

## ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИЙ РЕАКТОР БН-600 – ОСНОВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ И ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ

**Н.Н. Ошканов, П.П. Говоров**

*Белоярская АЭС, г.Заречный*



Рассмотрены основные конструктивные особенности жидкометаллического быстрого реактора БН-600, его преимущества и недостатки. Приведены достигнутые за 29 лет эксплуатации технико-экономические показатели. Дано описание имевших место инцидентов и событий со снижением мощности реактора.

**Ключевые слова:** натрий, парогенератор, реактор, ресурс, эксплуатация.

**Key words:** sodium, steam generator, reactor, lifetime, operation.

В этом году исполняется 45 лет с момента пуска первого энергоблока на Белоярской АЭС. Это одна из старейших атомных станций России, являющаяся своеобразным «полигоном» – первопроходцем атомной энергетики. На Белоярской АЭС впервые отработывалась технология эксплуатации уран-графитовых промышленных реакторов АМБ, однако ее «сердцем» или главной «изюминкой» является реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600. БН-600 является двухцелевым реактором и предназначен для наработки ядерного горючего и получения тепловой энергии с последующим преобразованием ее в электрическую. Он начал свою работу в апреле 1980 г. На номинальную электрическую нагрузку 600 МВт. эл. БН-600 был выведен в октябре 1981 г., и с этого времени работает в базовом режиме на номинальной мощности реактора со среднегодовым коэффициентом ее использования 77–80%, определяемым, в основном, периодами планового технического обслуживания оборудования.

### ОСНОВНЫЕ КОНСТРУКТИВНЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ РЕАКТОРА

Конструкция реактора БН-600 выполнена по интегральному принципу. Его основные элементы: активная зона, поворотная пробка с центральной колонной, механизмы перегрузки; исполнительные механизмы системы управления и защиты реактора (СУЗ), биологическая защита, главные циркуляционные насосы (ГЦН) первого контура, промежуточные теплообменники, напорная камера и блок напорных трубопроводов размещены в основном корпусе (рис. 1). Реактор расположен в бетонной шахте, облицованной изнутри стальным листом. Сверху шахту с реактором перекрывает верхняя биологическая защита. Реактор через переходное опорное кольцо установлен на катковые опоры, расположенные на фундаменте в нижней части шахты реактора.

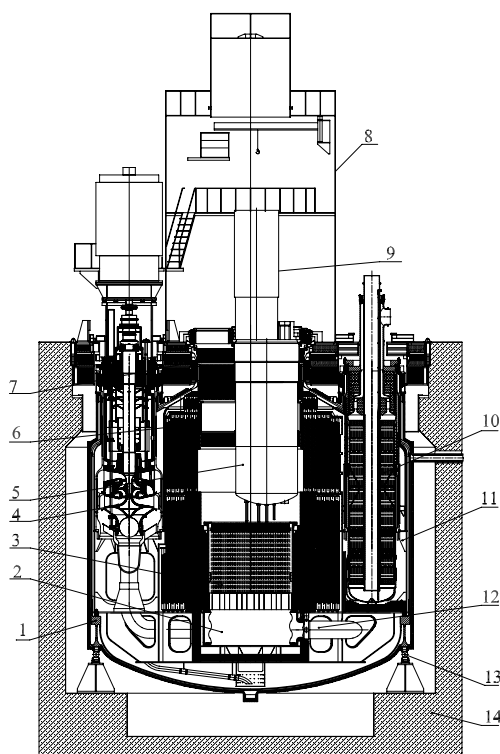


Рис. 1. Реактор БН-600: 1 – корпус реактора; 2 – напорная камера и коллектор; 3 – активная зона; 4 – ГЦН первого контура; 5 – центральная поворотная колонна; 6 – биологическая защита; 7 – поворотная пробка; 8 – защитная оболочка; 9 – исполнительные механизмы СУЗ; 10 – промежуточный теплообменник; 11 – опорный пояс; 12 – напорный трубопровод; 13 – катковая опора; 14 – бетон шахты

## КОРПУС РЕАКТОРА

Корпус представляет собой цилиндрический бак с внутренним диаметром 12,8 м, высотой 13,8 м, имеющий конусную крышу с горловинами-патрубками для установки оборудования и эллиптическое днище.

С помощью нескольких тепловых экранов радиоактивный натрий в количестве 730 т в основном корпусе реактора разделен на две зоны:

- горячий бак, где выходящий из активной зоны натрий поступает на вход 6-ти промежуточных теплообменников;
- холодный бак, с расположенными там тремя главными циркуляционными натриевыми насосами, прокачивающими сливающийся из промежуточных теплообменников охлажденный натрий через активную зону.

Напорная камера с активной зоной и отражателем нейтронов, внутрикорпусная биологическая защита, шесть промежуточных теплообменников, три главных циркуляционных насоса первого контура и тепловые экраны размещаются на опорном поясе специальной конструкции коробчатого типа, установленной на опорном кольце.

Над свободной поверхностью натрия поддерживается газовая аргоновая подушка для предотвращения контакта натрия с воздухом.

Корпус реактора заключен в страховочный корпус для предотвращения недопустимой потери натрия в случае течи основного корпуса и, как следствие, падения уровня натрия, которое может привести к разрыву циркуляции натрия через активную зону. Контроль целостности корпуса ведется с помощью сигнализаторов течи. Кроме этого осуществляется мониторинг уровня натрия в баках главных циркуляционных насосов и реактора, давления в газовой и страховочной полостях реактора, аэрозольной радиоактивности в зазоре между основным и страховочным корпусом.

Компенсация тепловых перемещений страховочного корпуса относительно корпуса реактора обеспечивается торовым компенсатором и сильфонными компенсаторами, установленными на всех патрубках под насосы первого контура, теплообменники и элеваторы системы перегрузки топлива.

## АКТИВНАЯ ЗОНА

Активная зона предназначена для создания управляемой ядерной реакции, генерирования на ее основе тепловой энергии и организации теплоотвода от топлива. Основная доля делящегося материала сосредоточена в ее центральной части, окруженной зоной воспроизводства: верхней и нижней торцевой и боковой. На периферии активной зоны находится внутриреакторное хранилище, служащее

для первичной выдержки отработанных тепловыделяющих сборок (ТВС). Для сокращения утечки нейтронов активная зона окружена отражателем, который ее конструктивно ограничивает и предотвращает развал ТВС. В качестве топлива используется  $UO_2$ .

