запас по давлению оценивается как отношение проектного номинального давления в контуре ЕЦ к давлению на ГОУР при максимальной мощности наиболее напряженной ТВС. При равномерном

тепловыделении по длине твэла запас по давлению $\frac{P_{НОМ}}{P_{ГОУР}} = 1,86$,

при косинусоидальном тепловыделении по длине твэла $\frac{P_{НОМ}}{P_{ГОУР}} = 2,50$.

Эксперименты на модели групповой петли циркуляционного контура с двумя ТВС в контуре при естественной циркуляции дали экспериментальный материал по надежности теплосъема в ТВС максимальной мощности и в ТВС некоторой средней мощности, чего было недостаточно для описания теплотехнической надежности всей активной зоны реактора, в которой мощности ТВС варьируют от 340 кВт до 180 кВт. В связи с этим были проведены детальные исследования границ областей устойчивых режимов (ГОУР) в макете ТВС при принудительной циркуляции, при которой все параметры, влияющие на гидродинамическую устойчивость системы параллельных трактов в ТВС, могут регулироваться: в частности, мощность ТВС, давление в контуре, расход воды через ТВС, температура воды на входе в ТВС.

В этих экспериментах был определен запас в наиболее напряженной ТВС до ГОУР по расходу, который принимается как отношение расхода через наиболее напряженную ТВС при номинальных параметрах к расходу на границе области устойчивой работы при номинальном давлении и номинальной максимальной мощности ТВС. При равномерном тепловыделении по длине твэла запас по

расходу для ТВС с максимальной мощностью $\frac{G_{TBC}^{НОМ}}{G_{TBC}^{ГОУР}} = 1,91$, при ко-

синусоидальном тепловыделении по длине твэла — $\frac{G_{TBC}^{НОМ}}{G_{TBC}^{ГОУР}} = 2,47$.

Подобные запасы по расходу имеют значение в аварийных ситуациях, при которых, например, подводящий к ТВС трубопровод оказывается частично перекрытым.

Столь высокие запасы до граничных состояний даже для ТВС с максимальной мощностью дают числовое значение теплотехнической надежности активной зоны реактора ЭГП-6 практически равным 1 (по расчету, 0,9²²). Столь высокий уровень запасов породил мысли о возможности форсирования мощности реакторной установки. Расчет с использованием экспериментальных данных по граничным состояниям показал, что при мощности РУ 70 МВт (вместо 62 МВт) теплотехническая надежность активной зоны оказывается не ниже 0,9⁵ при отклонении мощности реактора до уставки аварийной защиты — 120 %.

Руководство 16ГУ Минсредмаша не поддержало предложений ФЭИ по форсированию мощности РУ ЭГП-6 до 70 МВт. Правда, по просьбе дирекции БиАЭС было утверждено руководством Министерства энергетики и электрификации СССР (Г.А. Шашарин) и согласовано с руководством 16ГУ решение об увеличении разрешенной мощности реакторных установок Билибинской АЭС с 62 до 65 (проектной номинальной мощностью осталась мощность 62 МВт).

АТОМНАЯ СТАНЦИЯ В ЗОНЕ ВЕЧНОЙ МЕРЗЛОТЫ НА КРАЙНЕМ СЕВЕРО-ВОСТОКЕ РОССИИ

Основным достоинством ядерных энергоисточников применительно к удаленным бестопливным районам являются существенно меньшие расходы на транспортировку ядерного топлива по сравнению с соответствующими транспортными затратами на доставку эквивалентного количества органического топлива. Это обстоятельство и являлось основной предпосылкой возможной экономической целесообразности строительства ядерных энергоисточников в удаленных и труднодоступных бестопливных районах.

Типичным районом с указанными сложностями в энергоснабжении является Чаун-Билибинский горно-промышленный район в Чукотском автономном округе. Технико-экономическое сравнение различных типов энергоисточников, проведенное в начале — середине 60-х годов, показало, что наиболее эффективно для данного района применение атомных станций. Однако, этот прогноз нельзя было считать однозначным, так как в отчетственной и зарубежной практике отсутствовал опыт сооружения ядерных энергоисточников в условиях, аналогичных условиям Крайнего Северо-Востока нашей страны. Тип энергоисточника — атомная ТЭЦ — и место его строительства были выбраны с учетом необходимости покрытия

относительно больших потребностей в тепле районного центра г. Билибино.

Для района города Билибино характерны суровые климатические, сложные геологические, гидрологические и географические условия: длительная (до 8 месяцев в году) зима с температурой до -60°C ; вечномёрзлые грунты, горные породы, пронизанные линзами льда на большую глубину; маловодность района при отсутствии в нем непромерзающих в зимнее время рек и естественных озёр; большая удаленность (тысячи километров) от промышленных районов, расстояние до ближайших портов Северного морского пути 300 и 550 км.

Чаун-Билибинская энергосистема (ЧБЭС), для работы в которой создавалась БиАЭС, имеет протяженные (~ 800 км) электрические сети, проходящие по гористой тундре, что обуславливает их повышенную аварийность (особенно в летнее время, когда идет оттаивание грунтов). Она имеет малую мощность, так что БиАЭС составляет $\sim 50\%$ ее общей мощности. Для нее характерна также значительная неравномерность графика электрической нагрузки (четыре максимума-минимума в летний период с отношением минимума к максимуму 0,6).

В связи с указанной спецификой района при разработке проекта БиАЭС были решены весьма новые задачи:

- разработана реакторная установка, обладающая необходимой надежностью при систематической работе в режиме переменных нагрузок;
- впервые для заполярных условий разработана замкнутая система технического водоснабжения станции на основе сухих градирен, требующих очень малых расходов воды (в размере подпитки контуров, компенсирующей утечки из контуров);
- обеспечена посадка здания крупного промышленного объекта на рыхлые горные породы в условиях вечной мерзлоты.

В проекте БиАЭС предусмотрена трехконтурная схема теплоснабжения потребителя. Греющей средой является пар, генерируемый в реакторе и поступающий на теплофикационную установку из отборов турбины. Пар (первый контур) подогревает воду промежуточного (второго) контура (он же выполняет функцию теплотрассы) до 150°C , по которому она направляется на расстояние 3,5 км к сетевым водо-водяным теплообменникам теплового пункта города, а затем возвращается на БиАЭС при температуре 80°C . Отопительная сеть города и сеть горячего водоснабжения являются третьим контуром теплоснабжения. Тепловой пункт города обеспечивает отпуск

теплоты на отопление и горячее водоснабжение (температура воды соответственно 95–70 и 65–70 °С).

Источником водоснабжения БиАЭС является водохранилище, образованное с помощью плотины, которая построена одновременно с БиАЭС в долине речки Поннеурген. Вода водохранилища используется также для снабжения г. Билибино. Отсутствие водостоков (и соответственно, подпитки водохранилища) в зимнее время обуславливает необходимость создания запасов воды на этот период. Однако запасы воды в водохранилище настолько ограничены (его полезная емкость 3,5·10⁶ м³), что для БиАЭС не представлялось возможным применить традиционные схемы теплоотвода из конденсаторов турбин и другого оборудования, например, с помощью прудов-охладителей или водяных открытых градирен.

В связи с этим впервые в нашей стране для условий Крайнего Севера была разработана система водоснабжения электростанции с замкнутым контуром и охлаждением технической воды в воздушно-радиаторных охладителях — в теплообменниках «вода-воздух». Теплообменники (теплообменные колонны — «сухие» градирни Геллера-Форго) разработаны и изготовлены в Венгрии. Достоинства этой системы — небольшой расход воды, практически только на восполнение утечек из контура; существенно меньшее загрязнение конденсата пара присосами охлаждающей воды в конденсаторе турбины по сравнению с традиционными системами водоснабжения (пруды-охладители, капельные градирни), поскольку контур «сухих» градирен заполняется химически обессоленной водой (это обстоятельство особенно важно для одноконтурных реакторных установок, какие и применены на БиАЭС); отсутствие экологического (теплового) воздействия на окружающую природу в связи с тем, что теплота от БиАЭС отводится не в ближайшие водоемы, а в воздух, где она рассеивается.

Фундамент здания главного корпуса БиАЭС спроектирован из условия, что под ним не сохраняется вечная мерзлота. Фундамент выполнен в виде двух монолитных железобетонных плит, расположенных на отметках, различающихся на 4,1 м. Нижерасположенная плита под реакторным отделением и деаэрационно-щитовой этажеркой имеет толщину 1500 мм. Вышерасположенная плита под машинным отделением и закрытым распредустройством 110 кВт имеет толщину 700 мм. Разность уровней обусловлена уклоном рельефа (склон 15°). Плиты опираются на коренные породы и способны нести нагрузки при местных осадках грунтов, возможных в зонах тектонических разрушений коренных пород.

РАБОТА ЭНЕРГОБЛОКОВ В РЕЖИМЕ ПЕРЕМЕННЫХ НАГРУЗОК

БиАЭС, работающая в составе маломощной энергосистемы, участвует с момента пуска первого энергоблока в покрытии переменной части графика нагрузки ЧБЭС, то есть работает по диспетчерскому графику. Пример характерного графика электрической нагрузки ЧБЭС в летний период и участия в его покрытии БиАЭС приведен на рис. 1.

После ввода всех четырех энергоблоков диспетчерский режим БиАЭС реализуется следующим образом: два энергоблока работают в базе, два путем изменения своей мощности регулируют частоту в электрических сетях ЧБЭС в диапазоне, заданном диспетчером ЧБЭС. Мощность регулирующего энергоблока меняется оператором по цепочке: задатчик нейтронной мощности реактора (управляется оператором вручную с пульта) → изменение мощности реактора → изменение давления пара → регулятор давления → система регулирования мощности турбины → изменение мощности турбины.

Возможность постоянной работы реакторов ЭГП-6 в режиме переменных нагрузок обусловлена тремя факторами: во-первых, высокой теплопроводностью дисперсионной топливной композиции в трубчатом твэле (не менее $25 \text{ Вт}/(\text{м} \cdot ^\circ\text{C})$), при этом перепад температуры в твэле составляет $\sim 1^\circ\text{C}$ на 1 % мощности реактора, постоянная времени твэла $\sim 2,5 \text{ с}$; во-вторых, умеренной теплонапряженностью твэла: средняя удельная напряженность твэла $\sim 200 \text{ Вт}/\text{см}$, максимальный тепловой поток $\sim 800 \text{ кВт}/\text{м}^2$; в-третьих, слабым изменением расхода естественной циркуляции в контуре РУ в диапазоне мощности 50–100 % номинальной (именно в этом диапазоне работают энергоблоки, регулирующие частоту в электрической сети ЧБЭС).

В электрической сети энергосистемы могут быть два типичных графика нагрузки. Первый – штатное изменение нагрузки системы во времени, как правило, достаточно медленное. Изменение этой нагрузки системы компенсируется изменением мощности энергоблоков, регулирующих частоту в системе. Например, на БиАЭС энергоблок, регулирующий частоту, нагружается от 50 % до уровня 90–100 % за три часа, разгружается до 50 % также за три часа.

Можно предположить, что такой график нагружения-разгружения приемлем и для реакторных установок с оксидным таблеточным топливом.

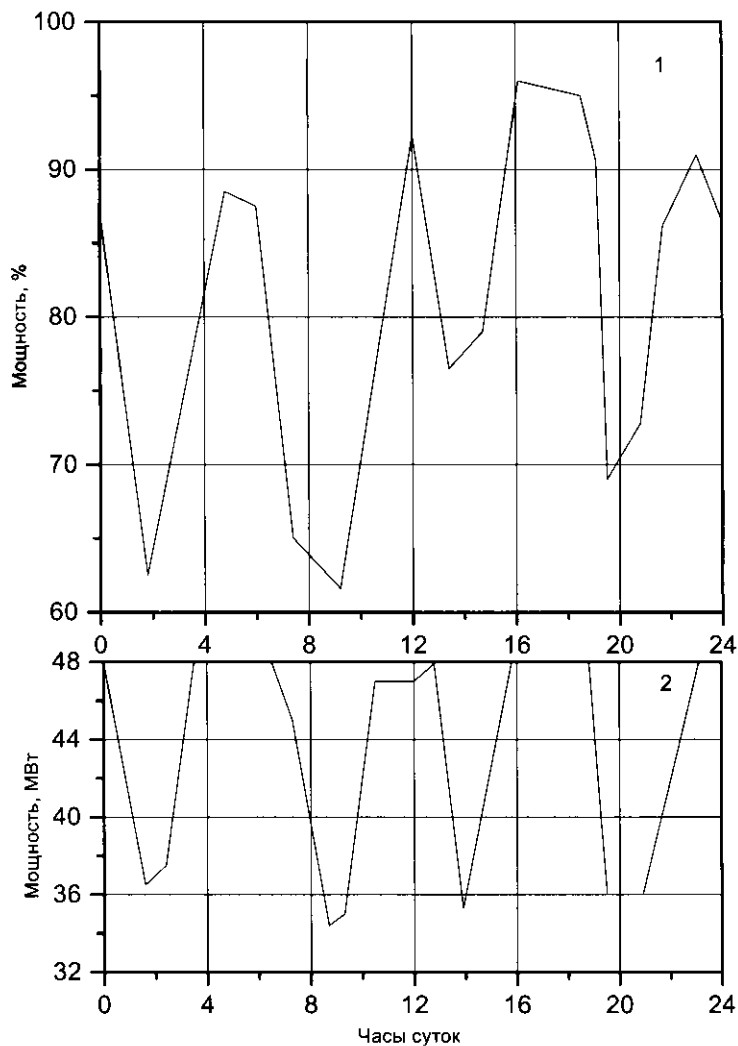


Рис. 1. Характерный летний график электрических нагрузок Чаун-Билибинской системы (1) и Билибинской АТЭС (2)

Второй — аварийное возмущение режима работы системы — отключение от системы какого-либо энергоблока. В этом случае в системе возникает дефицит в генерирующих мощностях, что проявляется в снижении частоты в электрических сетях энергосистемы. При недопустимом снижении частоты энергоблока, регулирующие частоту, за минуты (!) должны ввести частоту в заданный коридор.

Проектом энергоблока БиАЭС была предусмотрена система автоматического регулирования мощности энергоблока по сигналам из электрических сетей системы. Была составлена программа испытаний РУ при введении этой системы в работу, согласованная с 16 ГУ. Энергоблок с включенной системой превращался в энергоблок, автоматически регулирующий частоту в электрических сетях энергосистемы. Агрегат, вырабатывающий сигнал для команд системе автоматического регулирования мощности, сопоставлял заданную частоту и фактическую частоту в сети и вырабатывал сигнал «увеличить частоту» (поднять мощность энергоблока) или «уменьшить частоту» (снизить мощность энергоблока). Выходной сигнал этого задатчика коррекции частоты мог быть выведен как на систему регулирования нейтронной мощности реактора (на задатчик мощности), так и на систему регулирования мощности турбины. Представлялось, что для энергоблока лучше применить привычную по ручному управлению схему с начальным изменением мощности РУ (задатчик мощности реактора) с последующим приведением через регулятор давления мощности турбины в соответствие с мощностью реактора. Однако, по мнению специалистов по системе регулирования мощности реактора, применять такую схему опасно для системы регулирования реактора, так как из электрической сети ЧБЭС через задатчик коррекции частоты на задатчик мощности реактора шел «шум» сигналов, что приводило задатчик мощности в режим частого «включения-выключения».

К опытно-промышленному опробованию режимов РУ с включенной системой автоматического регулирования мощности была принята схема с обратной последовательностью действия агрегатов, управляющих частями энергоблока. Задатчик коррекции частоты воздействовал на систему регулирования мощности турбины, изменяя ее мощность; а регулятор давления в контуре ЕЦ воздействовал на задатчик мощности реактора, приводя мощность реактора в соответствие с мощностью турбины.

Первый этап опытно-промышленного опробования режимов одного энергоблока в режиме регулирования частоты в электрических сетях ЧБЭС показал следующее:

- При штатном регулировании частоты (при медленно меняющейся нагрузке энергосистемы) в течение трех суток энергоблок плавно регулировал частоту лучше, чем это выполняется оператором реактора вручную.
- Испытания энергоблока с включенной системой автоматического регулирования мощности проводились путем максимально быстрой разгрузки смежного энергоблока БиАЭС. Смежный энергоблок вручную при постоянном воздействии на задатчик мощности реактора разгружался со скоростью задатчика мощности реактора со 100 % электрической мощности до 50 %. Испытуемый блок автоматически нагружался с 50 % до 100 %. Испытания прошли без замечаний.

Описанные эксперименты были первым этапом освоения автоматического регулирования мощности энергоблоков БиАЭС по сигналам из электрической сети ЧБЭС. Второй этап предполагал уже испытания при двух энергоблоках, управляемых автоматически. Однако эта деятельность не была поддержана 16 ГУ, БиАЭС не проявила необходимой настойчивости, далее произошли события на Чернобыльской АЭС. Таким образом, принципиальная возможность автоматического управления блоками АЭС по сигналам из электрической сети была показана, но практической реализации эта возможность не получила: диспетчерский режим БиАЭС по-прежнему осуществляется при ручном управлении реакторами.