Топливо активной зоны содержится в 369 ТВС, каждая из которых имеет 217 твэлов со спеченными таблетками, которые заключены в оболочку из нержавеющей стали диаметром 6,9 мм. Твэлы объединены внутри шестигранного чехла с размером «под ключ» 96 мм.

В 378 ТВС боковой зоны воспроизводства находится обедненный  $UO_2$ , таблетки которого заключены в оболочки диаметром 14 мм, по 37 твэлов в каждой ТВС.

### СИСТЕМА ТЕПЛОТВОДА

Циркуляцию натрия в реакторе обеспечивают три насоса первого контура производительностью каждый  $9700 \text{ м}^3/\text{ч}$  при 990 оборотах в минуту. Натрий при температуре  $365^\circ\text{C}$  поступает в тепловыделяющие сборки и выходит в пространство над активной зоной с температурой  $550^\circ\text{C}$ , затем поступает во входные окна 6-ти промежуточных теплообменников, соединенных попарно с тремя независимыми петлями второго контура.

Нерадиоактивный натрий второго контура с температурой  $328^\circ\text{C}$  поступает в промежуточный теплообменник и, нагреваясь до  $518^\circ\text{C}$ , подается в парогенератор. Для прокачки натрия в каждой теплоотводящей петле установлен насос производительностью  $8000 \text{ м}^3/\text{ч}$  при скорости вращения 750–780 оборотов в минуту.

Каждый из трех парогенераторов с независимой натриевой системой второго контура имеет восемь секций, каждая из которых состоит из трех модулей: испарителя, основного пароперегревателя и промежуточного пароперегревателя (рис. 2). Модули представляют собой вертикальный теплообменник с прямыми трубами, компенсатором линейных термических расширений на корпусе. Теплоноситель второго контура натрия циркулирует в межтрубном пространстве модулей,

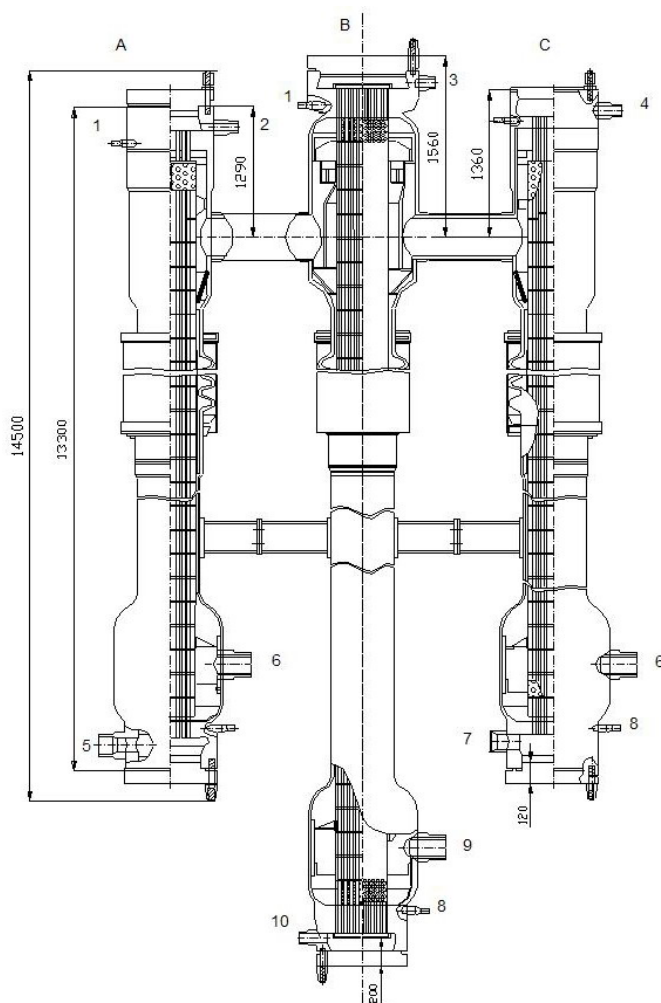


Рис. 2. Секция парогенератора: А – пароперегревательный модуль; В – испарительный модуль; С – модуль промежуточного перегрева; 1 – сдувка; 2 – вход слабоперегретого пара; 3 – выход слабоперегретого пара; 4 – вход пара промежуточного перегрева; 5 – выход перегретого пара; 6 – вход теплоносителя (натрия); 7 – выход пара промежуточного перегрева; 8 – дренаж; 9 – выход теплоносителя (натрия); 10 – вход питательной воды

Таблица 1

**Основные характеристики парогенераторов реактора БН-600**

Характеристики	Испаритель	Основной пароперегреватель	Промежуточный пароперегреватель
Поверхность теплообмена по наружному диаметру труб, м <sup>2</sup>	8 × 255	8 × 146	8 × 224
Размеры трубок, $\varnothing_{\text{нар.}}$ × толщина, мм	16 × 2,5	16 × 2,5	25 × 2,5
Длина трубок, м	15,2	12,72	12,56
Количество трубок, шт.	349	239	235
Шаг трубок в треугольном пучке, мм	28	33	33

Таблица 2

**Термодинамические параметры парогенераторов**

Наименование параметра	Значение
Тепловая мощность, МВт	490
Расход натрия, кг/с	2030
Температура натрия на входе (не выше), °C	518
Температура натрия на выходе, °C	290 – 328
Паропроизводительность, кг/с	184
Температура питательной воды, °C	241
Температура острого пара, °C (не выше)	507
Давление острого пара, МПа	13,7

вода-пар в теплопередающих трубах. Движение рабочих сред противоточное. Горячий натрий из промежуточного теплообменника поступает вначале в модуль основного и промежуточного перегревателя, а затем в испаритель. Питательная вода подается в нижнюю камеру модуля испарителя и движется снизу вверх, слабо перегретый пар поступает в верхнюю камеру модуля основного пароперегревателя. Пар после цилиндра высокого давления турбины поступа-

ет в верхнюю камеру модуля промежуточного пароперегревателя и далее движется сверху вниз. Основные параметры парогенераторов приведены в табл. 1 и 2.

Испаритель изготовлен из перлитной стали 1Х2М, а пароперегреватели из аустенитной Х18Н9. Парогенератор оснащен системой детектирования течи воды или пара в натрий, предотвращения развития аварии с течью и ее локализации аварии в пределах парогенератора.

3 контур состоит из трех автономных моноблоков «парогенератор – турбина» (рис. 3). Пар после парогенератора подается в цилиндр высокого давления турбины. После цилиндра высокого давления отработанный пар с температурой 290–300°C при давлении 2,7 МПа поступает в промежуточные пароперегревательные модули парогенератора, где нагревается до температуры 500–505°C. Затем пар поступает последовательно в цилиндры среднего и низкого давления турбины и далее сбрасывается в конденсатор. Из конденсатора конденсат, пройдя очистку и систему регенеративного подогрева низкого давления, поступает на вход питательных насосов. Питательные насосы подают питательную воду в систему регенеративного подогрева высокого давления и далее в парогенератор на вход в испарительные модули. Расход питательной воды составляет 650–660 т/ч, температура – 240°C.

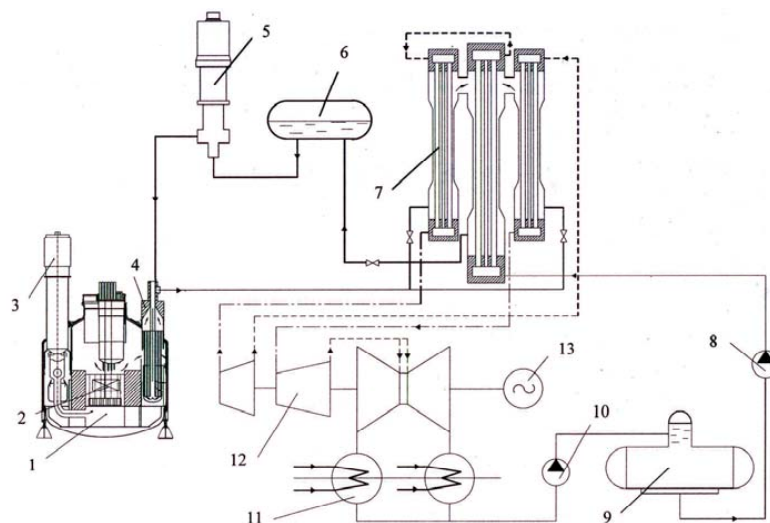


Рис. 3. Схема теплопроводящей петли БН-600: 1 – реактор; 2 – активная зона; 3 – ГЦН первого контура; 4 – промежуточный теплообменник; 5 – ГЦН второго контура; 6 – буферная емкость; 7 – парогенератор; 8 – питательный насос; 9 – деаэрактор; 10 – конденсатный насос; 11 – конденсатор; 12 – турбина; 13 – генератор

### ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА БН-600

В общей сложности время работы реактора БН-600 в режиме выработки электроэнергии достигло величины 193 тыс. часов, что соответствует 10,5 тыс. эквивалентным суткам работы на полной мощности и составляет 76,7% календарного времени. По этому показателю БН-600 превзошел все когда-либо действовавшие аналогичные крупные реакторные установки. Среднегодовой коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) БН-600 на протяжении всего периода работы оставался стабильно высоким (рис. 4). За 29 лет эксплуатации только шесть значений КИУМ меньше 70%, три из них приходится на начальный период работы и связаны с освоением режимов работы энергоблока в целом и отдельного его оборудования [1].

**1990 г.** (КИУМ 65,9%) потери выработки электроэнергии были связаны, в основном, с неплотностью в системе охлаждения генераторов.

**1991 г.** (КИУМ 69,8%) – неисправности оборудования 3-го (пароводяного)

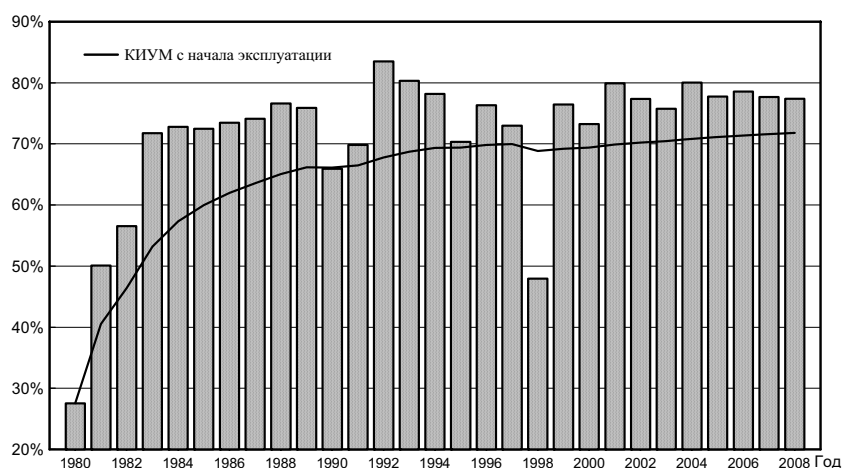


Рис. 4. КИУМ энергоблока БН-600

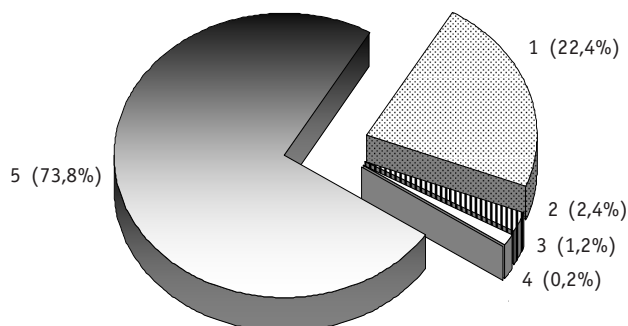


Рис. 5. Интенсивность использования установленной мощности БН-600: 1 – плановые инспекции и перегрузки топлива; 2 – отказы оборудования и ошибки персонала; 3 – прочие причины (теплоснабжение, диспетчерские ограничения, снижение вакуума и др.); 4 – освоение блока; 5 – выработка электроэнергии

контура и один случай течи воды в натрий в парогенераторе.