НЕСТАНДАРТНЫЕ СИТУАЦИИ ПРИ ПУСКОНАЛАДОЧНЫХ РАБОТАХ НА ВТОРОМ И ЧЕТВЕРТОМ ЭНЕРГОБЛОКАХ

Энергопуск второго энергоблока

В ночь перед подъемом электрической мощности до уровня опытно-промышленного опробования (20 % электрической мощности от номинальной) было установлено: в четырех групповых петлях (из шести) петлевые расходомеры показали неправильно расход. При этом проливка групповых петель в процессе контроля измерительных средств петель осуществлялась с помощью СПН каждой групповой петли. Каждая петля имела три позиции контроля: один групповой расходомер и два расходомера через реперные тракты ТВС. По опыту эксплуатации циркуляционного контура первого блока было известно, что при проливке групповых петель от СПН справедливы соотношения:

$$G_{\text{ПЕТЛИ}}^{\text{РАСЧ}} \approx G_{\text{ТВС}}^{\text{РЕП}} \cdot n_{\text{ТВС}}$$

где: $G_{\text{ПЕТЛИ}}^{\text{РАСЧ}}$ — расчетный расход через групповую петлю,
 $G_{\text{ТВС}}^{\text{РЕП}}$ — измеренный расход через реперный тракт ТВС,
 $n_{\text{ТВС}}$ — число ТВС в группе (32, 52)

Скоро стало ясно, что измеренный групповым расходомером расход для групповой петли с 52, 54 ТВС $G_{\text{ПЕТЛИ}}^{\text{ИЗМ}}$ больше расчетного $G_{\text{ПЕТЛИ}}^{\text{РАСЧ}}$ в ~1,6–1,7 раза и, наоборот, измеренный групповым расходомером для групповой петли с 31, 33 ТВС $G_{\text{ПЕТЛИ}}^{\text{ИЗМ}}$ меньше расчетного $G_{\text{ПЕТЛИ}}^{\text{РАСЧ}}$ в ~0,7–0,6 раза. При этом сопло Вентури для групповой петли с 52, 54 ТВС имеет по проекту, сужение диаметра со 195 мм до 105 мм, а для групповой петли с 31, 33 ТВС имеет сужение диаметра со 195 мм до 84 мм. Все это свидетельствовало об одном: при монтаже групповых петель были перепутаны расходомерные вставки. На место вставок с Ду = 105 мм вварили вставки с Ду = 84 мм и, соответственно, наоборот. Работать РУ с этим браком не может, требуется перемонтаж расходомерных вставок в четырех групповых петлях.

Утром Пусковая комиссия по пуску энергоблока № 2 БиАЭС начала разбираться. На претензию о браке монтажа групповых петель монтажники ответили: «После монтажа петель мы и сами обнаружили, что вставки перепутаны, но не стали перемонтировать, думали, что вы не заметите» (снаружи расходомерные вставки одинаковы).

Описанное событие поставило под вопрос возможность энергетического пуска энергоблока № 2 БиАЭС в назначенный срок — декабрь 1974 года (ибо уже началась последняя декада декабря). Пусковая комиссия разделилась на две части: «опытная» часть, имевшая опыт работы с реакторными установками, и «неопытная» часть, не имевшая опыта работы с РУ (новички). «Неопытная» часть заняла позицию: необходимо просить Москву о переносе срока завершения энергопуска блока № 2, ибо после опытно-промышленного опробования контур станет недоступно активным. На чистом контуре провести перемонтаж. И только затем пускаться. «Опытная» часть все понимала иначе: необходимо пускать блок, идти на опытно-промышленное опробование (20 % номинальной мощности в течение 72 часов). За этот срок загрязнение контура радиоактивными отложениями будет очень малым, это не составит препятствия к перемонтажу. Победили «опытные». После опытно-промышленного опробования РУ, промывки контура перемонтаж был проведен. Энергоблок № 2 БиАЭС был пущен в установленный Министерством срок.

Физический пуск четвертого реактора

По плану энергоблок № 4 должен был быть пущен в сентябре 1976 года. Это был четвертый в ряду реактор, физики ФЭИ, прошедшие физические пуски трех предыдущих реакторов, почувствовали опыт в этой работе, который дает качество и скорость в работе. В начале сентября группа физического пуска ФЭИ отбыла на БиАЭС. По началу они бодро сообщали, что все идет по плану, но потом замолчали. Из телефонных разговоров стало ясно, что они столкнулись с некоторыми непредвиденными трудностями. В середине сентября на БиАЭС отправилась из ФЭИ группа для участия в энергетическом пуске энергоблока № 4. К этому времени на БиАЭС собралась вся государственная комиссия по пуску энергоблока № 4.

Комиссии доложили, что в процессе физического пуска реактора № 4 в объеме активной зоны были обнаружены области повышенного поглощения нейтронов. Суммарное загрязнение активной зоны было таково, что существенно увеличивало бы критическую массу реактора.

Первая реакция членов пусковой комиссии была такой: монтажники нарушили технологию кладки графитовых блоков в части соблюдения чистоты, и это привело к такому загрязнению. Появилась версия, что в кладку попал карбид бора, который был на складе как материал, который применяли для сооружения блоков защиты.

Кстати, о карбиде бора в Билибино была такая байка. Билибинцы были напуганы рассказами «знатоков» о будущем убийственном излучении от АЭС. Приезжих из Москвы специалистов они интимно спрашивали: «Ну, что отсюда тикать надо?!». Сколько их «утикало» — нам неизвестно. Но забота о себе у этих испуганных нашла забавную форму. Рассказывали, что «знатоки» (а может быть, и юмористы) объяснили им, что карбид бора очень хорошая защита от реакторного излучения. Защитить себя от излучения очень просто: нужно заново побелить свое жилище, добавив в побелку карбид бора. Наиболее опасливые и предприимчивые последовали этому совету.

Начали искать карбид бора в кладке, а, судя по масштабу загрязнения, его должно быть немало. Усилия в этом направлении дали отрицательный результат. Тогда осмелевшие монтажники выступили с предположением: «А может быть, грязными являются некоторые графитовые блоки, то есть в них сидит поглотитель нейтронов»? Этот вопрос вызвал шок у опытных средмашевцев. В ответ они (М.Е. Минашин и другие) заявляли: «Да вы соображаете, что вы говорите? Как блоки графитового замедлителя, которые в

принципе должны быть ядерно чистыми, могут оказаться так загрязненными поглощающим материалом? Завод блюдет специальную технологию по чистоте производства, каждая партия графита подвергается контролю на физический индекс (по проекту он был не хуже 3,9 мбарн). Нет, ваше предположение немыслимо!». Однако взяли пробы графита для спектрального анализа и отправили их на анализ в лабораторию в ближайший технический центр в г. Магадан (~1200 км). Через две недели стало ясно, что в некоторых пробах графита бора много. Так опытные средмашевцы сели в лужу.

Претензии к московскому электродному заводу, изготовившему графит для реактора № 4 БиАЭС, в том числе с требованием компенсировать стоимость монтажных работ графитовой кладки (ее сборку и разборку), закончились «мыльным» пузырем. Никакой, даже частичной, компенсации завод не заплатил, но факт поставки бракованного графита признал.

Как могло случиться, что завод, поставивший для многих уран-графитовых реакторов графит-замедлитель высокого качества, допустил такой брак в своей продукции? Два обстоятельства привели к этому. Первое, незадолго до срока изготовления партии графита для реактора № 4 БиАЭС завод добился смягчения в выходном контроле своей продукции: вместо 100-процентного контроля графитовых блоков на физический индекс он уломал свое руководство и заказчиков на выборочный контроль (контроль n % из 100 %). Величина n , к сожалению, оказалась менее 10 %. Второе, во время воскресника на заводском дворе возникло предложение пустить в дело давно стоявшие ничейные штабеля графитовых блоков. И пустили без достаточного контроля. Впоследствии (когда случилась беда) вспомнили, что в беспризорных штабелях графита были графитовые блоки с добавкой бора — остатки защитных блоков для установок специального назначения. Таким образом, потеря бдительности изготовителей графита, порожденная длительным предыдущим благополучием, привела к столь серьезному последствию.

Итак, стало ясно, что в смонтированном реакторе имеется несколько десятков борированных графитовых блоков. Что делать? В качестве одного из вариантов было предложение: «А что, если ничего не делать? Начать работу как есть?». Однако анализ показал, что кладка реактора «исправится» не раньше, чем через 10 лет, когда бор в основном выгорит. Но в это время будет заметный перерасход топлива, а, главное, искаженные нейтронные поля в активной зоне, что усложнит эксплуатацию реактора. В конце концов, устоялось мнение: «Нужно перемонтировать кладку, заменив

«грязные» графитовые блоки «чистыми». Предстояло объяснение в Москве, как оно пройдет? Но, к нашей большой радости, начальник 16 ГУ Мешков Александр Григорьевич приободрил нас: «Событие, конечно, неприятное. Но, по моему опыту, это достаточно простая операция. Приступайте к ремонту». Теперь все было ясно: мы, в конце концов, приняли правильное решение, одобренное руководством.

Весь этот промах обошелся стране, не считая стоимости работ по ремонту, опозданием на один квартал ввода в эксплуатацию четвертого энергоблока БиАЭС. Он был включен в сеть ЧБЭС в декабре 1976 года вместо сентября.

ИТОГ И ДАЛЬНЕЙШАЯ СУДЬБА СТАНЦИИ

БиАЭС — первый (и пока единственный) ядерный энергоисточник на Крайнем Северо-Востоке нашей страны. Ее строительство, освоение и эксплуатация явились подтверждением технических и хозяйственных возможностей сооружения и эксплуатации ядерных энергоисточников, отвечающих всем общим требованиям, предъявляемым к ним, и специфическим требованиям труднодоступных и изолированных (в части электрических связей) районов Крайнего Севера.

Высокая надежность БиАЭС как энергоисточника, с одной стороны, и существенно более высокие ее технико-экономические показатели по сравнению с энергоисточниками на органическом топливе, с другой, — подтвердили высокую эффективность применения ядерных энергоисточников для тепло- и электроснабжения труднодоступных бестопливных районов страны.

Основное народнохозяйственное значение строительства БиАЭС состояло в том, что создан мощный, по масштабам Чукотки, энергоисточник, работа которого не требует привлечения большого количества транспортных средств: десятков морских танкеров или углевозов, а также сотен автомашин с соответствующим числом трудящихся (которые необходимы для эксплуатации подобного энергоисточника на органическом топливе). Количество тепловой энергии, которое вырабатывалось реакторами БиАЭС за год, соответствовало сжиганию 210—230 тысяч тонн условного топлива (при КИУМ БиАЭС 80—85 %). Перевозки энергетически эквивалентного количества ядерного топлива на БиАЭС (тепловыделяющие сборки вместе с транспортными контейнерами, около 50 тонн в год) обеспечиваются авиарейсами.

До 1991 г. коэффициент использования установленной мощности БиАЭС достигал 85 %, а коэффициент готовности — 90–92%. В настоящее время эти показатели существенно ниже. Себестоимость электроэнергии была в 1,3–1,5 раза ниже, чем на энергоисточниках с органическим топливом, расположенных в наиболее благоприятных для данного района условиях, с точки зрения стоимости перевозок органического топлива, — на побережье Ледовитого океана. Себестоимость теплоты, вырабатываемой на БиАЭС для теплоснабжения, была в 2–2,5 раза ниже, чем на ведомственных котельных г. Билибино. В настоящее время из-за более быстрого удорожания органического топлива, чем ядерного, это различие увеличилось.

Проектный 30-летний срок эксплуатации первого энергоблока БиАЭС истекает 11 января 2004 года, второго — 31 декабря 2004, третьего 31 декабря 2005, четвертого — 31 декабря 2006 года.

Вопрос о продлении эксплуатации первой очереди БиАЭС (БиАЭС I) сверх первоначального проектного срока возник в связи с невозможностью реализации в наши дни по ряду причин проекта второй очереди БиАЭС (БиАЭС II), разработка которого была завершена в 1992 году.

Первоначально (в конце 70-х годов) проект БиАЭС II рассматривался как проект расширения БиАЭС I. Однако затянувшаяся разработка проекта БиАЭС II привела к тому, что в конце 80-х — начале 90-х годов он стал рассматриваться как проект электростанции, замещающей БиАЭС I. В настоящее время решения по строительству БиАЭС II не принято. Соответственно возник вопрос о возможности (невозможности) продления срока эксплуатации БиАЭС I сверх проектного.

Вопрос о технико-экономической целесообразности продления срока эксплуатации БиАЭС сверх проектного связан с перспективой развития хозяйства западной части Чукотского автономного округа (ЧАО), в которой сосредоточена большая доля горно-добывающей промышленности ЧАО. До начала перестройки регион испытывал дефицит в энергии как электрической, так и тепловой. Отсюда — задание на разработку проекта БиАЭС II как проекта расширения БиАЭС I. В настоящее время горно-добывающая промышленность ЧАО — основной потребитель электроэнергии — существенно сократилась. Соответственно потребление электроэнергии предприятиями этой промышленности сократился не менее чем в три раза. Коэффициент использования установленной мощности БиАЭС снизился с 85 % в 80-х годах до 35 % в 1995 г. (в 2000–2003 гг. КИУМ составил 59–44 %). Перспектива полного восстановления

горно-добывающей промышленности на ближайшие годы не просматривается, хотя некоторое ее оживление на основе новых технологий добычи золота наметилось. Неопределенность в перспективах развития хозяйства ЧАО затрудняет разработку ТЭО продления эксплуатации БиАЭС.

Специфическим моментом в принятии решения о продлении срока эксплуатации БиАЭС сверх проектного является социальный вопрос. БиАЭС входит в состав Чаун-Билибинской энергосистемы (ЧБЭС), электрические сети которой имеют V-образную форму (общая их протяженность ~800 км). Расположенная в нижней (южной) части сетей БиАЭС является главным системообразующим элементом ЧБЭС. Имея установленную мощность менее 50 % от установленной мощности ЧБЭС, БиАЭС на протяжении 20 лет вырабатывает 2/3 электроэнергии, вырабатываемой всей ЧБЭС. Две другие станции ЧБЭС: на северо-западе (п. Зеленый Мыс, Республика Саха (Якутия)) плавучая электростанция «Северное сияние-1» выведена из эксплуатации в 2002 г. Чаунская РЭС на северо-востоке ЧБЭС (г. Певек) имеет большой износ, в связи с этим более низкую надежность, чем БиАЭС. Кроме того, для ее работы необходимо привозное органическое топливо, стоимость которого в настоящее время в этом регионе очень высока при негарантированной надежности поставок. Вывод из эксплуатации БиАЭС без ее замещения новым энергоисточником в г. Билибино по существу будет означать ликвидацию ЧБЭС из-за радикального усложнения работы электрических сетей. На большой территории западной части ЧАО может быть нарушена система электроснабжения, а в г. Билибино также и система теплоснабжения. Вероятность возникновения чрезвычайных ситуаций для этого региона становится очень высокой. Остановка БиАЭС без ввода в г. Билибино компенсирующих энергоисточников в конечном счете потребует выселения из этого региона десятков тысяч жителей. Угроза существенного ухудшения ситуации в регионе вследствие остановки БиАЭС является решающим фактором обоснования необходимости продления эксплуатации БиАЭС сверх проектного срока. Вопрос проработан проектным институтом «Атомэнергопроект».

Проект БиАЭС был завершен до выхода основных нормативных документов по безопасности АЭС (физпуск реактора первого энергоблока БиАЭС и выход первых ОПБ — 1973 год). В связи с этим БиАЭС имеет значительное количество отступлений от ныне действующих НТД несмотря на устранение ряда существенных отступлений в течение последних двадцати лет. Реакторные установки

БиАЭС (РУ ЭГП-6) по «дате рождения» отнесены к реакторным установкам первого поколения. В связи с вышеизложенным оценка фактической безопасности РУ ЭГП-6 при рассмотрении вопроса продления срока эксплуатации сверх проектного приобретает решающее значение. Водографитовые РУ с трубчатыми твэлами, с малыми размерами активной зоны и естественной циркуляции кипящей воды имеют очень высокую самозащищенность по отношению к теплоотводным авариям: предельная запроектная теплоотводная авария не приводит к нарушению герметичности оболочек твэлов. Однако исходная (проектная) конструкция РУ не обеспечивает необходимой самозащищенности РУ по отношению к запроектным реактивностным авариям, недостаточны проектные системы защиты. На сегодняшний день определены необходимые технические мероприятия, обеспечивающие достаточную безопасность РУ ЭГП-6 при этих авариях. Работы, связанные с продлением эксплуатации, продолжаются.

ПРИЛОЖЕНИЯ

Приложение 1. Напоминание конструкции и характеристик

Схема конструкции тепловыделяющей сборки представлены на рис. 2.

Принципиальная схема групповой циркуляционной петли реактора представлена на рис. 3.

Принципиальная тепловая схема энергоблока представлена на рис. 4.

Характеристики реактора собраны в таблице.