**1998 г.** (КИУМ 47,9%) – спланированный ремонт центральной поворотной колонны (ЦПК) реактора.

КИУМ БН-600 с начала эксплуатации составляет 71,8%, средний КИУМ (медиана) – 75,7%. Максимальное достигнутое значение КИУМ 83,5%.

Период эксплуатации БН-600 можно условно разделить на два отрезка времени: с апреля 1980 г. по сентябрь 1981 г. –

период освоения БН-600, характеризуемый поэтапным повышением мощности от 30 до 80%; с октября 1981 г. по настоящее время – работа в режиме промышленной выработки электроэнергии.

На втором отрезке работы БН-600 были достигнуты следующие значения КИУМ: суммарный КИУМ энергоблока с 1982 г. – 73,8%, средний КИУМ (медиана) – 75,9%. Достигнутое значение годового КИУМ 77–80% является максимальным при существующей продолжительности плановых остановок энергоблока (рис. 5). В настоящее время продолжительность плановых инспекций оборудования определяется, в основном, нормативным временем капитального ремонта турбоагрегатов (50 суток) и необходимостью проведения перегрузок топлива в реакторе дважды в год [2–4].

За прошедшее время эксплуатации реактор БН-600 продемонстрировал высокие показатели по безопасности и надежности работы, подтвердив тем самым основные концепции безопасности проекта и перспективность развития технологии быстрых реакторов. Наиболее важными преимуществами быстрого реактора типа БН являются

- низкая вероятность возникновения аварии с потерей теплоносителя 1 контура благодаря интегральной компоновке реактора, наличия страховочного корпуса и низкого рабочего давления;
- низкое давление в газовой полости реактора за счет достаточного запаса до кипения натрия в рабочем диапазоне температур;
- применение трехконтурной схемы, что исключает возможность распространения радиоактивного загрязнения при нарушении межконтурных барьеров вследствие поддержания давления в контурах тем выше, чем выше номер контура;
- малый начальный запас реактивности, меньшее число факторов влияющих на реактивность, отрицательный знак коэффициентов реактивности во всем диапазоне рабочих мощностей, что обеспечивает простоту и надежность управления и саморегулирование.

Были получены следующие существенные достижения:

- проведены длительные ресурсные испытания крупногабаритного оборудования, работающего в натрии;
- отработаны и оптимизированы режимы эксплуатации энергоблока;
- освоена технология замены и ремонта натриевого оборудования, включая насосы и парогенераторы;



- получен уникальный опыт по течам натрия, который показал эффективность защитных систем по локализации последствий течей;

- улучшено максимальное выгорание топлива более чем в 1,5 раза, ресурс ТВС – более чем 2,5 раза по сравнению с 1980 г.

Основные технико-экономические показатели БН-600 достигли следующих значений:

- коэффициент полезного действия (КПД) энергоблока брутто – около 42%, КПД нетто – 39%;

- время использования установленной мощности около 7000 часов в год.

За время работы БН-600 произошли следующие основные инциденты и непредвиденные события (табл. 3) [1–4]:

- течи натрия на оборудовании первого и второго контуров;
- межконтурные протечки в парогенераторах с взаимодействием вода-натрий;
- отключения главных циркуляционных насосов из-за повреждения щеточных аппаратов электродвигателей и повышенной вибрации;
- нарушения герметичности оболочек твэлов ТВС.

В 2000–2008 гг. указанные в табл. 3 события отсутствовали.

Ни одна из имевших место неисправностей оборудования или ошибок персонала не привели к негативному воздействию на население, персонал и окружающую среду. По международной шкале ядерных событий INES все события относятся к уровню 0 и вне шкалы, за исключением одного события 1-го уровня, что подтверждает высокий уровень безопасности энергоблока.

Таблица 3

### Основные события и вызванные ими снижения мощности реактора

События/Год		80	81	82	83	84	85	86	87	91	93	95	98	99
Нарушение герметичности оболочек твэлов ТВС						1	1	6	2					1
Повышенная вибрация ГЦН 1 контура			1	3	1	1*								
Течи натрия	На арматуре									1		1		
	Дефекты сварных соединений		1											
	Дефекты основного металла										1	1		
Межконтурные протечки в ПГ		1	1	1						1				
Ремонт центральной поворотной колонны													1	
Потери выработки электроэнергии, в % КИУМ		0,04	0,01	0,08	0,04	0,15	0,02	0,21	0,11	0,04	-	0,10	1,22	0,06

\* - Произошло заклинивание вала после выполнения замены насоса.

## **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ НАСОСОВ**

Конструктивно циркуляционный насос 1 контура является погружным и выполнен с нижним гидростатическим подшипником, работающим в натрии. Рабочее колесо двустороннего всасывания укреплено на вертикальной консоли вала. На напоре насоса установлен обратный клапан диаметром 850 мм с гидравлическим приводом, который служит для исключения обратного расхода натрия при отключении насоса, когда два других насоса находятся в работе.

В качестве электропривода главного циркуляционного насоса 1 контура используется асинхронный двигатель с фазным ротором с регулированием частоты вращения в диапазоне 250–990 оборотов в минуту.

Натриевый циркуляционный насос 2 контура по типу и конструкции большинства узлов подобен насосу 1 контура. Его электропривод также близок по исполнению к электроприводу насоса 1 контура и отличается значением номинальной мощности и числом оборотов. В номинальном режиме работы установки частота вращения составляет 750–780 оборотов в минуту.

После пуска реактора в процессе поэтапного повышения его мощности и связанных с этим изменений скорости вращения у насосов 1 контура наблюдались повышенная вибрация, появление трещин валов, повреждение полумуфт сцепления вала насоса с ротором электродвигателя и ненадежная работа электропривода. Повреждения полумуфт и валов носили усталостный характер и были связаны с резонансом, вызванным совпадением пульсаций выходной мощности электропривода с собственной частотой крутильных колебаний валов. Была проведена модернизация конструкции валов и полумуфт, изменена технология эксплуатации в части рабочего диапазона скоростей вращения и момента перевода электродвигателя на нерегулируемый режим работы. Принятые меры дали положительный результат – подобных отказов насосов не было.

## **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ**

Парогенераторы реактора БН-600 отработали в режиме генерации пара более 193 тысяч часов, при этом коэффициент готовности составил величину 0,998. Тем самым была показана безопасность эксплуатации парогенераторов с разделением натрия и воды/пара через одну стенку.

За весь период эксплуатации парогенераторов было зарегистрировано 12 межконтурных течей с взаимодействием воды/пара и натрия [1]. Система контроля течи надежно фиксировала течи на уровне 0,02–0,1 граммов в секунду, что позволяло своевременно проводить отключение секций без нарушения пределов безопасной эксплуатации энергоблока и снижения мощности энергоблока. В трех случаях при появлении межконтурной течи в парогенераторе отключалась соответствующая теплоотводящая петля, и один раз был остановлен реактор (табл. 3). Как будет показано далее, более тяжелые последствия при этих межконтурных течах парогенератора произошли из-за недостаточного опыта персонала.

21 июня 1980 г. реактор БН-600 был впервые выведен на мощность 50% номинальной и температура натрия увеличена с 410 до 460°C. Вскоре после подъема мощности в натрии 2 контура началось увеличение содержания водорода, рост его концентрации (вплоть до 23 июня) происходил медленно и линейно. 24 июня темп роста содержания водорода во втором контуре резко увеличился, начало расти давление газа в буферной емкости. В связи с тем, что реактор в данный момент работал на двух петлях, персонал остановил реактор, введя в действие быструю аварийную защиту. Опорожнение парогенератора произошло за время менее 1 минуты. С помощью акустической системы детектирования течи был оп-



ределен модуль с межконтурной неплотностью и произведено отключение соответствующей секции. При этом наблюдался выход водорода через сальник отсечной арматуры секции по 3 контуру и его горение.

Позднее принятие решения об отключении петли с негерметичным парогенератором и наличие пропуска среды натриевой отсечной арматуры привели к попаданию во второй (натриевый) контур около 40 кг воды и примерно 2,5 тонн натрия в трубопроводы 3 контура.

9 июня 1981 г. и 19 января 1982 г. произошла межконтурная разгерметизация модулей парогенераторов с аналогичными первому примеру последствиями: во второй контур попало 40 и 20 кг воды, а в полости третьего контура 600 и 200 кг натрия. Последняя разгерметизация модуля парогенератора была зарегистрирована 24 января 1991 г.

В результате проведенного анализа и результатов испытаний в более жестких условиях на заводе-изготовителе, чем в условиях эксплуатации, было доказано, что причинами выхода из строя модулей явились скрытые дефекты (дефекты в сварных швах), выявление которых при изготовлении имеющимися средствами и методами контроля затруднено. Под воздействием циклических нагрузок при пусках парогенераторов и в стационарных режимах произошло раскрытие этих критических дефектов. Наибольшая интенсивность выходов из строя пароперегревателей характерна для начального периода эксплуатации, что подтверждает вывод об эксплуатационной отбраковке модулей с обнаруженными при изготовлении технологическими дефектами.

Учитывая накопленный опыт Белоярской АЭС по эксплуатационному контролю металла ПГ, были приняты необходимые меры технологического характера для устранения дефектов при изготовлении модулей ПГ.

В целом можно отметить, что секционно-модульная компоновка парогенератора, с точки зрения надежности и влияния на технико-экономические показатели АЭС, предпочтительней однокорпусной схемы парогенератора.

### **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ НАТРИЕВЫХ КОНТУРОВ**

Реактор БН-600 сконструирован по интегральному принципу компоновки, все оборудование первого контура размещено в одном баке (корпусе). Корпус не имеет отводов, расположенных ниже уровня натрия. Для исключения утечек радиоактивного натрия все трубопроводы вспомогательных систем, выходящие за пределы корпуса реактора, до запорной арматуры, включая корпуса самой арматуры, заключены в страховочный кожух.

Внешние натриевые системы первого контура функционально разделены на несколько систем, к которым относятся

- расходомерная петля;
- система очистки натрия первого контура;
- баковое хозяйство первого контура с системой перелива и газовой компенсации реактора;
- петля спектрометрии и контроля продуктов деления в натрии первого контура.

Локализирующая арматура на трубопроводах натриевых систем первого контура оснащена электрофицированным приводом и при работе реактора на мощности находится в открытом положении. В случае разгерметизации трубопроводов и оборудования, без страховочного кожуха, течь натрия первого контура фиксируется: по замыканию на «землю» спиралей тепловых зон электрического обогрева аварийного участка; датчиками пожарной сигнализации, установленными в этом помещении; системой дозиметрического контроля воздуха в этом помещении и

его температуры. Аварийный участок отсекается и производится слив натрия.

За все время эксплуатации реактора произошел единственный случай течи натрия из-за разгерметизации вспомогательной системы первого контура, потребовавший останова энергоблока.

Осенью 1993 г. на системе электрического обогрева трубопровода выхода натрия из фильтра-ловушки и вентиле системы очистки натрия 1 контура (не имеющих страховочного кожуха) был зарегистрирован сигнал замыкания спиралей. Позднее, примерно через 10 ч, сработала автоматическая сигнализация роста активности воздуха в помещении, где находится это оборудование. Сочетание этих двух признаков свидетельствовало о появлении утечки натрия, при этом радиационная обстановка в помещении не изменялась, что указывало на ее малый размер.

В соответствии с предписаниями инструкций персонал приступил к отключению места предполагаемой утечки натрия и расхолаживанию отключенного участка. Однако ввиду наличия остаточного пропуса натрия арматурой дефектный участок отключить не удалось. Для исключения риска нарушения безопасной работы энергоблока было принято решение об останове энергоблока.

После осмотра на трубопроводе в районе тройника была обнаружена трещина. Наиболее вероятной причиной появления дефекта является наличие циклических температурных напряжений, возникающих при смешивании потоков натрия с различной температурой. Для исключения подобных случаев тройник был заменен на более прочный, изменен режим работы системы очистки, на трубопроводы установлены контактные датчики перемещений и организован непрерывный автоматизированный контроль перемещений трубопроводов.