Таблица

Характеристики реактора ЭГП-6

Наименование параметра	Размерность	Значение
Высота активной зоны	м	3
Эквивалентный диаметр активной зоны	м	4,1
Шаг квадратной решетки ТВС	мм	200
Число ТВС	шт.	273
Число каналов СУЗ,	шт.	60
в том числе аварийной защиты	шт.	8
автоматических регуляторов	шт.	4
Загрузка урана	т	7.2
Обогащение урана	%	3 и 3,6
Длительность кампании ТВС с учетом частичных перегрузок	эф. сутки	1150
Выгорание (максимальное)	кг/т	20
Наружный диаметр ТВС	мм	88
Длина ТВС полная	мм	7700
Опускная труба ТВС (сталь 0X18H10T)	мм	25x1
Количество твэл в ТВС	шт.	6
Твэл: внутренняя труба (сталь 0X18H10T)	мм	12x0,6
наружная оболочка (сталь 0X18H10T)	мм	22x0,3
топливо (в виде крупки)	-	UO ₂
контактный материал	-	Магний
Газ, заполняющий графитовую кладку	-	Азот
Максимальная мощность ТВС	кВт	360
Средняя мощность ТВС	кВт	227
Максимальный тепловой поток	кВт/м ²	800
Максимальная температура топлива	°C	380
Максимальная температура графитового замедлителя	°C	550
Расход воды через ТВС	кг/ч	2000–2500
Температура воды на входе в ТВС	°C	~250
Массовое паросодержание на выходе из ТВС максимальное/среднее	%	30/16

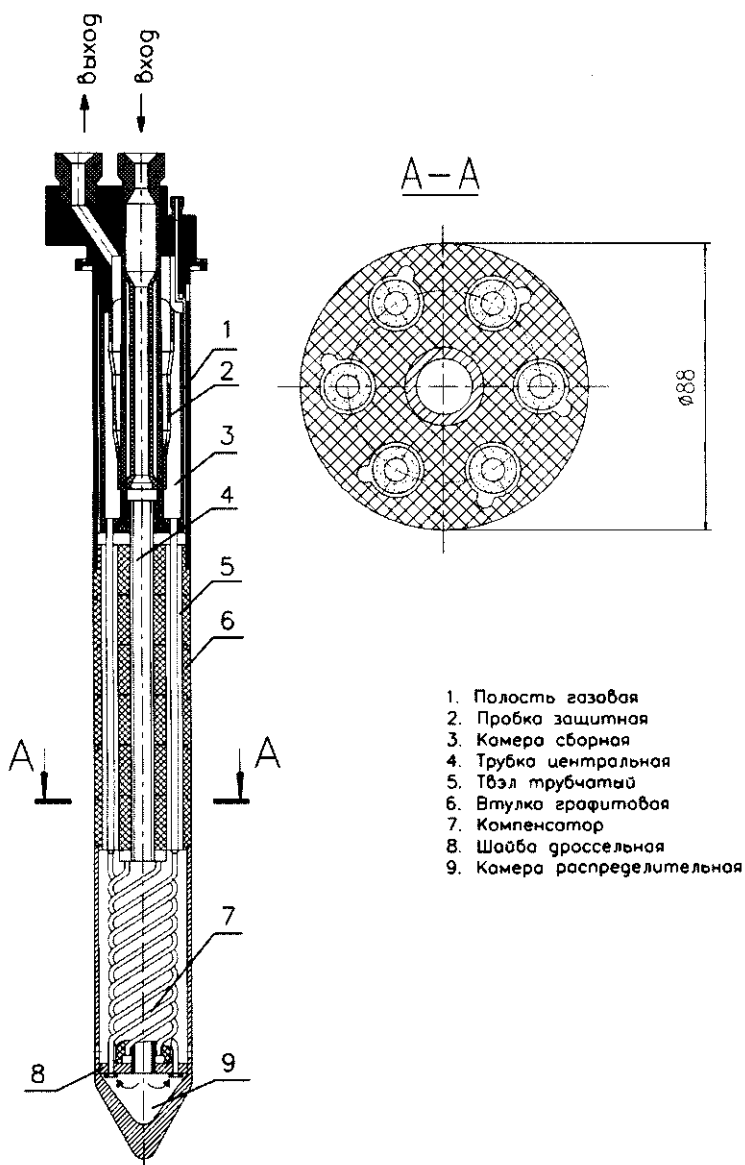


Рис. 2. Тепловыделяющая сборка реактора ЭГП-6

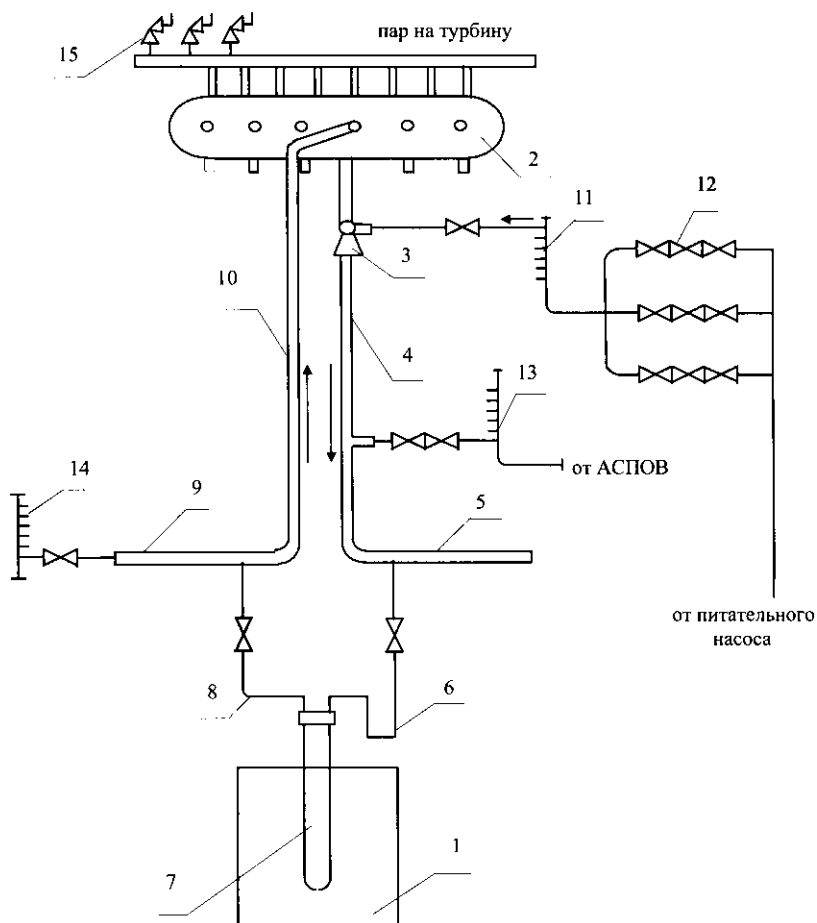


Рис. 3. Принципиальная схема групповой петли РУ ЭГП-6

1— реактор; 2 — барабан-сепаратор; 3 — струйный смеситель; 4 — опускной групповой трубопровод; 5 — раздаточный групповой коллектор; 6 — подводящий трубопровод; 7 — тепловыделяющая сборка; 8 — отводящий трубопровод; 9 — сборный групповой коллектор; 10 — подъемный групповой коллектор; 11 — коллектор питательной воды; 12 — питательный узел; 13 — коллектор АСПОВ*; 14 — перепускной коллектор; 15 — система ГПК.**

* АСПОВ — аварийная система подачи охлаждающей воды.

** ГПК — главный предохранительный клапан.

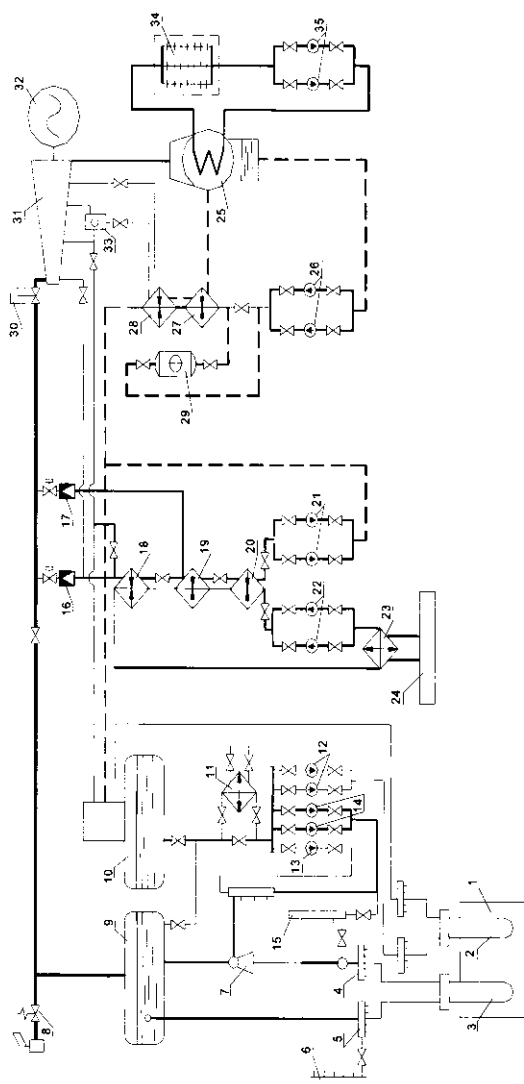


Рис.4. Принципиальная тепловая схема энергоблока Рилибинской АТЭС

1 – реактор, 2 – канал СУЗ, 3 – ТВС, 4 – раздаточный групповой коллектор, 5 – сборный групповой коллектор, 6 – перепускной коллектор, 7 – смеситель, 8 – главные предохранительные клапана, 9 – барабан-сепаратор, 10 – деаэрактор, 11 – теплообменник глубокого расхолаживания, 12 – насосы охлаждения контура СУЗ, 13 – аварийный питательный насос, 14 – питательные насосы, 15 – коллектор САОР, 16 – БРУ* 60/7, 17 – БРУ* 60/2.5, 18 – пиковый бойлер, 19 – основной бойлер, 20 – доохладитель конденсата подогревателя, 21 – конденсатные насосы подогревателей, 22 – насосы промежуточного контура, 23 – водо-водяной теплообменник, 24 – потребители тепла, 25 – конденсатор турбины, 26 – конденсатные насосы, 27 – охладитель конденсата, 28 – подогреватель низкого давления, 29 – фильтр смешанного действия, 30 – стопорный клапан турбины, 31 – турбина, 32 – генератор, 33 – промежуточный сепаратор, 34 – воздушно-радиаторные охладители, 35 – циркуляционные насосы.

* БРУ-быстродействующая редукционная установка.

Приложение 2. Некоторые формулы

Формула для определения критической мощности одиночного твэла при стационарном расходе.

$$N_{ТВЭЛ}^{KP} = 80 \cdot (1 + 0,38 \frac{\Delta i_{ВХ}}{100}) \cdot (\frac{G}{100})^{0,545} \cdot (\frac{P}{10})^{-0,29} \text{ кВт}$$

где: $\Delta i_{ВХ} = i - i_{ВХ}$, ккал/кг; G кг/ч; P кгс/см²

Формула рекомендована для следующего диапазона параметров: давление $P=40-80$ кгс/см²; расход через твэл $G=165-920$ кг/ч; температура воды на входе твэл $100^\circ\text{C}-(t_s-10)^\circ\text{C}$

Формула рекомендована как для косинусоидального, так и для равномерного тепловыделения по длине твэла.

Формула для определения перепада давления на дроссельной шайбе, устанавливаемой на входе в тракт твэла.

$$\Delta p_{ш} = 6,3 \cdot 10^6 \cdot G_{ТВС} \cdot \nu \text{ кгс/см}^2$$

$$(G_{ТВС} \text{ в кг/с, } \nu \text{ в м}^3/\text{кг})$$

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ:

1. Долгов В.В. и др. Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ для выработки электрической энергии и тепла в районе Крайнего Севера. / Международная конференция по опыту, накопленному в ядерной энергетике. МАГАТЭ, Вена, 13–17 сентября 1982. Доклад IAEA-C – 42/35, с. 509.
2. Минашин М.Е. и др. Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ. // Атомная энергия, том 56, вып.6, июнь 1984, с. 370.
3. Санковский Г.А. и др. Исследование работы энергоблоков Билибинской АТЭЦ в режиме автоматического регулирования мощности и частоты в изолированной энергосистеме. // Атомная энергия, том 51, вып.3, сентябрь 1981, с. 147.
4. Долгов В.В. и др. Надежность и безопасность водографитовых реакторных установок типа ЭГП. /Международный семинар «Уроки Чернобыля. Технические аспекты». 15-19 апреля 1996, Десногорск, Смоленская АЭС. Сб. докл., том 1, с. 97.

К ИСТОРИИ СОЗДАНИЯ ПЕРЕДВИЖНОЙ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ПАМИР-630» В БЕЛОРУССИИ

А.Ж. Гребеньков, А.А. Михалевич, Г.А. Шароваров, О.И. Ярошевич¹

1. Начальный период работ по атомной энергетике в Белоруссии (1960–1970)

В 1960 г. по приглашению директора Энергетического института АН БССР (с 1963 г. Института тепло- и массообмена АН БССР) академика Алексея Васильевича Лыкова переехал в Минск на работу бывший директор ФЭИ, один из создателей Первой в мире АЭС в г. Обнинске, Белоярской АЭС и передвижной АЭС ТЭС-3, лауреат Ленинской премии Андрей Капитонович Красин, который был избран академиком АН БССР и назначен директором отделения атомной энергетики Энергетического института АН БССР.

Уже до этого времени, с 1958 г. в Белоруссии были начаты работы по строительству исследовательского бассейнового реактора ИРТ-1000, которые возглавил заместитель директора Энергетического института АН БССР Владимир Сергеевич Ермаков, бывший заместитель министра электростанций СССР по новой технике в те годы, когда министром был Г.М. Маленков. Ко времени переезда А.К. Красина в Минск строительство реактора ИРТ-1000 было, в основном, завершено, и начинался этап монтажа и наладки оборудования и подготовки к физическому пуску.

¹ Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований — Сосны» Национальной академии наук Беларуси (ГНУ ОИЭЯИ — Сосны НАН Беларуси)

Физический пуск реактора ИРТ-1000 проводился в апреле 1962 г. (реактор достиг критичности 28 апреля 1962 г.) под научным руководством Юрия Георгиевича Николаева из ИАЭ им. И.В. Курчатова с участием других сотрудников ИАЭ (Ю.Ф. Чернилина, В.Ф. Красноштанова, П.М. Егоренкова и др.). Все службы реактора: операторов реактора (О.И. Ярошевич), СУЗ (Б.И. Тимчук), механиков (М.Ф. Кохонов), электриков (Г.И. Стрелков), дозиметрии (И.А. Александровский) — были укомплектованы, в основном, молодыми выпускниками белорусских вузов, не имеющими высшего базового реакторного образования (типа МИФИ, «реакторных» кафедр МЭИ, Уральского политехнического института). Даже среди инженеров-операторов реактора были выпускники таких далеких от «атомных» институтов, как Белорусский лесотехнический институт и Рижское мореходное училище. Весь «реакторный» опыт персоналом белорусского реактора ИРТ-1000 к его физическому пуску был приобретен во время стажировок всех операторов и большинства начальников служб на реакторе ИРТ-1000 ИАЭ им. И.В. Курчатова, где, несмотря на установившиеся дружеские отношения со всем персоналом реактора и стажерами из Белоруссии, последние были подвергнуты строжайшим экзаменам, и большинство из них проходили повторные стажировки.

Энергетический пуск реактора ИРТ был проведен уже без участия сотрудников Курчатовского института в начале 1962 г. исключительно силами белорусских специалистов.

Следует, однако, отметить, что исследовательский реактор ИРТ-1000 был типовым, разработанным в НИКИЭТ под научным руководством ИАЭ им. И.В. Курчатова. Поэтому, несмотря на большое значение для белорусской науки строительства и пуска этого реактора, годом начала собственных работ по атомной энергетике в БССР следует считать 1960-й — год переезда в БССР А.К. Красина.

А.К. Красин прекрасно понимал, что при разработке новых АЭС важнейшей задачей является привлечение специалистов, имеющих опыт создания ядерных энергетических установок. Поэтому в первые созданные в отделении атомной энергетики Энергетического института АН БССР научные лаборатории: атомной энергетики, физических расчетов реакторов, нестационарных тепловых процессов — были приглашены талантливые молодые сотрудники В.А. Наумов, Б.А. Литвиненко, В.П. Слизов, Б.Д. Тимофеев, В.М. Шадский из ФЭИ, В.Б. Нестеренко (с 1966 г. ставший заместителем А.К. Красина, а с 1977 г. — главным конструктором и научным руководителем работ по созданию ПАЭС «Памир-630Д»), Б.Е. Тверковкин,

А.Я. Ильин из Института двигателей АН СССР, И.А. Савушкин из Физико-химического института им. Л.Я. Карпова, Б.И. Ломашев из Ленинградского ЦКТИ, а также выпускники физического факультета МГУ Г.Д. Шишкин, И.К. Дмитриева, А.П. Семашко, МЭИ — В.Т. Казаян, В.П. Кашеев, Ю.С. Панитков и И.М. Павлин. Позднее, после создания в 1965 г. Института ядерной энергетики АН БССР были приглашены Ж.А. Гребеньков, Г.А. Шароваров, Е.В. Саунин из СПб «Машпроект» (г. Николаев), Л.И. Колыхан из Коломенского паровозостроительного завода, В.П. Гольцев, имевший опыт в исследованиях материалов активных зон космических аппаратов в ЦНИИЧМ им. И.П. Бардина и в организациях С.П. Королева. Из Физико-технического института АН БССР был приглашен также А.А. Михалевич (ныне академик, генеральный директор Объединенного института энергетических и ядерных исследований — Сосны НАН Беларуси), выпускник Белорусского политехнического института. Почти все из упомянутых выше приглашенных специалистов возглавили ведущие лаборатории ИЯЭ АН БССР и отделы созданного при институте СКБ.

Всех приглашенных специалистов необходимо было обеспечить жильем, их детей — яслями и детскими садами, что было в то время (да и теперь) очень сложно. Андрей Капитонович, как он сам говорил, в этих случаях надевал медаль лауреата Ленинской премии и все ордена и лично отправлялся в ЦК КПБ или Минский горсовет и, как правило, не получал отказа. Таким образом, А.К. Красину удалось привлечь несколько десятков опытных специалистов-реакторщиков и конструкторов, составивших костяк Института ядерной энергетики АН БССР. Параллельно привлекались лучшие выпускники Белорусского государственного университета (Л.П. Рогинец, А.И. Додь, С.Е. Чигринов — нынешний заместитель генерального директора ОИЭЯИ — Сосны). В дальнейшем подготовка специалистов для ИЯЭ АН БССР проводилась в Белорусском государственном университете, в котором имевшаяся кафедра «Ядерной физики» по инициативе А.К. Красина была преобразована в кафедру «Ядерной физики и мирного использования ядерной энергии» (заведующий кафедрой А.Н. Писаревский, затем С.С. Шушкевич, будущий председатель Верховного Совета Беларуси).

Важнейшей задачей А.К. Красина в первые годы его работы в Белоруссии являлось создание экспериментальной базы для исследований в области атомной энергетики. Уже в конце 1962 г. было начато строительство корпуса для критических стендов, в 1963 г. — здания радиохимической лаборатории с защитными камерами,

начались проектирование критического стенда «Роза» и подготовка к критическим экспериментам. Понимая всю важность практического опыта работы на критстендах и потенциальную опасность критических экспериментов, А.К. Красин пригласил в Минск целую группу физиков-экспериментаторов, имеющих такой опыт: В.В. Сапожникова, Г.А. Носова, Н.Н. Светлакову из ФЭИ; В.А. Левадного из Нововоронежской АЭС, ранее имевшего опыт работы на критстендах ИАЭ и пусках реакторов атомных подводных лодок; Ю.И. Чуркина из ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова, составивших основу лаборатории критических сборок.

В одну из поездок в Москву А.К. Красин узнал о потребности разработки передвижной атомной электростанции (ПАЭС) электрической мощностью 500—800 кВт для использования в качестве автономного источника электрической энергии для передвижных и стационарных объектов, находящихся в труднодоступных районах СССР. При этом потребность в таких ПАЭС была определена в количестве нескольких десятков. Основными требованиями, предъявляемыми к такой ПАЭС, являлись:

- достижение минимально возможных массы и габаритов реакторного и турбогенераторных блоков;
- возможность эксплуатации ПАЭС в широком диапазоне изменения параметров окружающей среды (температура окружающего воздуха от -50°C до $+35^{\circ}\text{C}$, относительная влажность при 98% при $t = 25^{\circ}\text{C}$; запыленность воздуха — до $0,2\text{ г/м}^3$ в течение 2000 ч; воздействие атмосферных осадков в виде дождя, снега, морского тумана);
- возможность использования ПАЭС без привязки к источникам водоснабжения;
- максимальная автоматизация;
- простота управления, минимальное количество эксплуатирующего персонала;
- время разворачивания ПАЭС на площадке не должно превышать 6 ч, свертывания в транспортное состояние не более 30 ч;
- ПАЭС должна вписываться в железнодорожный габарит 0–2 Т и в габариты грузовых кабин самолетов и вертолетов с размерами $(30 \times 4,4 \times 4,4)\text{ м}$;
- кампания реактора ПАЭС при номинальной мощности должна быть не менее 10000 ч при времени непрерывной работы не более 2000 ч.

А.К. Красин, а также ряд приглашенных им специалистов, имевших опыт в создании передвижной АЭС ТЭС-3 и в проекте реактора «Малютка», тотчас же начали интенсивные разработки по подготовке

к конкурсу (как сейчас бы назвали к «тендеру») на создание такой ПАЭС. По предложению В.Б. Нестеренко в качестве теплоносителя и рабочего тела был выбран диссоциирующий тетраоксид азота: $N_2O_4 \rightarrow 2NO_2 \rightarrow 2NO + O_2$, на более поздних стадиях проекта было предложено добавлять около 1 % окиси азота для снижения коррозионной активности теплоносителя и, таким образом, использовать в качестве теплоносителя и рабочего тела химически реагирующий «нитрин» на основе N_2O_4 .

Ожидалось, что специфические термодинамические свойства химически реагирующего теплоносителя и рабочего тела N_2O_4 (прохождение обратимых химических реакций диссоциации и рекомбинации с большими тепловыми эффектами, высокие значения эффективной теплопроводности и теплоемкости, малая теплота испарения, низкие температуры насыщения при давлениях выше атмосферного и др.) дали возможность осуществить на ПАЭС наиболее эффективный вариант тепловой схемы и термодинамического цикла: одноконтурная схема газожидкостного цикла с промежуточной регенерацией тепла между турбинами высокого и низкого давлений.

За счет малой теплоты испарения (в 5,5 раз меньше, чем у воды) и высокой теплоты химических реакций упрощалась схема регенерации тепла в газожидкостном цикле на N_2O_4 , так как тепла газов, уходящих из турбины высокого давления, достаточно для нагрева, испарения и перегрева в парогенераторе жидкости, поступающей из насоса. Это позволило реализовать газожидкостный цикл, в котором из парогенератора поступает перегретый газ, и в одноконтурной схеме ПАЭС иметь газоохлаждаемый ядерный реактор. Такая схема обладала наиболее высокой термодинамической эффективностью, обеспечивала минимальные габариты и массу ПАЭС.

Физико-химические свойства N_2O_4 позволили выполнить проточную часть турбины с малым числом ступеней, так как изоэнтропийные перепады на N_2O_4 при оптимальных параметрах в 2,5 раза меньше, чем на водяном паре. В связи с этим турбина на N_2O_4 имела по сравнению с водой в 4–4,5 раза меньшую металлоемкость, а также обладала лучшими аэродинамическими показателями из-за отсутствия влаги в проточной части турбины. В качестве замедлителя и отражателя был предложен гидрид циркония, топлива — двуокись урана с обогащением по ^{235}U 21 %, конструкционных материалов — нержавеющей хромоникелевые сплавы аустенитного класса.

Результаты проведенных физических и теплофизических расчетов и конструкторских разработок ПАЭС, получившей название

«Памир-630Д», впервые были вынесены на заседании НТС Госкомитета по использованию атомной энергии СССР (ГК ИАЭ), которое состоялось осенью 1963 г. в здании комитета на Старомонетном пер., 26 под председательством заместителя председателя ГК ИАЭ Николая Михайловича Синева, на котором решался вопрос о выборе проекта и головной организации для осуществления работ по созданию ПАЭС, удовлетворяющей приведенным выше требованиям.

На этом заседании, которое продолжалось весь день, были представлены альтернативные разработки ПАЭС, выполненные в ФЭИ, ИАЭ им. И.В. Курчатова, ОКБМ (г. Горький), и других организаций. От Белоруссии присутствовали А.К. Красин, В.Б. Нестеренко, В.А. Наумов, А.Я. Ильин и О.И. Ярошевич.

В результате многочасовых обсуждений по совокупности представленных характеристик ПАЭС предпочтение было отдано ПАЭС «Памир-630Д». Усталые, голодные, но, разумеется, довольные, все белорусские участники заседания (кроме А.К. Красина, который уехал к дочери, проживавшей в Москве) направились в ресторан «Арабат» утолить голод и отпраздновать первую победу. Все в то время были молоды (исключая А.К. Красина, старшему было 35 лет), полны веры в свои силы и очень наивны, всерьез полагая, что первый опытный образец ПАЭС «Памир-630Д» можно будет создать к 1970—1971 годам.

Реальность показала, что это далеко не так. Необходимо было реализовать решение вышеупомянутого заседания НТС в правительственные решения, обеспечить их финансирование, создать кооперацию организаций, участвующих в создании ПАЭС «Памир-630Д», и убедить эти организации в перспективности разработки «Памир-630Д», особенно в части выбранного диссоциирующего теплоносителя, преобразовать отделение атомной энергетики ИТМО АН БССР в Институт ядерной энергетики (что и было сделано в мае 1965 г.), создать мощное КБ при этом институте, резко увеличить численность сотрудников, участвующих в решении такой сложной научно-технической проблемы, как создание ПАЭС (впервые республиканской Академии наук была поручена такая задача), а затем в процессе дальнейших исследований появились новые проблемы: выяснились несовместимость диссоциирующего теплоносителя N_2O_4 со всеми видами уранового топлива (металлического, оксидного, карбидного, нитридного); высокая коррозионная активность N_2O_4 , особенно при фазовых переходах; необходимость изменения структуры ячейки активной зоны (тепловыделяющей сборки), использование уранового топлива более высокого обогащения и ряд других.

2. Создание экспериментальной, конструкторской и производственной базы для разработки ПАЭС «Памир-630Д» (1970–1980)

После рассмотрения эскизных проектов передвижной атомной электростанции «Памир» и принятия решения о продолжении проектных работ для варианта, предложенного Институтом ядерной энергетики АН БССР, стало ясно, что дальнейшее проектирование и создание опытных образцов передвижной атомной электростанции может быть осуществлено только при создании соответствующей научной и производственной базы. Такая база призвана обеспечить техническое и рабочее проектирование с необходимым экспериментальным обоснованием и созданием соответствующей инфраструктуры для испытания и доводки опытных образцов. В этой связи вышли соответствующие постановления правительственных органов.

Такая база начала создаваться на промплощадке Института ядерной энергетики АН БССР, где к тому времени уже действовал исследовательский реактор ИРТ-1000, на котором велись научные эксперименты. Были построены инженерные корпуса КБ и цехов опытного производства. В июле 1973 г. вышло Постановление Правительства БССР о создании в ИЯЭ АН БССР Специального конструкторского бюро с опытным производством, которое должно было осуществить конструкторское обеспечение научного руководства и экспериментального обоснования проекта ПАЭС и разработку технического и рабочего проекта, а также изготовление опытных образцов турбогенераторного блока ПАЭС.

Одновременно началось жилищное строительство в поселке Сосны вблизи института (ныне ул. академика А.К. Красина, г. Минск). Учитывая необходимость подключения к разработкам специалистов, обладающих опытом проектирования и создания необходимого оборудования, было получено разрешение на приглашение в ИЯЭ и СКБ с ОП иногородних специалистов с промышленных предприятий и опытных КБ с обеспечением минской прописки. Ввиду многопрофильности проблемы соответствующими постановлениями к проектированию ПАЭС и созданию опытных образцов были подключены профильные организации г. Минска, ведущие предприятия и конструкторские бюро Министерства среднего машиностроения, электротехнической, авиационной, судостроительной, приборостроительной, автомобильной промышленности, химического машиностроения и др. Финансирование всех работ осуществлялось через ИЯЭ АН БССР.

В 1973—1976 гг. в составе СКБ с ОП были образованы необходимое количество конструкторских отделов и оснащенная современным оборудованием экспериментальная база и опытное производство. С этого времени сюда были приглашены опытные специалисты, такие как М.Е. Городецкий, Ю.В. Шуфров, Е.И. Назаров, Э.П. Кревсун (СПБ «Машпроект», г. Николаев), А.Я. Ильин, В.Е. Заведеев, М.В. Полешук, В.Д. Дубровский (КБ предприятий Минсредмаша), В.Н. Отрешко (Авиационное ОКБ). Большая группа специалистов-конструкторов, технологов и руководителей опытного производства были приглашены с минских предприятий, например В.П. Волчок, С.П. Субботин, В.И. Косяк, Г.Н. Соколов, В.В. Полтавский, С.Н. Будко. Перешли на работу в СКБ с ОП некоторые специалисты из института, такие как Г.Г. Колчанов, Б.К. Муслин, А.Т. Сакович и ряд других. Были приглашены многие специалисты из других городов — В.И. Лагутенко, Д.П. Макаревич, Г.Н. Рябов, А.Л. Тишунец, Г.В. Литуновский.

Все эти специалисты возглавили конструкторские отделы, экспериментальные отделения, руководили цехами опытного производства, были главными конструкторами проектов, главными инженерами, технологами, сварщиками. В декабре 1977 г. начальником СКБ с ОП был назначен Сергей Степанович Герасименко, бывший главный инженер Молдавгидромаша и завода им. М.В. Фрунзе, имевший большой опыт руководства машиностроительным производством, и крупный специалист по герметичным химическим насосам.

На стадии технического проекта ПАЭС «Памир-630Д» в СКБ с ОП были разработаны и изготовлены крупные экспериментальные стенды для лабораторной базы института и СКБ. Это были стенды для изучения процессов теплообмена в обоснование расчетов теплообменных аппаратов (регенератора и конденсатора), турбогенераторного блока и системы аварийного расхолаживания реактора. Были созданы критические стенды для экспериментального обоснования физики реактора и петлевые реакторные установки для реактора ИРТ-1000, на которых исследовались твэлы и кассеты реактора «Памир» с рабочими параметрами теплоносителя. Были изготовлены петлевые каналы с высоким давлением теплоносителя для испытаний в реакторе ИРТ-1000. Для исследовательских стендов ИЯЭ были созданы герметичные специальные насосы лабораторного типа.

В СКБ с ОП были созданы специальные стенды для испытаний и отработки конструкций насосов, подшипников турбин и насосов, концевых уплотнений турбины, арматуры для отработки специальных технологических процессов. Была освоена технология герметизации

трубных пучков в трубных участках регенератора и конденсаторов путем обварки торцов трубок и развальцовки с помощью электрогидравлического взрыва. Такая технология изготовления теплообменных аппаратов обеспечила полное отсутствие дефектов герметизации трубных пучков при испытании ПАЭС. В СКБ с ОП было создано самое современное на то время сварочное производство для изделий из нержавеющей стали с обеспечением необходимого контроля сварных соединений.

Для испытаний и доводки оборудования турбогенераторного блока, а также для отработки технологии теплоносителя и термодинамики газожидкостного цикла на диссоциирующем теплоносителе N_2O_4 на стадии технического проекта СКБ с ОП разработало техническую документацию и изготовило полномасштабный стенд «Вихрь-2», который фактически представлял собой турбогенераторный блок станции с вспомогательными системами. Нагрев теплоносителя до номинальной температуры ($500^\circ C$) осуществлялся авиационным двигателем ВК-1 с форсажной камерой за турбиной. Все термодинамические расчеты цикла и теплогидравлические расчеты оборудования проводились научными лабораториями ИЯЭ.

Работа на стенде «Вихрь-2» подтвердила стабильность термодинамического цикла, позволила отработать системы очистки и ректификации теплоносителя, более полно изучить вопросы кинетики процессов диссоциации и рекомбинации теплоносителя. Были отработаны режимы запуска, вывода установки на режимы нагрузки генератора, режимы поддержания оборотов турбины и частоты генератора на различных нагрузках с помощью специальной регулирующей арматуры с пневмоприводом. Испытана конструкция основного оборудования турбогенераторного блока, система регулирования. Освоена эксплуатация установки, подготовлен персонал, который впоследствии стал основным на испытаниях станции «Памир» в корпусе «Искра». Создание уникальной атомной станции с новым теплоносителем потребовало от конструкторов и технологов выполнения оригинальных разработок ряда узлов и элементов. Многие конструкции были защищены авторскими свидетельствами на изобретения. Э.П. Кревсун защитил кандидатскую, а затем докторскую диссертацию. Защитили кандидатские диссертации А.А. Иванов, И.И. Гаврик, С.П. Субботин, С.С. Герасименко, П.К. Нагула.

К началу 70-х годов было завершено создание кооперации организаций и предприятий, участвующих в разработке ПАЭС «Памир-630». Она выглядела следующим образом:

- Главный конструктор и научный руководитель ПАЭС «Памир» — ИЯЭ АН БССР, г. Минск. Персонально научным руководителем был назначен академик А.К. Красин (с 1977 г. — В.Б. Нестеренко), главным конструктором — член-корреспондент АН БССР В.Б. Нестеренко.
- Главный конструктор реакторного блока — НПО «Красная Звезда», г. Москва (кандидат технических наук Г.Н. Жемчужников).
- Главный конструктор турбогенераторного блока — СКБ с ОП при ИЯЭ АН БССР, г. Минск (кандидат технических наук Ж.А. Гребеньков).
- Главный конструктор тепловыделяющих элементов — ПНИТИ «Луч», г. Подольск (доктор технических наук А.П. Черников).
- Главный конструктор системы управления, контроля и защиты «АРУЗК» — предприятие ВНИИЭМ, г. Москва (доктор технических наук В.П. Калашников).
- Главный конструктор системы электрооборудования и вспомогательного энергоблока — ВНИИэлектроагрегат, г. Курск (Г.Я. Бабенко).
- Главный технолог по материалам и технологии теплоносителя — ГИПХ, г. Ленинград (доктор химических наук А.И. Сухотин).

Позднее в процессе разработок привлекались другие организации, иногда довольно курьезным образом. Так, в начале 70-х годов во время частых и шумных рабочих совещаний в НПО «Красная Звезда», на которых решались возникающие текущие проблемы, кто-то сказал: «На улице, у нашего забора ходит какой-то грузин, который предлагает решение проблемы введения в активную зону выгорающего поглотителя. Но у него нет предписания на посещение нашей организации». Участники совещания решили сделать перерыв и вышли на улицу. Ходивший у забора интеллигентного вида грузин, оказавшийся начальником лаборатории Тбилисского НИИ стабильных изотопов Ираклием Арчиловичем Байрамашвили, достал из кармана тонкую полоску нержавеющей стали и объяснил, что она содержит бор, обогащенный до 85 % по изотопу ^{10}B . Массовое содержание бора не превышает 0,3–0,5 % и механические свойства пластинки с выгорающим поглотителем практически не отличаются от свойств обычной нержавеющей стали. Эластичная пластинка всем понравилась, и сразу же был предложен способ ее крепления в активной зоне между блоками гидридциркониевого замедлителя путем простого загиба концов пластинки, что обеспечивало также профилирование энерговыделения по высоте активной зоны. Вскоре НИИ стабильных изотопов был привлечен

к работам по ПАЭС «Памир-630Д» в качестве разработчика элементов с выгорающим поглотителем.

В ИЯЭ АН БССР были созданы различные стенды для экспериментальных исследований термодинамических и переносных свойств N_2O_4 в докритической и закритической областях параметров и получения соответствующих констант (руководитель Б.Д. Тимофеев) обширных исследований теплообмена в N_2O_4 , включая теплообмен при кипении и конденсации (руководитель Л.И. Колыхан), исследования коррозионной стойкости конструкционных материалов в среде N_2O_4 в статических и динамических условиях в широком диапазоне изменений температур, давлений и скоростей N_2O_4 (руководитель В.П. Гольцев). Созданы крупные газодинамические стенды «Вихрь-1» и «Вихрь-2» (Л.И. Колыхан, Б.И. Ломашев, В.Д. Дубровский) тепловой мощностью 5000 кВт с турбиной на диссоциирующем газе для подтверждения термической повторимости замкнутых газожидкостных циклов и возможности длительной стабильной работы энергетических установок на N_2O_4 . Для исследования радиационной стойкости N_2O_4 и коррозионной стойкости конструкционных материалов и топливных композиций в условиях n, γ -излучения на реакторе ИРТ ИЯЭ АН БССР были созданы петлевые установки мощностью до 100 кВт, на которых исследовались как ампульные образцы конструкционных материалов и топливных композиций, так и конструкции твэлов и сборок твэлов. Созданы «холодные» и «горячие» критические сборки различной модификации для экспериментального обоснования физики реактора «Памир-630Д» на различных стадиях проектирования (что более подробно будет описано ниже).

Проведенные в 70-х годах комплексные исследования на этих стендах и установках позволили решить основные проблемы, выявленные на начальных этапах исследования. Так, повышенную коррозию конструкционных материалов в зоне фазовых превращений в теплоносителе (в зонах кипения и конденсации) удалось снизить путем строгой регламентации химического состава теплоносителя и перехода на использование в качестве теплоносителя и рабочего тела раствора «нитрина», полученного на основе N_2O_4 путем добавления в нее нестехиометрических добавок NO. Добавление в N_2O_4 около 1 % NO снизило коррозионную активность более чем на порядок. Ввиду несовместимости N_2O_4 со всеми химическими формами ядерного топлива в ПНИТИ (г. Подольск) под руководством А.П. Черникова и Л.Н. Пермякова была разработана штатная технология создания матричной композиции на основе UO_2 , совместимой с диссоциирующим теплоносителем. Топливный сердечник набирался

из таблеток, содержащих спрессованные сферические частицы UO_2 (обогащение по ^{235}U к тому времени было выбрано 45 %), покрытых никелем и хромом. Массовая доля Ni—Cr-покрытия в топливной композиции составляла 40 %. Реакторные тепловые испытания такой композиции в среде «нитрина» показали вполне удовлетворительные результаты.