В результате этой утечки натрия произошло загрязнение радиоактивным натрием-24 (период полураспада 15 ч) отдельных помещений реакторного отделения. Загрязнения территории станции и за ее пределами не было.

Основным отличием схемы реактора с натриевым охлаждением является наличие промежуточного (второго) натриевого контура. Второй контур выполняет несколько функций: предотвращение и локализация радиоактивности в первом контуре в аварийных случаях разуплотнения теплопередающих поверхностей теплообменников, передача тепла от первого контура к парогенератору и препятствие попаданию воды/пара в первый контур. В отличие от натрия первого контура натрий второго контура нерадиоактивный, и при его утечках исключено какое-либо загрязнение окружающей среды. Основная опасность утечек натрия второго контура связана с его горением на воздухе.

За весь период эксплуатации реактора БН-600 произошло 4 инцидента с течами натрия во втором контуре, развитие которых привело к суммарной потере КИУМ – 0,13%. Две течи натрия произошли на дренажных трубопроводах модулей парогенератора. Первая имела незначительный характер и произошла вследствие дефекта в сварном соединении, вторая – из-за дефекта основного металла.

Летом 1995 г. был зафиксирован сигнал наличия замыкания в системе электрического обогрева в районе тепловой зоны нижней крышки модуля парогенератора. В результате внешнего осмотра персоналом было обнаружено задымление и запах горящего натрия. Отключение секции парогенератора с дефектным участком не привело к уменьшению задымленности в районе течи, и было принято решение об отключении теплоотводящей петли. После дренирования натрия, расхолаживания оборудования, снятия части металлопокрытия и тепловой изоляции на дренажном трубопроводе было обнаружено примерно 100 кг окислов натрия. Течь натрия происходила через сквозную трещину протяженностью 70 мм на переходе с Ø65 мм на Ø48 мм штуцера дренажа на расстоянии 75 мм от места при-

варки штуцера в корпус модуля. По результатам контроля был сделан вывод, что повреждение штуцера произошло из-за нескомпенсированных значительных нагрузок в процессе эксплуатации по концентратору напряжений. Для исключения подобных случаев в дальнейшем была предложена другая конструкция тройника, дефектный участок трубопровода заменен. Аналогичная реконструкция была выполнена и на других дренажных трубопроводах второго контура.

К отрицательным сторонам секционного модульного парогенератора можно отнести необходимость установки во втором контуре значительного количества запорной арматуры, предназначенной для отключения секций парогенератора при возникновении дефектов.

На БН-600 для этих целей используются клиновые задвижки с внутренним диаметром 300 мм с замерзающим уплотнением шпинделя и герметизацией соединения крышки с корпусом задвижки с помощью сварки (рис. 6). В процессе эксплуатации неоднократно имели место течи натрия в этом сварном соединении. В двух случаях потребовалось отключение теплоотводящей петли, т.к. арматура находилась на неотключаемых участках трубопроводов.

Весной 1991 г. был зарегистрирован сигнал о наличии замыкания в системе электрического обогрева. При осмотре обнаружено наличие окислов натрия на металлическом покрытии тепловой изоляции арматуры и незначительное парение аэрозолей натрия. Ввиду незначительного размера утечки натрия применения средств пожаротушения не потребовалось. Количество вытекшего натрия составило около 10 кг.

При контроле задвижки была обнаружена трещина переменного сечения в герметизирующем сварном шве между крышкой и корпусом задвижки протяженностью 12 мм на наружной стороне и около 2 мм на внутренней стороне. Причиной возникновения трещины стало развитие микродефекта основного металла крышки в районе герметизирующего сварного шва из-за термических воздействий.

Аналогичный случай произошел осенью 1995 г., количество вытекшего натрия также было незначительным, около 1,5 л. Учитывая повторный характер утечки натрия, в целях предотвращения новых случаев было принято решение об осмотре остальных 23-х задвижек. Следы натрия были обнаружены еще на 4-х задвижках. На 2-х из них они имели характер микротечи, но ниже порога срабатывания сигнализации, а на 2-х других задвижках – в виде следов на поверхности сварного соединения крышки с корпусом.

Разгерметизация задвижек произошла из-за дефектов технологического характера, которые стали возможны вследствие недостатков технологического процесса ремонта и контроля сварного соединения. Технологический процесс был изменен, для раннего обнаружения течи натрия установлены дополнительные датчики протечек натрия. Последующий период эксплуатации подтвердил эффективность принятых мер, течей натрия на задвижках в этом соединении не было.

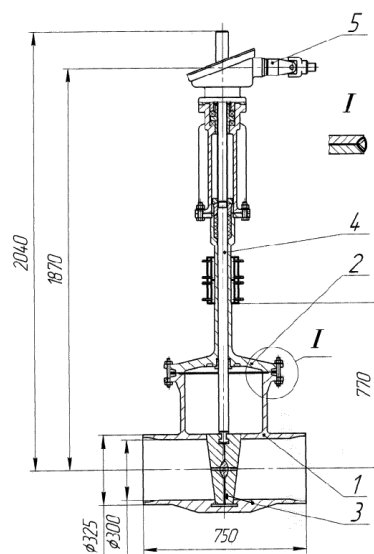


Рис. 6. Натриевая задвижка: 1 – корпус; 2 – крышка; 3 – клин; 4 – шток; 5 – привод; узел I – «усиковый» шов

## НАРУШЕНИЕ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ТВС

По сравнению с реакторами на тепловых нейтронах быстрые реакторы имеют значительно меньшие размеры активной зоны, т.к. отсутствует необходимость в замедлителе. Но при этом средние и максимальные тепловыделения на литр активной зоны у них на 1–2 порядка выше, чем у тепловых реакторов. Поэтому создание высоконапряженных твэлов с большой глубиной выгорания является одной из главных проблем разработки и эксплуатации быстрых реакторов.

При эксплуатации ТВС в быстрых реакторах наиболее критичными из ограничивающих ресурс параметрами при проектных условиях эксплуатации являются формоизменение чехлов и твэлов ТВС из-за радиационного распухания и ползучести и нарушение герметичности оболочек твэлов.