В 70-е годы, во многом благодаря работам по ПАЭС «Памир-630Д», ИЯЭ АН БССР превратился в крупный центр по ядерной науке и технике. Число сотрудников ИЯЭ АН БССР и СКБ с ОП приблизилось к 1800 человек. Научные лаборатории (около 30) были объединены в отделы по профилю их специфики: отдел теплофизики и теплообмена (заведующий В.Б. Нестеренко), отдел физики реакторов (В.А. Наумов); отдел материаловедения (В.П. Гольцев), отдел динамики ядерных реакторов (Г.А. Шароваров) и др. Была создана мощная экспериментальная база, позволявшая проводить исследования и испытания по всему комплексу задач при разработке АЭС (физика реактора, теплообменное оборудование, материаловедение, разработка газовых турбин, насосов, газодувок, подшипников, уплотнений и пр.). Это позволило Минсредмашу поручить институту параллельно с созданием ПАЭС «Памир-630Д» научное руководство техническим проектом опытно-промышленной АЭС с реактором на быстрых нейтронах БРИГ-300.

3. Работы по обоснованию физических характеристик реактора ПАЭС «Памир-630Д»

Если по другим направлениям разработки ПАЭС работы проводились в тесной кооперации со многими организациями, имеющими многолетний опыт работ в области атомной энергетики, то весь комплекс работ по обоснованию нейтронно-физических характеристик выполнялся только силами сотрудников ИЯЭ АН БССР.

Физические особенности реактора ПАЭС «Памир-630Д» (малые размеры активной зоны и, как следствие, большой вклад утечки нейтронов из активной зоны, использование матричного топлива, сложная структура реакторной ячейки; большая неоднородность активной зоны, обусловленная необходимостью размещения выгорающего поглотителя и большого числа стержней СУЗ, сильная зависимость поля энерговыделения от способа размещения, количества выгорающего поглотителя в активной зоне и алгоритма перемещения стержней СУЗ, положительные температурные коэффициенты реактивности, обусловленные использованием гидридциркониевого замедлителя и топлива с

достаточно высоким обогащением), выявленные уже на начальной стадии проектирования реактора, свидетельствовали о сложности корректного математического описания нейтронно-физических процессов в реакторе и необходимости проведения обширной программы экспериментальных исследований по физике уран-гидридциркониевых систем.

Работы по обоснованию физики реактора ПАЭС «Памир-630Д» проводились под руководством заместителя научного руководителя по физике реактора ПАЭС В.А. Наумова (с 1982 г. после ухода В.А. Наумова из ИЯЭ на эту должность был назначен заведующий лабораторией экспериментальной физики реакторов ИЯЭ О.И. Ярошевич).

Решение проблемы экспериментального обоснования физики реактора ПАЭС на всех стадиях его проектирования и изготовления опытных образцов ПАЭС потребовало создания экспериментальной базы: «холодных» и «горячих» уран-гидридциркониевых критических стендов, на которых были собраны и исследованы около 20 $\text{UO}_2\text{-ZrH}_n$ критических сборок с топливом 21, 36 и 45 %-го обогащения с различными структурами реакторной ячейки, материалом бокового отражателя, способами размещения и количеством выгорающего поглотителя и стержней СУЗ в активной зоне; комплекса измерительных установок и методик измерения всех основных нейтронно-физических характеристик исследуемых систем.

На стадии технического проекта ПАЭС «Памир-630Д» был создан уран-гидридциркониевый стенд ГФС, на котором использовались кассеты с измененной структурой ячейки активной зоны. Эксперименты на ГФС проводились в течение всех 70-х годов. На нем были изучены однородные и неоднородные $\text{UO}_2\text{-Zr}_{1,89}$ — системы, моделирующие материальный состав и размеры реактора «Памир-630Д» в неотравленном и отравленном состояниях на начало и конец кампании реактора; исследовано влияние способов размещения лент с выгорающим поглотителем на поле энерговыделения в активной зоне, измерены параметры реакторной ячейки, осуществлен неразрушающий контроль содержания делящихся и нейтронопоглощающих материалов в опытных и штатных комплектах твэлов (эксперименты со штатными комплектами проводились уже в начале 80-х годов), лент с выгорающим поглотителем и стержней СУЗ, изготавливаемых по новым технологиям. На четырех критических $\text{UO}_2\text{-H}_{1,89}$ — системах с различным составом и материалом бокового отражателя (Be , $\text{ZrH}_{1,89}$, сталь, $\text{ZrH}_{1,89}$ + сталь) изучены изотермические температурные эффекты реактивности,

составляющие температурных эффектов и коэффициентов реактивности (активной зоны, гидридциркониевого и стального отражателя и имитатора корпуса реактора). Проведенный многолетний комплекс экспериментальных исследований по физике $\text{UO}_2\text{-H}_n$ -критических систем позволил обосновать все основные нейтронно-физические характеристики реактора «Памир-630Д», хотя критические эксперименты проводились и на стадии рабочего проектирования и изготовления активных зон двух опытных образцов ПАЭС «Памир-630Д» в 80-х годах.

Указанные выше исследования на $\text{UO}_2\text{-H}_n$ -критических сборках проводились В.В. Сапожниковым, И.А. Едчиком, Г.А. Носовым, Г.С. Бачило, Ю.И. Чуркиным, А.П. Малыхиним, И.В. Жуком, С.Н. Сикориним (с 1979 г.). Расчетное сопровождение работ по физике реактора «Памир-630Д» проводилось В.А. Наумовым, Г.М. Роганским, Б.А. Литвиненко, И.Е. Рубиным и др., которые также участвовали в разработке программ экспериментальных исследований и анализе результатов экспериментов.

4. Исследования по теплофизике

Следует отметить, что для создания одноконтурной АЭС с газожидкостным циклом на основе применения теплоносителя «нитрин» потребовалось провести целый комплекс теплофизических исследований. Необходимость их проведения заключалась в том, что, во-первых, не были подробно исследованы термодинамические и переносные свойства теплоносителя в необходимом диапазоне температур и давлений. Во-вторых, при расчетах процессов тепло- и массопереноса необходимо было учитывать кинетику химических реакций, протекающих с конечными скоростями: время химической реакции было соизмеримо с временем пребывания теплоносителя в каналах реактора и теплообменных аппаратов. В-третьих, введение дополнительной антикоррозионной добавки NO нарушало стехиометрию химического состава теплоносителя, приводило к появлению новых химических реакций типа $\text{NO} + \text{NO}_2 \rightleftharpoons \text{N}_2\text{O}_3$, усложнению механизма диффузионного переноса и т. д.

Применение известных методов расчета тепло- и массопереноса для рассматриваемой системы приводило к большим погрешностям (иногда в несколько раз), аналогичные результаты достигались и при использовании моделей высокотемпературной неравновесной газодинамики. В то же время весьма жесткие ограничения на массогабаритные характеристики требовали высокой точности расчета

теплообменных поверхностей, а также оптимизации их параметров и применения различных способов интенсификации тепло- и массообменных процессов. В содружестве с известными советскими предприятиями в опытном производстве ИЯЭ АН БССР были освоены технологии изготовления высокоэффективных теплообменных поверхностей: автоматическая сварка продольно-оребренных труб из нержавеющей стали по методу, разработанному в Институте электросварки им. Е.О. Патона АН УССР, и поперечная накатка биметаллических труб (способ ВНИИметмаша).

О научной новизне и уровне работ по теплофизическому обоснованию создания АЭС с диссоциирующим теплоносителем (параллельно разрабатывался технический проект станции с реактором на быстрых нейтронах БРИГ-300) свидетельствует тот факт, что по отдельным направлениям этой комплексной проблемы были защищены 14 докторских диссертаций: В.Б. Нестеренко (эффективность химически реагирующих теплоносителей), В.П. Бубновым (расчет термодинамического цикла и тепловой схемы), Б.Д. Тимофеевым (теплофизические свойства), Б.Е. Тверковкиным (общая теория конвективного теплообмена), А.А. Михалевичем (теория тепло- и массопереноса при фазовых превращениях и оптимизация параметров теплообменных аппаратов), Л.И. Колыханом (экспериментальные исследования в элементах и макетах теплообменных аппаратов), А.Н. Девоино (теплообмен в системах аварийного расхолаживания), А.П. Якушевым (теплофизический расчет реактора с учетом межканального обмена), И.С. Куликовым (температурные напряжения в элементах активной зоны), С.Д. Ковалевым (нестационарный теплообмен), А.А. Андрижиевским (динамическая устойчивость параллельных парогенерирующих каналов), В.А. Немцевым (теплообмен при кипении), В.И. Николаевым (теория сопряженного теплообмена в противоточном регенераторе-испарителе с оребренными трубами), А.Г. Трифоновым (тепло- и массоперенос в аппаратах «мокрой» очистки газа от продуктов коррозии).

В процессе исследований были обнаружены неизвестные ранее явления, обусловленные, в основном, кинетикой химических реакций в теплоносителе. Так, например, при испытаниях макетов воздухоохлаждаемого конденсатора в некоторых режимах резко уменьшался тепловой поток, но в то же время существенно снижалась температура жидкости на выходе (как бы достигалось глубокое переохлаждение конденсата относительно линии насыщения). Подробное исследование показало, что в основе этого явления лежали две причины: наличие на входе в трубки конденсатора химически реагирующих компонент NO и O₂, которые при обычных условиях

являются неконденсируемыми газами, и реакция рекомбинации между ними не успевала завершиться к моменту ламинаризации газового потока вследствие падения скорости, обусловленного конденсацией. Для устранения этого нежелательного эффекта нижние части трубок конденсатора пришлось оборудовать специальными спиральными турбулизаторами.

Важное значение для работ по теплофизическому обоснованию АЭС с диссоциирующим теплоносителем «нитрин» имело фундаментальное исследование М.В. Малько и В.Б. Нестеренко по кинетике и механизму химических реакций в теплоносителе.

5. Обеспечение безопасности передвижной АЭС «Памир»

Начиная с 1960 г. в мире велись интенсивные работы по созданию безопасных передвижных АЭС. В США была создана передвижная АЭС на железнодорожной платформе ML-1. В Советском Союзе — передвижная ТЭС-3 на гусеничном транспорте. Главным требованием было обеспечение возможности передвижения по существующим автомобильным дорогам, железнодорожным и воздушным транспортом. Время приведения в нормальную работу после прибытия на место дислокации не более 8 ч.

Как уже отмечалось выше, решение поставленной задачи было осуществлено с помощью использования нового диссоциирующего теплоносителя и рабочего тела — азотного тетраксида.

Жесткие массогабаритные требования определили разработку специальных принципиально новых средств обеспечения безопасности.

Были разработаны три ступени обеспечения безопасности.

Первая ступень безопасности обеспечивалась полной комплексной автоматизацией АЭС, позволяющей исключить отрицательное влияние человеческого фактора на безопасность. Впервые в мире была разработана комплексная система управления обеспечения безопасности с помощью компьютерной технологии. Все процессы от пуска реактора до приема электрической нагрузки оптимального управления при нормальной эксплуатации и аварийных процессах осуществлялись автоматически с помощью трех управляющих компьютерных комплексов. Два комплекса работали постоянно, дублируя технологическую деятельность каждого. Третий комплекс находился в горячем резерве, готовый заменить работающие в случае необходимости.

Необходимо подчеркнуть, что всё управление, контроль и защита реактора при нормальной работе и аварийных режимах также проводились с помощью вычислительных комплексов.

Управление аварийными процессами осуществлялось с помощью функционалов оптимальности на основе определения возможного риска.

Для обеспечения требуемой надежности была создана специальная технология. Она включала три этапа.

На первом этапе работа вычислительного управляющего комплекса производилась с помощью электронной модели АЭС. Электронная модель обеспечивала полную информацию по всем параметрам контроля, управления, регулирования при нормальной работе и аварийных процессах. Были разработаны специальные устройства по согласованию работы реальной аппаратуры управляющего комплекса с электронной моделью. Такой стенд был создан в ИЯЭ АН БССР в 1973 г. и позволил отработать надежность системы управления, контроля и защиты и оптимальные алгоритмы управления. В работе по созданию стенда принимали активное участие ИЯЭ АН БССР, ВНИИЭМ, НПО «Красная Звезда», СПб «Машпроект» и другие институты.

Вторым этапом отработки электронного управляющего комплекса было экспериментальное исследование управления станции с тепловым имитатором реактора. На экспериментальном стенде с номинальными параметрами АЭС «Вихрь-2» были отработаны режимы управления от пуска до приема электрической нагрузки, регулирования и защиты.

Третьим этапом отработки системы была экспериментальная работа по выполнению специальной программы по опытной эксплуатации вычислительного комплекса на АЭС.

Проведенные испытания показали возможность обеспечения контроля, управления и безопасности с помощью компьютерных систем при работе АЭС в автономном режиме и параллельно с другими электростанциями.

Вторая ступень безопасности обеспечивалась с помощью особенностей технологической схемы и газожидкостного термодинамического цикла. Аварийное охлаждение реактора осуществлялось за счет пассивного перетекания пара через реактор из части высокого давления контура в часть конденсатора. Наличие большого количества жидкого теплоносителя в технологическом контуре обеспечивало надежное охлаждение активной зоны газоохлаждаемого реактора при обесточивании, разгерметизации и других аварийных процессах.

Третья ступень безопасности обеспечивалась с помощью выбора материалов активной зоны, которые обеспечивали безопасность реактора за счет его ядерных характеристик. В качестве замедлителя

использовался гидрид циркония. При аварийном перегреве активной зоны происходила реакция диссоциации замедлителя с поглощением большого количества тепла, что позволяло снимать тепло остаточного тепловыделения в реакторе в течение нескольких суток. Такие особенности материалов активной зоны полностью исключали аварийные процессы разрушения и расплавления активной зоны при любых нештатных чрезвычайных ситуациях.

При диффундировании водорода из гидрида циркония реактор становился глубоко подкритичным и процессы деления автоматически прекращались.

Таким образом, в результате разработанных трех ступеней обеспечения безопасности была создана система безопасности нового поколения с высокими характеристиками внутренней безопасности.

6. Создание ТГБ и испытания ПАЭС

Испытания на стенде «Вихрь-2» позволили выявить ряд дополнительных требований к оборудованию ТГБ, а также необходимость усовершенствования ряда вспомогательных систем и проведения дополнительных испытаний в обоснование надежности оборудования. В результате в рабочем проекте турбогенераторного блока была разработана конструкторская документация, включающая главный контур, 12 различных по своим функциональным и конструктивным особенностям систем, в большинстве своем оригинальных, не имеющих прототипов, и более 120 единиц отдельного оборудования, также разрабатываемого впервые. Была разработана программа доводочных испытаний этого оборудования, учитывающая как требования ТТЗ по обеспечению показателей надежности, так и возможности имеющейся экспериментальной базы и материальных ресурсов. Был определен объем автономных испытаний отдельного оборудования.

На стенде «Вихрь-2» была испытана система аварийного расхолаживания реактора, полномасштабный макет которой вместе с пультом управления был изготовлен НПО «Красная Звезда».

Для управления арматурой с пневмоприводами и другими устройствами, требующими для управления воздух высокого давления, в СКБ с ОП была разработана и испытана автономная пневмосистема, в состав которой входил компрессор высокого давления разработки «ВНИИкомпрессормаш» г. Сумы. Центральным конструкторским бюро арматуростроения (ЦКБА, г. Ленинград) для ПАЭС была разработана и изготовлена специальная регулирующая,

запорная, быстродействующая отсечная и предохранительная арматура с сильфонной герметизацией проточной части и с пневмоническими приводами с различными уровнями давления воздуха и проведены ее государственные приемочные испытания (председателем межведомственной комиссии был назначен Ж.А. Гребеньков). Пневмосистема обеспечивала выполнение всех требований, предъявляемых к сжатому воздуху по уровням давления для различных потребителей и по качеству воздуха (чистота, отсутствие влаги, стабильность уровня давления и др.).

Для газовой турбины привода генератора в СКБ с ОП была разработана конструкция подшипниковых узлов и узла концевой уплотнения турбины. Проведена длительная отработка конструкции на специальных стендах и изготовлены узлы для турбины. Турбина ТГБ была спроектирована и изготовлена в СПБ «Машпроект» Минсудпрома (г. Николаев), а генератор — на заводе «Электросила» в г. Ленинграде. На первом образце ТГБ на гидростатических подшипниках турбины были установлены специальные датчики, регистрирующие наличие зазора в подшипниках с выводом информации на осциллограф. Уплотнение вала турбины обеспечивало полное отсутствие утечек теплоносителя как на рабочих режимах, так и в период стоянки турбины. Это обеспечивалось специальной системой торцевого уплотнения, которая автоматически поддерживала необходимый перепад давления на торцевом уплотнении при вращении вала, и обжатию вала специальным стояночным уплотнением при остановке ротора турбины. Все работы по созданию подшипниковых уплотнений выполнялись в экспериментальном отделе СКБ под руководством доктора технических наук Э.П. Кревсуна.

По кооперации, кроме указанного выше для ТГБ, было разработано и изготовлено следующее оборудование:

- главные циркуляционные насосы — Молдавгидромаш, г. Кишинев;
- редуктор — Калужский турбинный завод Минсудпрома;
- винт изменяемого шага — Ступинское ОКБ машиностроения Минавиапрома;
- редуктор ВИШ — Омский авиационный завод;
- холодильная машина — Харьковское ОКБ холодильных машин;
- ректификационная колонна и аппараты системы газоочистки — Свердловский НИИХиммаш;
- электропневмораспределители — Рыбинский завод Минсредмаша;
- транспортные средства (полуприцеп) для ТГБ и РБ — СКБ Минского автозавода.

Все остальное оборудование, вспомогательные системы и металлоконструкции разрабатывало и изготавливало СКБ с ОП Института ядерной энергетики.

Монтаж ТГБ на полуприцепе осуществлялся в сборочном цехе опытного производства. После сборки ТГБ на полуприцепе были проведены пробеговые испытания с проведением многократных ускорений и торможений с целью проверки прочности металлоконструкций и плотности контуров установки при транспортных перегрузках.

Испытание первого образца ПАЭС проводилось в специальном испытательном корпусе «Искра», в котором реакторный блок, изготовленный на Таллинском заводе «Двигатель» Минсредмаша, и турбогенераторный блок размещались в боксах с дополнительной биологической защитой с целью обеспечения безопасности испытаний. Корпус «Искра» был оборудован вспомогательными системами для хранения и кондиционирования теплоносителя для локализации возможных выбросов теплоносителя в случае разгерметизации контура установки, а также системой пожаротушения. Руководил строительством корпуса и других зданий промплощадки главный инженер ИЯЭ АН БССР М.Ф. Кохонов. Все эти системы корпуса «Искра» были спроектированы СКБ с ОП и изготовлены на опытном производстве. Бокс реакторного блока был оборудован системой загрузки реактора кассетами твэлов.

Испытания ТГБ начались на малых режимах с нагревом теплоносителя в штатных пусковых аппаратах (испаритель и перегреватель), установленных на ТГБ, и в специальном электронагревателе (300 кВт), расположенном вместо активной зоны реактора. Эти испытания позволили отработать режимы разогрева ТГБ, апробировать работу всех вспомогательных систем ТГБ и реакторного блока и, самое главное, обеспечить подготовку эксплуатационного персонала и обучение сменных операторов, работающих на штатном пульте управления.

Лабораторией автоматического управления ИЯЭ (заведующий лабораторией кандидат технических наук Е.В. Саунин) была разработана специальная система экспериментальных измерений (СЭИ), которая с помощью ЭВМ и специально разработанной программы осуществляла обработку показаний датчиков, установленных на блоках, и воспроизводила необходимые характеристики работы отдельных аппаратов и установки в целом. В системе СЭИ осуществлялась также регистрация в реальном времени всех действий операторов штатного пульта по их управлению режимами установки и при переходе от автоматического управления на ручное (своего рода «черный ящик»).

После завершения испытаний с электроразогревом теплоносителя были оформлены протоколы по результатам испытаний всех систем и даны заключения специалистов о возможности перехода к испытаниям с активной зоной реактора.

Для испытаний ПАЭС «Памир-630Д» в ИЯЭ АН БССР был образован отдел испытаний, в который вошли все эксплуатационные службы корпуса «Искра» и которому подчинялись все испытательные бригады по различным системам реакторного и турбогенераторного блоков. Руководил отделом кандидат технических наук И.Я. Поплыко. Заместителем главного конструктора ПАЭС по испытаниям был назначен доктор технических наук А.А. Михалевич.

Комплекс передвижной атомной станции «Памир» состоял из блоков, располагающихся на автомобильных транспортных средствах.

1. Реакторный блок (РБ), располагался на трехосном полуприцепе (МАЗ-9994) грузоподъемностью 65 тонн. На полуприцепе располагался реактор с биологической защитой, системой аварийного расхолаживания (САРХ), шкаф распределительного устройства собственных нужд (РУСН) и два автономных дизель-генератора мощностью по 16 кВт, серийно изготавливаемые Курским заводом передвижных агрегатов (КЗПА). Полуприцеп транспортировался тягачом МАЗ-796. В кабине тягача располагался транспортный пульт управления дизель-генераторами с приборами контроля функционирования системы САРХ в процессе транспортирования реакторного блока.
2. Турбогенераторный блок располагался на полуприцепе МАЗ-9994. В состав турбогенераторного блока входило все оборудование электростанции и все вспомогательные системы. Все оборудование располагалось на рамной конструкции, которая устанавливалась на полуприцеп через специальную систему амортизаторов, исключая воздействие деформации полуприцепа на оборудование ТГБ при транспортировании. На передней площадке рамы полуприцепа вместо запасных колес и подъемника была установлена площадка с оборудованием пневмосистемы и системы обогрева ТГБ. Полуприцеп транспортировался тягачом МАЗ-796.
3. Система автоматического управления, защиты и контроля (АРУЗК) с пультами управления располагалась в кузовах КП-10, серийно выпускаемых КЗПА. Два блока управления БУ-П и БУ-СУЗ устанавливались на прицепах Челябинского завода.
4. Вспомогательный энергоблок (ВЭБ) представлял собой передвижную дизельную электростанцию с двумя дизель-генераторами мощностью по 100 кВт каждый. ВЭБ изготавливался в КЗПА.

Прицепы с блоками БУ—П, БУ—СУЗ и ВЭБ транспортировались грузовыми автомобилями КРАЗ, в кузовах которых располагались бобины с силовыми кабелями и кабелями системы АРУЗК. На этих же автомобилях транспортировались межблочные трубопроводы главного контура и необходимый ЗИП.

При установке ПАЭС на позиции блоки РБ и ТГБ устанавливались рядом и соединялись трубопроводами со специальными линзовыми уплотнениями фланцевых разъемов. Конструкция межблочных трубопроводов обеспечивала необходимую точность и герметичность соединений, а также компенсацию температурных расширений. Полуприцепы РБ и ТГБ устанавливались на домкраты, а колеса демонтировались и вывозились в зону расположения транспортных средств.

Блоки управления и ВЭБ располагались в 150 метрах от реакторного блока, что обеспечивало радиационную безопасность обслуживающего персонала. Для подключения электростанции к сети предусматривался дополнительно силовой кабель длиной 40 метров.

Время развертывания на специально подготовленной площадке, запуск и вывод на энергетические режимы составляло 6 часов.

После завершения эксплуатации станции на данной площадке реактор переводился на режим автономного расхолаживания с помощью системы САРХ. Для чего запускались дизель-генераторы реакторного блока, и система расхолаживания реактора переводилась на управление и контроль с транспортного пульта управления, разъединялись контуры РБ и ТГБ закрытием отсечной арматуры на выходе из блоков, снимались межблочные трубопроводы и устанавливались транспортные заглушки на разъемы трубопроводов.

Все время на приведение станции в транспортное состояние составляло около 30 часов.

Основные технические данные ПАЭС «Памир-630Д»:

- электрическая полезная выходная мощность — 630 кВт;
- тепловая мощность реактора — 4950 кВт при номинальном давлении 77,5 кгс/см² и температуре на входе в реактор — 189 °С и на выходе из реактора — 503 °С;
- кампания реактора при номинальной мощности не менее 10000 часов (время непрерывной работы не более 2000 часов);
- схема преобразование тепла — одноконтурный газо жидкостный цикл;
- станция обеспечивает получение 110 % от номинальной полезной мощности в течение 60 минут;

- станция обеспечивает экстренный прием нагрузки до 50 % от номинального из состояния «максимальная готовность». При этом станция обеспечивает собственные нужды, а избыточная тепловая мощность сбрасывается в конденсатор;
- питание потребителей собственных нужд обеспечивается переменным трехфазным током с напряжением 380/220 В и частотой 50 Гц;
- охлаждение станции воздушное от винта изменяемого шага (ВИШ);
- при температуре от +20 °С до +35 °С на высоте 1000—4000 м над уровнем моря обеспечивает мощность до 400 кВт;
- срок службы станции — 10 лет, из них 7 лет хранение и 3 года работа;
- на время работы блоки станции соединяются друг с другом трубопроводами и кабелями;
- масса блоков: РБ-76,5 т, ТГБ-76 т, БУ-П-20 т, БУ-СУЗ-20 т, ВЭБ-20 т;
- при по блочному транспортировании станции на составные части могут действовать виброударные нагрузки по трем взаимноперпендикулярным осям до 6гс длительностью импульсов 20—50 мс;
- мощность дозы излучения на границе отчуждения при работающем реакторе не более 6,5 мбэр/ч, на боковых поверхностях биологической защиты не более 300 мбэр/ч, на торцевых — не более 1000 мбэр/ч через 24 часа после планового останова.

Реактор с биологической защитой

Реактор корпусного типа с биологической защитой и двухходовой схемой движения теплоносителя по активной зоне представляет собой единый модуль, собранный на раме полуприцепа, и состоящий из ядерного реактора, блоков радиационной защиты и трубопроводов с арматурой, схематично показан на рис. 1.

Основные характеристики реакторного модуля приведены в табл. 1.

Доводочные испытания ПАЭС «Памир-630Д» было решено проводить на первом опытном образце. По результатам испытаний проводилась доработка узлов, агрегатов и систем на обоих образцах. Второй образец, который не был загружен топливом и не был запущен теплоносителем, улучшаясь во время испытания первого, был предназначен для предварительных и государственных испытаний.

Несмотря на большой объем экспериментальных исследований по физике реактора ПАЭС «Памир-630Д» на описанных выше $\text{UO}_2\text{-H}_n$ -критических стендах, переход на матричную топливную

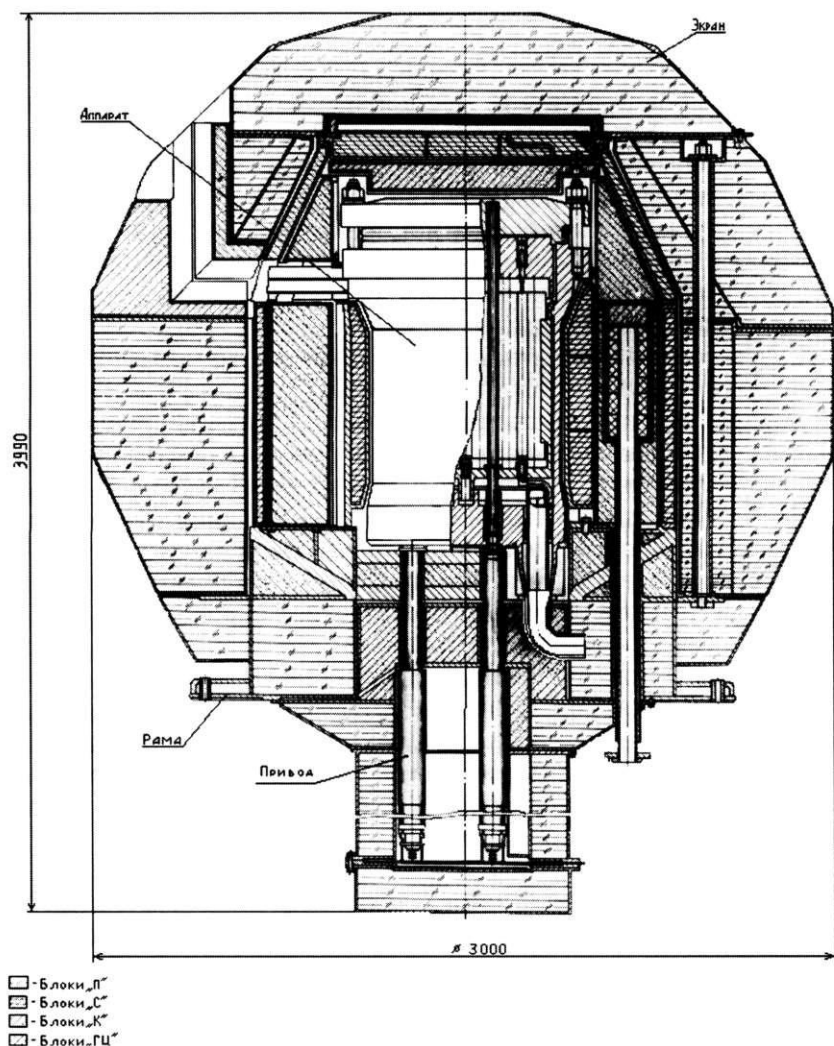


Рис. 1. Реакторный модуль

П — полиэтиленовый блок; С — свинцовый блок;
 К — блок из карбида бора; ГЦ — блок из гидрид циркония

Характеристики реактора «Памир-630Д»

Материал замедлителя и отражателя	Гидрид циркония ($ZrH_{1,9}$) с $\gamma = 1,9 \text{ г/см}^3$
Топливо	UO_2 , обогащённый по изотопу ^{235}U до 45%
Конструкционный материал	Нержавеющая сталь аустенитного класса
Способ профилирования	С помощью выгорающего поглотителя и уменьшения количества замедлителя
Материал поглощающих стержней	Eu_2O_3
Выгорание, %	14,3
Загрузка активной зоны по ^{235}U , кг	18,7
Выгорающий поглотитель	^{10}B
Высота активной зоны, мм	500
Диаметр активной зоны, мм	506,7
Коэффициент неравномерности тепловыделения в активной зоне:	
по высоте	1,22
по радиусу	1,18
Теплоноситель	«Нитрин» (на основе N_2O_4)
Расход теплоносителя, кг/с	5,68
Максимальная температура, °C:	
оболочки твэла	700
замедлителя	570
топлива	1150
Температура теплоносителя, °C:	
на входе в реактор	189,5
на выходе из реактора	503
Масса активной зоны, кг	5700

композицию и более высокое (45 %) обогащение урана делал целесообразным проведение критических экспериментов с активной зоной, содержащей такие же твэлы. Однако как по временным, так и по экономическим факторам изготовление комплекта ТВС с твэлами, содержащими матричное топливо, оказалось невозможным. Поэтому было принято решение провести дополнительные эксперименты на критстенде ГФС, используя только три опытные ТВС с матричным топливом 45 % обогащения и реконструировать критстенд для экспериментов со штатными комплектами ТВС и кассет отражателя первого и второго опытных образцов реактора ПАЭС «Памир-630Д». Эксперименты с тремя опытными ТВС с матричным топливом,

основной целью которых было уточнить запас реактивности реактора, были выполнены в 1981 г. Параллельно велись работы по созданию критического стенда «Кристалл» для экспериментов со штатными комплектами ТВС и кассет отражателя первого и второго опытных образцов ПАЭС «Памир-630Д», который был создан в 1982 г.

Основной целью экспериментов со штатными комплектами ТВС и кассет отражателя первого и второго опытных образцов реактора являлось определение физических характеристик его двух опытных образцов с учетом реальных технологических допусков при изготовлении отдельных компонентов активной зоны и внесение по результатам экспериментов корректировок в окончательную комплектацию их активных зон.

Определенная на основе вышеописанных исследований загрузка первого опытного образца реактора, который испытывался в составе ПАЭС «Памир» при работе на энергетических уровнях мощности, приведена на рис. 2.

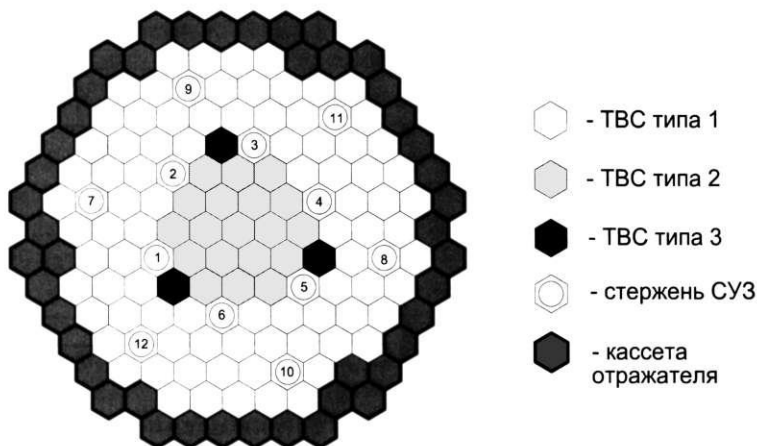


Рис. 2. Картограмма загрузки активной зоны реактора ПАЭС «Памир-630Д»

Активная зона реактора набиралась из 106 тепловыделяющих сборок, окруженных 45 кассетами отражателя. Физическое профилирование поля энерговыделения по радиусу и высоте активной зоны достигалось уменьшением содержания замедлителя в центральной области зоны, а также размещением в части ТВС выгорающего поглотителя, который одновременно служил для компенсации запаса реактивности реактора на кампанию.

Физический пуск первого опытного образца ПАЭС был проведен с 6 июля по 5 августа 1985 г. Энергетический пуск первого опытного образца ПАЭС был начат 24 ноября 1985 г. До катастрофы на ЧАЭС оставалось 5 месяцев. В этот период и далее после катастрофы на ЧАЭС в течение 1986–1987 гг. продолжались доводочные испытания ПАЭС, хотя многие из ведущих специалистов, занятых на испытаниях первого опытного образца ПАЭС «Памир-630Д» во главе с В.Б. Нестеренко, были отвлечены на решение неотложных проблем, связанных с последствиями катастрофы на ЧАЭС.

В ходе испытаний первого опытного образца ПАЭС «Памир-630Д» были отработаны следующие технологические операции: предпусковая подготовка контура и теплоносителя; режим электро-разогрева; ядерный разогрев; вывод ПАЭС на различные уровни тепловой мощности до 80 % от номинальной и кратковременный вывод ПАЭС на уровень тепловой мощности 102,5 % от номинальной.

Однако мощность ПАЭС, полученная на клеммах генератора, при тепловой мощности реактора, близкой к проектному значению (5050 кВт), составила 407 кВт, что значительно меньше проектной (820 кВт, включая мощность, расходуемую на собственные нужды ПАЭС).

Нейтронно-физические характеристики реактора ПАЭС «Памир-630Д», измеренные в процессе физического и энергетического пусков первого опытного образца ПАЭС, приведены в табл. 2.

Всего первого опытный образец ПАЭС «Памир-630Д» прошел испытания в течение 2975 ч на режимах частичных нагрузок при температурах оболочки твэлов, близких к номинальным.