В проекте реактора БН-600 была заложена высокая энергонапряженность активной зоны, максимальная линейная нагрузка – 540 Вт/см, температура оболочек твэлов – 710°C (при удельной мощности 810 кВт/л). Однако конструкционные материалы и проектная технология эксплуатации периферийных сборок (в том числе перестановки ТВС при перегрузках с поворотом) при принятой технологии металлургического и трубного производства оболочек твэлов не смогли обеспечить достижение установленных проектом выгораний топлива в 9,7% т.а. Наблюдались многочисленные случаи разгерметизации оболочек твэлов, связанные с развитием дефектов при большом количестве нестационарных и переходных режимов работы реактора. Это происходило, как правило, в последней, третьей, микрокампании эксплуатации ТВС.

Исходя из известных к моменту ввода в эксплуатацию реактора БН-600 данных по распуханию конструкционных материалов, было принято решение ограничить ресурс ТВС до выгораний топлива 7% т.а., но случаи нарушений герметичности оболочек твэлов продолжались. В 1984–1987 гг. по этой причине реактор 5 раз останавливался для поиска и перегрузки ТВС с негерметичными твэлами и 6 раз ограничивалась его мощность. Во всех случаях не был превышен предел безопасной эксплуатации реактора.

Для повышения надежности работы активной зоны и допустимого выгорания топлива были выполнены три ее модернизации [5]. В 1986–1987гг. был сделан переход на активную зону 01М со сниженной до 480 Вт/см максимальной линейной нагрузкой за счет увеличения высоты активной зоны с 750 до 1000 мм и перехода с двух на три зоны обогащения по  $^{235}\text{U}$ . Применены новые конструкционные материалы чехла (аустенитная сталь с холодной деформацией 08Х16Н11М3Т х.д.) и оболочек твэлов (сталь ЭИ-847 х.д.). Изменена технология эксплуатации ТВС.

В 1991–1993 гг. выполнили вторую модернизацию активной зоны. В новой активной зоне 01М1 были использованы другие конструкционные материалы: ферритно-мартенситная сталь ЭП-450 х.д. для чехла ТВС и ЧС-68 х.д. – для оболочек твэлов. Кроме этого, активная зона 01М1 имела на 4% большую, по сравнению с активной зоной 01М, загрузку топлива в ТВС. Это было достигнуто за счет увеличения высоты активной зоны с 1000 до 1030 мм и эффективной плотности топлива в твэлах с 8,5 до 8,6 г/см<sup>3</sup>.

В настоящее время реактор БН-600 работает с активной зоной 01М2, переход на которую был осуществлен в 2004–2005 гг. Эта активная зона отличается от предыдущей активной зоны только большим ресурсом (кампанией) ТВС и переходом на 4-кратную перегрузку.

В результате принятых мер после 1987г. был только один случай нарушения нормальной эксплуатации энергоблока из-за разгерметизации оболочек твэлов ТВС. Основные достигнутые показатели по выгоранию топлива и ресурсу ТВС активных зон реактора БН-600 приведены на рис. 7 и в табл. 4.

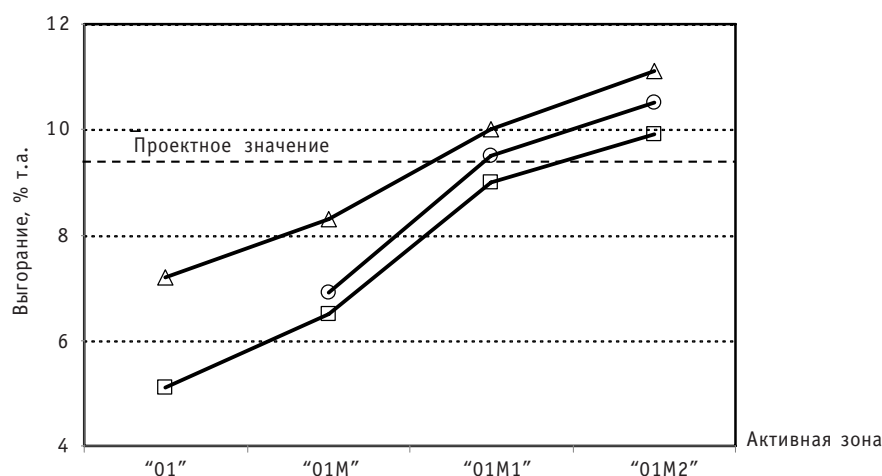


Рис. 7. Максимальные выгорания активных зон реактора: □ – 3М0; ○ – 300; △ – 350

**Кампания ТВС активных зон реактора БН-600 (эфф. сут.)**

Таблица 4

ТВС	01	01M	01M1	01M2
ТВС зоны малого обогащения (ЗМО)	200	330	480	560
ТВС зоны среднего обогащения (ЗСО)	–	330	480	560
ТВС зоны большого обогащения (ЗБО)	300	330	480	560
ТВС зоны большого обогащения, периферия	–	495	–	730

**РЕМОНТ ЦЕНТРАЛЬНОЙ ПОВОРОТНОЙ КОЛОННЫ РЕАКТОРА**

Поворотные пробки осуществляют наведение механизмов перегрузки на ячейки реактора и гильзы элеваторов, служат для размещения исполнительных механизмов системы управления и защиты реактора и другого оборудования (рис. 1), а также обеспечивают тепловую и биологическую защиту. Биологическая защита состоит из перемежающихся слоев стали борированного и простого графита и каолиновой ваты. Герметизация реактора в месте установки пробки и колонны осуществляется гидрозатворами, заполненными сплавом олово-висмут, который во время их вращения находится в расплавленном состоянии. Вращение поворотных пробок (ЦПК и ППр) осуществляется на подшипниковых узлах, расположенных за герметизирующими гидрозатворами, со стороны газовой полости реактора.