В связи с катастрофой на ЧАЭС (ПАЭС «Памир-630Д» располагалась на площадке на расстоянии 6 км от г. Минска с населением около 2 млн человек) и нарушением сроков доводочных испытаний первого опытного образца ПАЭС была назначена комиссия под руководством Н.С. Хлопкина, по результатам работы которой решением Государственной комиссии Совета Министров СССР от 09.02.1988, подписанным Министром среднего машиностроения и вице-президентом АН БССР, было предписано все испытания на ПАЭС «Памир-630Д» прекратить. В решении отмечались недостаточная научная обоснованность выбора теплоносителя, неотработанность на завершающем этапе испытаний ПАЭС технологии подготовки и очистки теплоносителя (хотя отмечались удовлетворительные результаты по очистке теплоносителя на завершающем этапе ПАЭС), просчеты в термодинамическом цикле станции, в результате которых полученные параметры (в частности,

Нейтронно-физические характеристики реактора ПАЭС «Памир-630Д»

Параметр	Значение
Количество ТВС, шт., всего	106
в том числе: типа 1	84
типа 2	3
типа 3	19
Количество КО, шт.	45
Количество пэлов, шт.	12
Количество $^{10}\text{В}$ в активной зоне, г.	4,6
Эффективность одиночных стержней СУЗ, $\beta_{\text{эф}}$	
в том числе: внутренний пояс № – 2, 4, 6	1,6
№ – 1, 3, 5	1,3
внешний пояс № – 7–12	0,9
Температурный эффект реактивности (средняя температура теплоносителя в реакторе 335 °С), $\beta_{\text{эф}}$	0,86
Мощностной эффект реактивности (100 % мощности), $\beta_{\text{эф}}$	-0,47
Температурный коэффициент реактивности (при нагреве теплоносителя от 300 до 350 °С) $\beta_{\text{эф}}/^\circ\text{C}$	0,0031
Мощностной коэффициент реактивности (от 80 до 100 % мощности), $\beta_{\text{эф}}/\%N$	-0,0013
Стационарное отравление реактора (при мощности 70 % номинальной), $\beta_{\text{эф}}$	-2,04
Оперативный запас реактивности холодного, неотравленного реактора, $\beta_{\text{эф}}$	5,0
Эффективность системы стержней СУЗ холодного, не отравленного реактора, $\beta_{\text{эф}}$	12,8
Подкритичность реактора в заглушенном состоянии, $\beta_{\text{эф}}$	7,8
Эффект залива водой холодного, неотравленного реактора, $\beta_{\text{эф}}$	4,0

по электрической мощности ПАЭС) не соответствовали проектным решениям, и ряд других недостатков. В то же время в решении отмечались полученный большой опыт по разработке, изготовлению и наладке ПАЭС и целесообразность использования накопленного положительного опыта при создании передвижных АЭС на других теплоносителях.

Однако ввиду распада СССР эта рекомендация не была реализована, и все работы по созданию передвижных АЭС в Белоруссии были прекращены.



Рис. 3. Министр среднего машиностроения СССР Е.П. Славский знакомится с результатами материаловедческих исследований топлива реактора «Памир». Слева направо: В.А. Наумов, В.Ф. Зеленский, Е.П. Славский, В.П. Гольцев



Рис. 4. Первый секретарь ЦК КП Белоруссии П.М. Машеров у испытательного корпуса «Искра». Слева В.Б. Нестеренко, справа – секретарь ЦК КПБ А.Т. Кузьмин



Рис. 5. Заместитель председателя Совета Министров СССР Л.В. Смирнов знакомится с ходом испытаний оборудования ПАЭС «Памир-630Д». Справа – В.Б. Нестеренко



Рис. 6. Заседание Совета главных конструкторов ПАЭС «Памир – 630Д». В центре А.П. Черников, Г.Н. Жемчужников, Н.М. Грязнов



Рис. 7. В.П. Гольцев, В.Б. Нестеренко, Е.П. Славский у защитных камер



Рис. 8. А.П. Александров на критической сборке реактора «Памир»



Рис. 9. Е.П. Славский и В.Б. Нестеренко



Рис. 10. П.М. Машеров в цехе сборки ПАЭС «Памир-630Д».
Слева направо: Л.И. Колыхан, П.М. Машеров, В.Б. Нестеренко,
Н.А. Борисевич — президент Академии наук БССР

РАЗРАБОТКА ПРОЕКТОВ ПЛАВУЧИХ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

В. М. Воробьев¹
ЗАО «Атомэнерго»

Изучение вопроса обеспечения надежного энергоснабжения населенных пунктов и промышленных предприятий, расположенных в районах Крайнего Севера и Дальнего Востока России показало, что перспективным путем решения этой задачи является использование плавучих атомных станций (ПАЭС) малой мощности.

Первые сведения о проектах плавучих АЭС появились в начале 60-х годов. В военной программе США по ядерной энергетике предполагалась разработка и создание транспортабельных блоков АЭС и в том числе плавучей АЭС мощностью 10 МВт (эл). Американские военные профинансировали этот проект, и 25 января 1967 года реактор плавучей станции под шифром *МН-1А* достиг критичности. Сведения о технических характеристиках, конструктивных решениях и опыте эксплуатации этой станции не публиковались. Известно только, что в качестве плавучего сооружения был использован обычный танкер, в корпус которого была встроена атомная установка. Эта плавучая АЭС с 1967 по 1976 годы эксплуатировалась в зоне Панамского канала, и по заявлениям военных эксперимент прошел успешно.

В России первая серьезная проработка плавучей атомной станции была выполнена в начале 70-х годов на базе корабельных установок, разработанных коллективом ОКБМ (Нижний Новгород). Проект плавучего сооружения был разработан ЦКБ «Айсберг» (Минсудпром), которое являлось автором всех отечественных атомных

¹ Воробьев Владимир Михайлович, директор отдела ПАЭС, главный инженер проектов; кандидат технических наук, главный конструктор по ПАЭС «Волнолом» и главный инженер проекта АТЭС ММ с КЛТ-40С

ледоколов. Проработка не получила в то время дальнейшего развития в основном из-за загрузки судостроительных предприятий военной программой, однако уже тогда был отмечен ряд существенных преимуществ плавучих АЭС малой мощности для прибрежных районов Арктики и Дальнего Востока по сравнению со стационарным размещением.

Преимущества и недостатки электростанций в виде плавучих сооружений для этих районов были на практике выявлены при создании и эксплуатации четырех газотурбинных плавучих электростанций типа «Северное сияние», которые были созданы в России в период с 1970 по 1980 годы и эксплуатировались в Арктике и Сибирском регионе России. Как преимущество плавучих вариантов отмечалось сокращение времени строительства и возможность передислокации. В качестве недостатка указывалась необходимость создания дорогостоящей инфраструктуры для завоза и сезонного хранения больших объемов органического топлива (страховой запас). Этот недостаток исключается при использовании в составе плавучих энергоблоков атомных установок.

Инициатива разработки первого в мире проекта плавучей атомной теплоэлектростанции (ПАТЭС) принадлежит Министерству обороны СССР, которое в 1988 г. выдало заказ Министерству судостроительной промышленности на создание станции мощностью 12 МВт (шифр «Волнолом») для энергоснабжения своих отдаленных прибрежных жилищно-бытовых объектов. В техническом задании назначение было указано дословно «Плавучая атомная теплоэлектростанция пр. 15250 (шифр «Волнолом») для обеспечения электроэнергией и теплом объектов военного и гражданского назначения, расположенных в труднодоступных районах Крайнего Севера и Дальнего Востока».

Сугубо гражданское назначение станции обусловило требования по выполнению в проекте всех имеющихся на то время требований Госатомнадзора СССР и Регистра судоходства СССР, применяемых для стационарных АЭС и атомных гражданских судов.

Генеральным проектантом ПАТЭС «Волнолом» было определено ЦКБ «Балтсудопроект» (Минсудпром СССР), которое выполняло проект атомного лихтеровоза — контейнеровоза «Севморпуть», построенного и сданного в эксплуатацию в 1988 году. Главным конструктором реакторной установки было назначено ОКБМ (Минсредмаш СССР) и научным руководителем головное предприятие Минсредмаша по малой энергетике — Физико-энергетический институт им. акад. А.И. Лейпунского.

Начальником ЦКБ в эти годы был Николай Николаевич Родионов. Главным конструктором заказа был назначен я, Воробьев Владимир Михайлович, кандидат технических наук, главный конструктор проектов атомных судов, проработавший к тому времени в области судовых АЭУ 22 года, сначала в ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова, а затем в ЦКБ «Балтсудопроект». Над проектом работали ведущие специалисты ЦКБ Л.Н. Соболев, Р.А. Каипов, Ю.Ф. Бобков, В. Г. Кулаженко, В.Н. Графов, Г.В. Малоземов и др. На всех этапах разработки проекта большую помощь проектантам оказывали специалисты Физико-энергетического института им. акад. А. И. Лейпунского — Ю.А. Сергеев, Ю.Д. Баранаев, Н.И. Соснин, Г.А. Шамшуrow, И.М. Шведенко.

Технический проект ПАТЭС «Волнолом» проекта 15250 был утвержден только в 1993 г., так как заказчик дважды изменял требования технического задания. Изменения касались в основном генерирования рабочих сред для технических служб ВМФ и не затрагивали собственно энергетическую часть.

В соответствии с потребностями заказчика в проекте ПАТЭС была предусмотрена выдача потребителям:

- электроэнергии мощностью 2х6 МВт, переменный трехфазный ток напряжением 6,3 кВ, частотой 50 Гц;
- теплофикационной (сетевой) воды с теплофикационной мощностью 2х12 Гкал/ч при температуре сетевой воды 120/70 °С (150 °С при снижении мощности до 2х4 МВт);
- насыщенного пара давлением 0,5 МПа, производительностью 10 т/ч (при соответствующем снижении мощности до 2х4,9 МВт);
- воды высокой чистоты в количестве 10 т/сутки (при соответствующем снижении электрической мощности).

Плавающий энергоблок был выполнен в виде несамостоятельного плавучего сооружения с корпусом из плоских секций с ледовым усилением на класс УЛ Регистра, что позволяло эксплуатацию сооружения в любой арктической акватории. Форма корпуса в поперечном сечении имела прямоугольную форму с плоским подрезом в носовой и кормовой оконечностях. Основные размерения ПАТЭС:

Длина наибольшая	96,8 м
Длина по конструктивной ватерлинии (КВЛ)	92 м
Ширина по КВЛ	21,6 м
Высота борта	10,3 м
Осадка по КВЛ	4,6 м
Водоизмещение	8200 м ³

В соответствии с требованиями Правил Регистра России на ПАЭС обеспечивается двухотсечная непотопляемость с большим запасом по нормируемым параметрам. В бассейне ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова проведены испытания модели по определению условий затопления и поведения судна в процессе затопления. Испытания показали, что судно тонет при одновременном затоплении не менее четырех отсеков, то есть практически непотопляемо.

Реакторная установка размещена в средней части судна. В корму от отсека АППУ располагается турбогенераторное отделение, в нос — дизель-генераторное. В районе реакторного отсека выполнена конструктивная защита от столкновений, которая обеспечивает целостность защитной оболочки в случае столкновения ПАТЭС с другим судном.

Комплекс жилых и общественных помещений сформирован в компактную четырехъярусную рубку, размещенную в носовой части судна. В 49 каютах экипажа, расположенных от верхней палубы до палубы третьего яруса, предусмотрено размещение 54 человек. Кроме кают-компаний, камбуза и провизионных кладовых, расположенных на одной палубе, предусмотрены салоны отдыха и видео, спортзал, бассейн и сауна.

Биологическая защита в составе корпуса включает наружную защиту на стенках защитной оболочки реакторной установки и специальных помещений. Биологическая защита состоит из свинцовых блоков, залитых в металлические короба, стальных плит углеродистой стали и серпентинитового бетона, уложенного в опалубку из стальных листов.

Установка ПАТЭС производится на заранее подготовленную в инженерном отношении позицию, где должны быть необходимые береговые сооружения. Объем инженерного обеспечения и соответственно его стоимость определяются для каждого места установки индивидуально. Общим для всех вариантов является специально разработанная система крепления ПАТЭС к берегу с помощью распорной штанги, совмещенной с мостовым устройством, соединяющей станцию с береговой корневой частью. В состав крепления входят также система якорных связей, мертвых якорей и подвесных массивов.

Для станции разработчиком реакторной установки был предложен принципиально новый для того времени проект реактора, который на начальной стадии вызывал большие сомнения в части целесообразности использования его на плавучем сооружении. Конструкторский коллектив ОКБМ (руководителем в этот период был Ф.М. Митенков) приложил много усилий для подтверждения эффективности своего проекта и убеждения в этом нас, проектантов

станции, и заказчика в лице ВМФ. На стадии эскизного проекта все разногласия прекратились. Проект был по достоинству оценен, и я могу теперь признать, что предложенный вариант реактора АБВ был лучшим из того, что предлагалось судостроителям в классе ВВР за последние 25–30 лет.

Специально для ПАТЭС «Волнолом» ОКБМ была разработана двухреакторная паропроизводящая установка с реакторами типа АБВ. Спецификой для реакторов судового исполнения являлись моноблочная компоновка и длительная работа в диапазоне мощности от 20 до 100 % от номинальной при естественной циркуляции теплоносителя первого контура.

Основные характеристики реактора:

Тепловая мощность	38 МВт
Температура теплоносителя первого контура	
на входе в активную зону	250 °С
на выходе из активной зоны	330 °С
Давление в системе первого контура	14,4 МПа
Паропроизводительность	53 т/ч
Температура пара на выходе ПГ	290 °С
Температура воды на входе ПГ	106 °С
Давление питательной воды	3,8 МПа
Давление пара за ПГ	3,14 МПа

Основной контур циркуляции включал активную зону, парогенератор, подъемный и опускной участки и размещался в моноблочном реакторе. Трубная система ПГ разделена на 16 кассет. Система компенсации объема выносная, газовая. Для очистки теплоносителя первого контура предусмотрена система очистки с принудительной циркуляцией теплоносителя через холодильник фильтра и фильтр. Система подключалась периодически. Второе назначение этой системы — канал расхолаживания. В составе установки были предусмотрены все необходимые системы безопасности, большая часть которых была разработана на уровне изобретений.

Проект реакторной установки АБВ для ПАТЭС «Волнолом» разрабатывал большой коллектив конструкторов под руководством Юрия Кирилловича Панова — главного конструктора этого направления. Как основных создателей этого проекта следует выделить В.Л. Малюгина, Ю.П. Фадеева, Н.В. Скворцова, В.И. Люкшина, В.С. Кууля, Д.Г. Преображенского.

Разработанный технический проект теплоэлектростанции был утвержден Решением № 702/43/1429 от 22.09.1993, подписанным Главнокомандующим ВМФ и Заместителем Председателя Комитета Российской Федерации по оборонным отраслям промышленности.

В 1994 году подписан контракт между Балтийским заводом (Санкт-Петербург) и Главным управлением кораблестроения ВМФ на постройку двух станций со сдачей первой в 1997 году. Главным строителем заказа был назначен Е.П. Данцкер. В этом же году в ЦКБ «Балтсудопроект» были разработаны рабочие чертежи корпуса ПА-ТЭС, по которым завод начал разрезку металла.

В начале 1995 года в связи с отсутствием финансирования работы по постройке головного заказа были приостановлены, а в конце года прекращены.

Девяностые годы прошли под знаком развала судостроительной промышленности России. Строительство флота на отечественных заводах сократилось в разы. Соответственно без заказов остались и ЦКБ — проектанты судов и кораблей. В этот период многие проектные судостроительные организации в поисках заказов выполняли проработки и предлагали потенциальным заказчикам разработку любых сооружений, зачастую далеких от судостроения (один только скоростной железнодорожный поезд ЦКБ «Рубин» чего стоит). На этом фоне предложение ЦКБ «Айсберг» и ОКБМ о создании на базе ледокольной реакторной установки КЛТ-40 плавучего энергоблока для энергообеспечения отдаленных районов Арктики и Дальнего Востока могла постигнуть участь многих других проектов — корзина для бумаги. Однако настойчивость авторов предложения и в какой-то мере удача, иногда сопутствующая настойчивости, привела их в кабинет Евгения Ивановича Игнатенко, исполнительного директора Концерна «Росэнергоатом». Евгений Иванович уже в то время, раньше многих и раньше нас самих, сумел оценить, что малая атомная энергетика в ее плавучем (транспортабельном) варианте как нельзя лучше подходит для развития атомной энергетики на «коммерческой» основе и не только для внутреннего рынка, но в первую очередь на экспорт.

После первой встречи весной 1994 г., в сентябре того же года появился протокол о порядке разработки ТЭО АТЭС ММ и технического проекта плавучего энергоблока, а 31 января 1995 года был подписан контракт на выполнение проекта и его финансирование.

Приказом Минатома № 523 от 29.11.1995 были закреплены «обязанности участников проекта создания атомных станций с РУ типа КЛТ-40. Пунктом размещения головного заказа был определен город Певек. Функции заказчика и эксплуатирующей организации были возложены на Концерн «Росэнергоатом». Дирекцией строящейся АС определено ОАО «Малая энергетика» (Москва). Генеральным проектантом назначено ОАО «Атомэнерго» (Санкт-Петербург),

Генеральным конструктором плавучего энергоблока — ОАО «ЦКБ «Айсберг» (Санкт-Петербург), Генеральным конструктором реакторной установки — ОКБМ (Нижний Новгород).

Дирекция станции (ОАО «Малая энергетика») обеспечивала в то непростое время управление проекта и финансирование работ. На её плечи легли также проблемы по согласованию проекта с местной администрацией и федеральными надзорными органами. Технические проблемы отодвинулись на второй план. Основная проблема — деньги на выполнение проекта, и Дирекция АТЭС, ОАО «Малая энергетика», руководимая ее Генеральным директором Александром Константиновичем Полушкиным, проявила завидную изобретательность и настойчивость при решении этой задачи. Благодаря их деятельности проект АТЭС ММ в г. Певек и технический проект энергоблока были завершены в 2002 г. Оценить по достоинству выполнение нового проекта в период 90-х годов, а тем более нового проекта атомной станции, может только тот, кто пытался сам это совершить. Все эти попытки были безуспешны. Именно поэтому труд организаторов реализованного проекта АТЭС ММ в г. Певеке А.К. Полушкина, А.М. Иноземцева, А.А. Ведерникова, Е.А. Кузина, В.В. Пятакова и других дорогого стоит.

Генеральный проектант станции ОАО «Атомэнерго» — предприятие, созданное в 1993 году для выполнения работ «на стыке» атомной и судостроительной специфики. Учредителями общества явились предприятия Минатома — ГУП ОКБМ, судостроения — ОАО «ЦКБ «Айсберг» и ОАО «Балтийский завод», реакторостроения — ОАО «Нижегородский машиностроительный завод», и морфлота — ГУП «РТП «Атомфлот», ОАО «Мурманское Морское пароходство». Именно такой работой «на стыке» и оказалась АТЭС ММ с плавучим энергоблоком. Первый директор ОАО «Атомэнерго», Коваленко Владимир Константинович, а с 1998 года Рыжков Вениамин Васильевич сумели создать и организовать работу коллектива ОАО, который успешно справился с большим объемом работ, возлагаемых на генерального проектировщика. Коваленко пригласил меня на должность главного инженера проекта уже после заключения контракта в 1995 году. Вместе мы создавали специализированный отдел, отдел АТЭС, который и выполнил основной объем проектных работ по обоснованию размещения, обоснованию безопасности и экономической эффективности станции в целом. Успех проекта был достигнут за счет профессионализма ведущих сотрудников отдела: П.В. Злобина, А.П. Тикиляйнена, И.О. Маркова, И.А. Кузьменкова, К.Н. Полянского, Ю.А. Сухорукова, М.В. Зенкова, Ю.В. Потапкина.

Несколько слов о самом проекте.

Проект атомной теплоэлектростанции на базе плавучего энергетического блока с реакторными установками КЛТ-40С (далее АТЭС) предназначен для выработки и выдачи потребителям тепла и электроэнергии.

Станции такого типа экономически целесообразно использовать в районах, в которых отсутствуют топливно-энергетические ресурсы, а их доставка и создание страховых запасов сопряжены с большими расходами. Для России такими районами являются прибрежные районы Крайнего Севера и Дальнего Востока, поэтому выбранная площадка для первой станции, заполярный порт Певек, наиболее полно позволяла использовать положительные качества проекта.

Концепция создания и безопасной эксплуатации АТЭС этого типа основывается на следующих основных положениях:

Строительство плавучего энергоблока осуществляется на специализированном судостроительном предприятии с организацией жесткого контроля за качеством выполнения работ на всех этапах технологического цикла постройки и испытаний.

Плавучий энергоблок буксируется к месту эксплуатации в полностью готовом виде, где устанавливается к оборудованному причалу и подключается к береговым коммуникациям, которые должны быть созданы к моменту готовности энергоблока.

Все ядерно и радиационно опасные работы, включая перегрузку ядерного топлива, а также хранение сопутствующих эксплуатации радиоактивных отходов за межремонтный период, который составляет около 12 лет, осуществляются на борту плавучего энергоблока, без привлечения береговых или плавучих средств обеспечения.

Транспортабельность энергоблока позволяет выполнить его доставку на специализированное ремонтное предприятие для производства восстановительных и ремонтных работ и соответственно обеспечить высокое качество их выполнения.

Проект АТЭС позволяет обеспечить реализацию достаточно простой схемы вывода из эксплуатации: плавучий энергоблок отводится с места стоянки на базу демонтажа и разделки судовых ядерных объектов, гидротехнические и береговые объекты подвергаются обычной утилизации. Таким образом, место размещения АТЭС остается в состоянии «зеленая лужайка».

Создаваемая АТЭС является атомной станцией малой мощности. Мощность АТЭС, передаваемая потребителям, 60 МВт электрической и 60 Гкал/ч тепловой энергии.

В состав комплекса АТЭС входят: плавучий энергоблок (ПЭБ) с двумя реакторными установками КЛТ-40С — основной элемент станции, гидротехнические сооружения (палы для установки ПЭБ, пирс, подходной канал, защитные оградительные сооружения) и береговая площадка, на которой располагаются вспомогательные здания и сооружения станции.

В связи с тем, что все ядерно и радиационно опасные работы выполняются только в пределах ПЭБ, определяющим является выбор места его размещения, обеспечивающего его надежную установку и безопасную эксплуатацию.

Ввиду конструктивных особенностей ПЭБ требования, предъявляемые к площадке наземной атомной станции (сейсмичность, гидрологические условия и т. п.), во многом утрачивают свое определяющее значение, уступая их гидрометеорологическим условиям.

Площадь акватории с гидротехническими сооружениями и с учетом необходимого маневрирования при установке ПЭБ составляет около 1,5—3,0 га. Площадь береговой площадки, на которой размещаются вспомогательные здания и сооружения — около 0,6—1,5 га.

Транспортная связь с берегом осуществляется через причальные сооружения. Непосредственно на ПЭБ предусмотрена площадка для приема вертолета. Также имеется возможность подхода и швартовки к ПЭБ судов снабжения и обеспечения АТЭС.

Основным объектом станции, конечно же, является плавучий энергоблок.

Технический проект энергоблока выполнен ОАО «ЦКБ «Айсберг». Это старейшее ЦКБ является проектантом всех атомных ледоколов, построенных в СССР, и имеет огромный опыт использования реакторной установки КЛТ-40 (ранее ОК-900) на судостроительных объектах. В период первой половины 90-х годов, когда многие проектные организации судостроительной промышленности прекратили существование на фоне полного упадка этой отрасли, в ЦКБ «Айсберг» был сохранен коллектив и даже была увеличена его материально-техническая оснащенность. Это чудо — заслуга Генерального директора ОАО «ЦКБ «Айсберг» Анатолия Александровича Макеева и его заместителя по проектированию Дмитрия Михайловича Клыкова. Дмитрий Михайлович был назначен и Главным конструктором ПЭБ для АТЭС ММ.

Плавучий энергоблок представляет собой гладкопалубное несамостоятельное судно стоечного типа, с прямоугольными обводами корпуса, с многоярусной надстройкой. В носовой и средней частях размещено энергетическое оборудование, в кормовой части — жилой блок.

В основу компоновки оборудования положен блочный принцип. На ПЭБ устанавливаются две реакторные установки КЛТ-40С с водяными реакторами и две паротурбинные установки с турбинами теплофикационного типа и электрогенераторами, скомпонованные в два самостоятельных блока мощностью 35 МВт (эл.) каждый.

Кроме того, на ПЭБ расположен локальный комплекс по обращению с ядерным топливом и хранению образующихся при эксплуатации и в процессе перегрузки реакторных установок твердых и жидких радиоактивных отходов.

Конструктивная компоновка ПЭБ включает хранилища ОТВС и собственный комплекс средств, обеспечивающий выполнение перезарядок реакторов, хранение ОТВС, ЖРО и ТРО без привлечения специальных плавучих технологических баз перезарядки в течение 12-летнего межремонтного периода.

Все радиоактивные среды, накапливающиеся во время эксплуатации и перезарядки реакторных установок, локализуются, перерабатываются и хранятся на ПЭБ в специальных хранилищах, цистернах и контейнерах. Разгерметизация специальных цистерн и контейнеров при нормальной эксплуатации АТЭС полностью исключена.

Радиационная безопасность обеспечена конструктивными, технологическими и организационными решениями, направленными на исключение или максимальное ограничение (ниже допустимых пределов) воздействия проникающего ионизирующего излучения и радиационного воздействия на персонал и население.

В проекте реализуются технические решения, исключающие выбросы в атмосферу, а создание защитных барьеров на вероятных путях выхода радиоактивности исключает влияние работающей ЯЭУ на воздушный и водный бассейн пункта размещения АТЭС.

Реакторный отсек и отсек хранения отработавшего топлива защищены от внешних воздействий (столкновений, посадки на мель, падение самолета и т. д.) конструктивной противоударной защитой.

Создание РУ КЛТ-40С осуществляется на базе оборудования РУ ледокольного типа с использованием судовых технологий и технических решений, подтвержденных 30-летним опытом безаварийной эксплуатации в тяжелых условиях полярной навигации. О надежности и уровне ядерной и радиационной безопасности созданных отечественных атомных энергосиловых установок для ледоколов и лихтеровоза свидетельствуют более чем 35 лет эксплуатации ледокольных реакторных установок, в течение которого не было ни одного случая ядерно или радиационно опасного инцидента.

Создание реакторной установки КЛТ-40, ранее известной под индексом ОК-900, восходит к началу легендарных для судового реакторостроения 70-х годов. В это время для ледоколов «Ленин» и «Арктика» по проекту ОКБМ была создана реакторная паропроизводящая установка ОК-900. Руководителем ОКБМ в то время был Игорь Иванович Африкантов. Чтобы перечислить только основных разработчиков и создателей этой установки потребуется десяток листов данной книги, поэтому я упомяну только тех, с кем мне выпало счастье встречаться и работать лично. С Игорем Ивановичем Африкантовым мне встречаться не довелось, так как в то время по молодости лет и занимаемой должности такая встреча мне была еще не «по рангу». Зато с Федором Михайловичем Митенковым, заменившим Игоря Ивановича на посту руководителя ОКБМ, я, будучи заместителем, затем главным конструктором атомного лихтеровоза «Севморпуть» и ПАЭС «Волнолам», а потом и главным инженером проекта АТЭС ММ с РУ КЛТ-40 встречался достаточно часто. Если коротко подвести итог этих встреч, то для меня Федор Михайлович — это пример настоящего руководителя научного и конструкторского предприятия. Вообще, по моему мнению, ОКБМ везло с руководителями.

Если вернуться к созданию ледокольной установки ОК-900, то для меня оно ассоциируется с фамилиями Ю.Н. Кошкина, Е.Н. Черномордика, З.М. Мовшевича, Ю.К. Панова, С.И. Майзуса, Э.М. Мельникова, Д.И. Саянова, О.А. Яковлева, В.И. Васюкова, В.И. Полуничева, В.Г. Стародубцева, Б.И. Коломиеца, А.П. Лукичева, В.И. Лашкина и многих других. По роду своей работы я больше соприкасался с компоновочным отделом, и естественно, что моя память сохранила фамилии именно тех специалистов, которые непосредственно обеспечивали выдачу исходной информации для проекта судна, и конечно, приведенный список не может претендовать на полноту.

При принятии решения об использовании ледокольной реакторной установки на плавэнергоблоке все понимали, что условия ее эксплуатации в составе АТЭС ММ значительно отличаются от судовых как по условиям эксплуатации, так и по требованиям, предъявляемым к решению вопросов безопасности. Для эксплуатации АТЭС ММ характерны более высокие требования к срокам службы основного оборудования, более высокий коэффициент использования мощности. Решение вопросов безопасности должно было учитывать факторы, характерные для стационарных АЭС, такие как выбор и обоснование площадки размещения, специфичные требования к системам безопасности, экологические аспекты, организация

физической защиты и многие другие. Руководство работами по модернизации судовой реакторной установки КЛТ-40 в реакторную установку плавучего энергоблока КЛТ-40С в ОКБМ возглавил Главный конструктор Вячеслав Михайлович Беляев.

В результате выполненного и утвержденного технического проекта реакторная установка претерпела серьезные изменения в части оснащения ее дополнительными системами безопасности и доведения срока службы корпусного оборудования до требуемых 40 лет.

Основные характеристики реакторного блока:

тепловая мощность, не более	150 МВт
паропроизводительность, не менее	240 т/ч
давление первого контура	12,7 МПа
давление пара за ПГ, кгс/см ² (абс.)	3,8 МПа (абс)
температура перегретого пара	290 °С
температура питательной воды	170 °С

Парогенерирующий блок состоит из непосредственно реактора, четырех парогенераторов и четырех насосов, объединенных в единую конструкцию силовыми коаксиальными патрубками.

Тип реактора КЛТ-40С — водо-водяной под давлением, с принудительной циркуляцией по первому контуру. Расчетное давление корпуса реактора — 16,2 МПа, расчетная температура — 350 °С, материал — теплоустойчивая низколегированная сталь с антикоррозионной наплавкой, обладающей необходимыми характеристиками прочности и пластичности, стабильностью свойств после тепловых выдержек при температуре 350 °С, а также низкой критической температурой хрупкости, что обеспечивает необходимую механическую прочность корпуса в радиационных и температурных условиях работы.

Парогенератор (ПГ) представляет из себя прямоточный теплообменник змеевикового типа, предназначенный для генерации пара и отвода остаточных тепловыделений после остановки реактора с трубной системой из титанового сплава.

ЦНПК — представляет собой герметичный центробежный одноступенчатый насос с экранированным двухскоростным (двухобмоточным) асинхронным двигателем, предназначенный для обеспечения циркуляции теплоносителя в системе первого контура. Подача — 870 м³/ч, напор — 0,38 МПа (при работе на большей скорости).

Критерии радиационной безопасности и проектные пределы определены в соответствии с действующими нормами радиационной безопасности, которые на сегодняшний день могут быть сформулированы следующим образом:

- при проектных авариях на АТЭС ожидаемая доза облучения ограниченной части из населения (критической группы) на границе санитарно-защитной зоны и за ее пределами не должна превышать 5 мЗв (0,5 бэр) на все тело — 50 мЗв (5 бэр) на отдельные органы за первый год после аварии;
- при запроектных авариях на АТЭС доза облучения ограниченной части населения (критической группы) на границе зоны планирования защитных мероприятий и за ее пределами не должна превышать 5 мЗв (0,5 бэр) на все тело и 50 мЗв (5 бэр) на отдельные органы за первый год после аварии.

Пределы повреждения твэлов, выражаемые через осколочную радиоактивность теплоносителя первого контура по сумме изотопов иода, нормированную на 2 ч выдержки вне контура в пересчете на номинальную мощность, не должны превышать:

- эксплуатационный предел — $1 \cdot 10^{-3}$ Ки/кг;
- предел безопасной эксплуатации — $5 \cdot 10^{-3}$ Ки/кг.

Для проектной аварии не превышает максимальный проектный предел повреждения твэлов, определяемый в материалах проекта, а также обеспечивается удержание уровня теплоносителя над активной зоной в авариях с разгерметизацией первого контура.

Безопасность реакторной установки АТЭС обеспечивается, прежде всего, за счет реализации следующих принципов:

- использование водо-водяного реактора с развитой внутренней самозащищенностью, достигаемой за счет обратных связей в активной зоне, тепловой инерционности реактора, естественной циркуляции теплоносителя при аварийных ситуациях и др.;
- обеспечение глубокоэшелонированной функциональной и физической защиты за счет эффективных барьеров безопасности и локализирующих систем, исключающих выход радиоактивных продуктов за пределы ПЭБ в наиболее тяжелых авариях, сопровождающихся дополнительными отказами;
- организации защиты от внутренних и внешних воздействий;
- использования консервативного подхода при проектировании физических барьеров, систем безопасности, выборе и обосновании исходных событий аварий и сценариев их развития;
- применения физически разобщенных систем безопасности, как активного, так и пассивного принципа функционирования, с обеспечением ввода их в действие, в том числе и самосрабатывающими устройствами без использования внешних источников энергии и без вмешательства персонала;

- использования высоконадежных самодиагностирующихся автоматических систем управления и логических информационных систем поддержки оператора;
- применения систем диагностического контроля, позволяющих определить фактическое состояние и остаточный ресурс наиболее ответственного оборудования и трубопроводов ядерной установки;
- реализации в максимальной степени безотходной технологии работы установки, ограничивающей образование радиоактивных отходов при ее жизнедеятельности.

При разработке систем, важных для безопасности, в основу положено разумное сочетание пассивных и активных принципов функционирования, выбор которых проводился на основе детерминированного и/или вероятностного анализа безопасности.

В настоящее время большое внимание уделяется вопросам управления запроектными авариями, которые для водо-водяных реакторов в основном связывают с расплавлением топлива.

Практически авария с тяжелым повреждением или расплавлением активной зоны в реакторах типа КЛТ-40С исключена. Тем не менее, в соответствии с принципом глубокоэшелонированной защиты и требованием в числе запроектных аварий рассматривается авария с тяжелым повреждением (расплавлением) активной зоны.

На основе анализа тяжелой аварии в проекте разработаны меры по ее управлению с использованием систем безопасности, систем нормальной эксплуатации, а также специальных технических средств, направленные на достижение:

- ограничения масштаба повреждения активной зоны;
- предотвращения плавления активной зоны при высоком давлении;
- сохранения целостности корпуса реактора с удержанием материалов активной зоны внутри корпуса;
- сохранения целостности оболочки с учетом воздействий, сопровождающих тяжелую аварию;
- ограничения выхода радиоактивных продуктов в окружающую среду.

Таким образом, в проекте АТЭС в соответствии с принципом глубокоэшелонированной защиты реализуется стратегия предотвращения тяжелых аварий и ограничения их последствий.

Для процессов разрушения и плавления ТВС и поведения топлива в тяжелых авариях имеют значения такие особенности активной зоны РУ КЛТ-40С, как относительно невысокая температура плавления топлива и небольшие объем материалов и мощность тепловыделения

по сравнению с условиями энергетических реакторов АЭС. Невысокая температура плавления материалов ограничивает размер запасенной энергии в расплаве и снижает воздействие расплава на металлоконструкции и корпус реактора при перемещении его в зону днища.

Небольшой объем расплава и невысокая мощность остаточного тепловыделения определяют относительно низкие тепловые потоки от расплава на днище корпуса реактора, что позволяет решать подачу удержания расплава внутри корпуса реактора при охлаждении его снаружи путем заполнения кессона реактора водой в аварийных условиях. Удержание расплавленной активной зоны внутри корпуса позволяет уменьшить последствия аварии, снимает ряд неопределенностей, связанных с максимальными нагрузками на защитную оболочку.

Для управления аварией предусматривается использование систем безопасности, работоспособных систем нормальной эксплуатации, а также специальных технических средств для уменьшения последствий аварий.

Санитарно-защитная зона ограничена территорией промышленной площадки станции; зона планирования аварийных мероприятий (зона наблюдения — по определению закона «Об использовании атомной энергии») — радиус не более 1 км.

Экономический эффект от использования плавучих атомных теплоэлектростанций малой мощности может быть достигнут только при не единичном их использовании. Минимальная серия АТЭС, обеспечивающая этот эффект, должна быть не менее трех станций. Именно по этой причине кроме площадки в г. Певек в настоящее время выполнено и утверждено ТЭО по размещению АТЭС ММ с ПЭБ на базе РУ КЛТ-40С в г. Северодвинске. Выполняются работы по обоснованию размещения станции в г. Вилючинске Камчатской области.

Постоянные контакты с администрациями областей России, с зарубежными партнерами свидетельствуют об их большой заинтересованности в развитии малой атомной энергетики, в том числе и в плавучих вариантах. Сейчас вопрос стоит о создании пилотного образца плавучей станции, на котором можно было бы продемонстрировать те преимущества, которые изложены в проектной документации. Наиболее близок к реализации проект АТЭС ММ для г. Северодвинска, по которому уже начато рабочее проектирование.