Начиная с осеннего останова 1995 г. отмечался рост момента сопротивления вращению ЦПК. В 1998 г. были проведены ремонтные работы, направленные на уменьшение момента вращения ЦПК. В ходе осмотра и обследования колонны, после ее подъема на 2 метра, было обнаружено, что в средней части обечайка колонны подверглась формоизменению. Деформация обечайки произошла вследствие распухания графита при попадании натрия внутрь колонны в результате ее разгерметизации. Выполненные ремонтные работы позволили снизить момент сопротивления при вращении колонны и обеспечить возможность ее дальнейшей работы.

**ПРОДЛЕНИЕ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ**

БН-600 относится к энергоблокам АЭС второго поколения, разработка его проекта проводилась в период с 1963 г. по 1970 г. Назначенный проектом 30-летний

срок его эксплуатации истекает в апреле 2010 г. После получения положительно-го прогноза остаточного ресурса основных элементов энергоблока и результатов оценки экономической целесообразности было принято решение о продлении срока эксплуатации БН-600. Этому решению в немалой степени способствовали

- высокая степень безопасности и экологической чистоты энергоблока;
- планомерное выполнение мероприятий по повышению уровня безопасности;
- надежная и экономичная работа энергоблока за предшествующий период эксплуатации.

Работы по комплексному обследованию энергоблока, оценке его безопасности и работоспособности незаменимых узлов и конструкций реактора, выполненные в 2003– 2005 гг., показали возможность и экономическую целесообразность продления срока эксплуатации БН-600 еще на 15 лет.

С 2005 г. на энергоблоке начались работы по модернизации и замене оборудования. Работы проводятся в двух направлениях: повышение безопасности, устранение отступлений от нормативных документов и замена оборудования вырабатывавшего свой ресурс. В рамках первого направления предусмотрено

- сооружение резервного пульта управления;
- создание второго комплекта аппаратуры аварийной защиты;
- оснащение дополнительной системой аварийного расхолаживания с теплообменниками «натрий-воздух»;
- повышение сейсмостойкости зданий, сооружений и оборудования;
- повышение надежности системы аварийного электроснабжения;
- модернизация системы радиационного контроля.

По второму направлению выполняется замена следующего оборудования:

- парогенераторов;
- рабочих колес главных циркуляционных насосов первого контура;
- питательных насосов;
- лопаток, рабочих колес и диафрагм последних ступеней цилиндров низкого давления турбин;
- системы возбуждения турбогенераторов.

Уникальность выполняемых в рамках продления срока эксплуатации БН-600 работ состоит в том, что они проводятся во время плановых остановок энергоблока, т.е. эксплуатация БН-600 продолжается в штатном режиме.

### **Литература**

1. Ошканов Н.Н., Шейнкман А.Г., Говоров П.П. Энергоблок с быстрым натриевым реактором БН-600: анализ надежности за период эксплуатации 1980 – 1990 гг. Препринт (сер. Ядерная энергетика). – Екатеринбург: УрО РАН, 1992.
2. Ошканов Н.Н., Шейнкман А.Г., Говоров П.П. Анализ эксплуатационной надежности энергоблока с реактором БН-600 за период эксплуатации 1980 – 1993 гг. // Атомная энергия. – 1994. – Т. 76. – Вып. 3.
3. Ошканов Н.Н., Потапов О.А., Говоров П.П. Оценка эффективности работы энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-600 Белоярской АЭС за 25 лет эксплуатации // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 1.
4. Ошканов Н.Н., Баканов М.В., Говоров П.П. О величине коэффициента использования установленной мощности энергоблока БН-600 за 25 лет эксплуатации // Электрические станции. – 2005. – № 5.
5. Бабенко Г.Б., Гаврилов А.В., Желтышев В.А. и др. Повышение эффективности и экономичности использования ядерного топлива в реакторе БН-600 Белоярской АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 1.

Поступила в редакцию 30.03.2009



## ABSTRACTS OF THE PAPERS

---

### **УДК 621.039.526**

*BN-600 Liquid Metal Reactor – Main Features and Operating Experience/N.N. Oshkanov, P.P. Govorov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 14 pages, 4 tables, 7 illustrations. – References, 5 titles.*

The main design features of the BN600 liquid metal fast reactor, its advantages and disadvantages, the technical and economic indicators achieved for 29 years of operation and the operating experience from the main sodium equipment are considered. The incidents and events involving the reactor power reduction are presented. The actions aimed at extending the operating lifetime of BN600 are highlighted.

### **УДК 621.039.526**

*Utilization of the Beloyarsk NPPs Experience in the Field of the Nuclear Superheating when Developing the Nuclear Reactors of the New Generation with the Increased and Supercritical Parameters of Coolant/A.A. Petrov, A.A. Romenkov, O.A. Yarmolenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 6 titles.*

The article discusses the issues of the utilization of the Beloyarsk NPPs experience in the field of the nuclear superheating for the justification of the presently developed reactors with the supercritical coolant parameters.

### **УДК 621.039.526**

*On-line Failure Diagnosis and Vibration Reliability of the BN-600 Power Unit Primary and Secondary Sodium Pumps/E.Yu. Badanin, V.A. Drozdenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 4 illustrations. – References, 5 titles.*

The article presents separate examples of the on-line analysis and failure diagnosis of the vibration conditions of the large components of the BN-600 power unit primary and secondary sodium pumps. The interrelation and the influence of the process parameters on the vibration reliability of the functioning of the units are considered.

### **УДК 621.039.526**

*Trial Use of the JOKER Software Package for the Justification of the Safe BN-600 Reactor Operation under Transients/E.V. Balakhnin, A.V. Gavrilov, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 3 titles.*

The article presents the Beloyarsk NPP work on the development of the JOKER software package database of the actual equipment of the BN600 reactor designated for the justification of the safe operation of the reactor under transients. The example of the calculation of the actual parameters of the primary sodium pump and the fragment of the database on equipment are given.

### **УДК 621.039.564.5**

*Vibroacoustic Methods of the Location of the Leak of the Irradiated Fuel Cooling Ponds/A.I. Beltyukov, P.P. Govorov, V.A. Drozdenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 6 illustrations. – References, 3 titles.*

This paper presents the results of the conducted investigation in support of the location of the leak on the basis of the vibroacoustic signals emerging during the liquid leak. The auxiliary devices and the ways of the installation of the sensors are discussed.