

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ЗАМОРАЖИВАНИЯ НАТРИЯ ПРИ ТЕХНИЧЕСКОМ ОБСЛУЖИВАНИИ И РЕМОНТЕ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, С.В. Анников

ФГАОУ ВПО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург



Описаны особенности натриевого теплоносителя, требующие специфических условий для проведения работ на натриевых системах, в частности, исключающие плавление натрия внутри оборудования и трубопроводов при их вскрытии или ремонте. Приведены результаты параметрических исследований процесса охлаждения натрия с использованием программного комплекса SolidWorks. Показаны преимущества быстро устанавливаемого (быстросъемного) устройства для замораживания натрия при производстве работ на радиоактивных натриевых системах.

Ключевые слова: Натрий, реактор на быстрых нейтронах, замораживание натрия, моделирование процесса охлаждения натрия.

Key words: Sodium, fast breeder reactor, sodium freezing, sodium cooling process simulation.

В большинстве действующих в настоящее время реакторных установках на быстрых нейтронах в качестве теплоносителя используется жидкий натрий. Натрий имеет невысокую температуру плавления ($97,8^{\circ}\text{C}$). Особенностью натриевого теплоносителя является его химическая активность по отношению к воде, пару и воздуху, а в первом контуре реакторов – активация под воздействием нейтронного излучения [1].

Поскольку натрий первого контура активизируется, в проекте энергоблоков АЭС с реакторами на быстрых нейтронах был реализован второй контур промежуточный. Радиоактивность натрия второго контура низка и практически не влияет на радиационную обстановку в помещениях.

Особенностью реакторов БН-600 и БН-800 является интегральная компоновка, т.е. все основное оборудование первого радиоактивного контура сконцентрировано в одном баке корпуса реактора. Исключение составляет система очистки натрия первого контура, оборудование которой находится вне корпуса реактора¹.

¹ На проектируемой реакторной установке БН-1200 предусмотрены новые технические решения, предполагающие размещение фильтров-ловушек первого контура в баке реактора и встроенную систему контроля качества натрия первого контура. Это приведет к исключению внешних трубопроводов с радиоактивным натрием и обслуживающих их систем.

Радиоактивность теплоносителя первого контура при работе реактора определяется радионуклидом ^{24}Na ($T_{1/2} = 15,005$ ч). После останова реактора и распада ^{24}Na радиоактивность натрия определяется изотопом ^{22}Na ($T_{1/2} = 2,602$ лет) [2].

Особенности натрия как теплоносителя определяют ряд требований к оборудованию ЯЭУ, связанных с исключением протечек во внешнюю среду. При производстве ремонтных работ используется замораживание натрия. Принцип замораживания используется также в конструкциях уплотнения некоторых натриевых насосов [3] и арматуры больших диаметров [4, 5].

В соответствии с требованиями правил охраны труда при эксплуатации тепло-механического оборудования и тепловых сетей атомных станций технология вскрытия оборудования или трубопровода и их ремонта должна исключать плавление натрия внутри трубопровода или оборудования [6]. Поэтому работы по вскрытию оборудования или трубопроводов с натрием разрешается производить при их температуре и температуре отключенных соседних зон и дренажей не более 60°C .

На практике охлаждение участков натриевых трубопроводов производится за счет естественной циркуляции, в отдельных случаях – обдувом сжатым воздухом. Это требует значительного времени на охлаждение ввиду низкой эффективности процесса охлаждения, больших расходов сжатого воздуха, а при замораживании трубопроводов с радиоактивным натрием приводит к увеличению дозовых затрат персонала. Поэтому представляет интерес исследование режимов принудительного охлаждения натрия для оптимизации этого процесса.

Моделирование режимов охлаждения натрия было проведено с использованием пакета CosmosFloWorks, который входит в состав программного комплекса SolidWorks.

Для повышения эффективности процесса заморозки участков натриевых трубопроводов рассматривается специальная система, основным элементом которой является быстросъемный цилиндрический элемент (кожух) с патрубком подвода сжатого воздуха, устанавливаемый на охлаждаемый участок трубопровода. Сжатый воздух, проходя по кольцевому пространству между кожухом и натриевым трубопроводом, охлаждает натрий и выходит через торцевой кольцевой зазор.

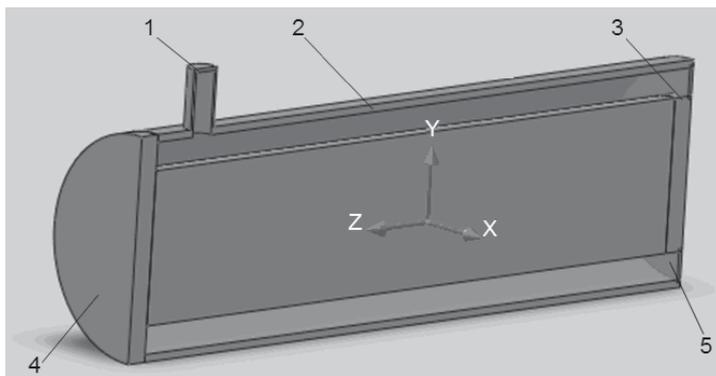


Рис. 1. Разрез модели в сборе: 1 – патрубок входа сжатого воздуха; 2 – кожух; 3,4 – торцевые крышки модели; 5 – кольцевой зазор для выхода воздуха

На первом этапе была создана графическая модель охлаждаемого участка трубопровода с натрием, которая состоит из нескольких элементов [7]. Первым элементом является устройство для охлаждения (рис. 1), представляющее собой цилиндрический элемент (кожух), диаметр которого определяется исходя из диамет-

ра трубопровода с натрием и величины кольцевого зазора между трубопроводом и кожухом. Вторым элементом модели является участок трубопровода, заполненного натрием. Третьим и четвертым элементами модели являются «торцевые крышки» для задания граничных условий.

Исходными данными для моделирования процесса охлаждения являются теплофизические свойства натрия, температура натрия в начале и конце процесса охлаждения, параметры воздуха на входе в кожух, параметры окружающей среды, геометрические характеристики кожуха.

В реальных условиях по сечению трубопровода, заполненного натрием, происходит передача тепловой энергии от соседней тепловой зоны (участка) к охлаждаемому участку за счет теплопроводности. Для учета этого явления задается тепловой поток в виде поверхностного источника теплоты на торцевой крышке 4 (см. рис.1), мощность которого определяется в соответствии с температурным режимом соседней тепловой зоны трубопровода, теплофизическими свойствами натрия и геометрическими характеристиками трубопровода.

Параметры охлаждающей среды на входе в кожух соответствуют штатной системе сжатого воздуха ($P = 650$ кПа). На практике это упрощает подвод охлаждающей среды во все помещения станции через разводки сжатого воздуха. Расход определяется в процессе моделирования исходя из геометрических характеристик устройства для охлаждения.

Моделирование процесса охлаждения натрия проводилось для основных диаметров натриевых трубопроводов энергоблока АЭС.

В статье представлены результаты параметрических исследований режимов охлаждения натриевого трубопровода диаметром 100 мм при длине кожуха 1 м.

Как было указано выше, по правилам безопасности температура натриевого трубопровода при вскрытии не должна превышать 60°C (в разрабатываемых программах производства работ на натриевых системах для запаса принимается 40°C), поэтому расчет проводился до достижения температуры участка, прилегающего к зоне ремонта, 40°C .

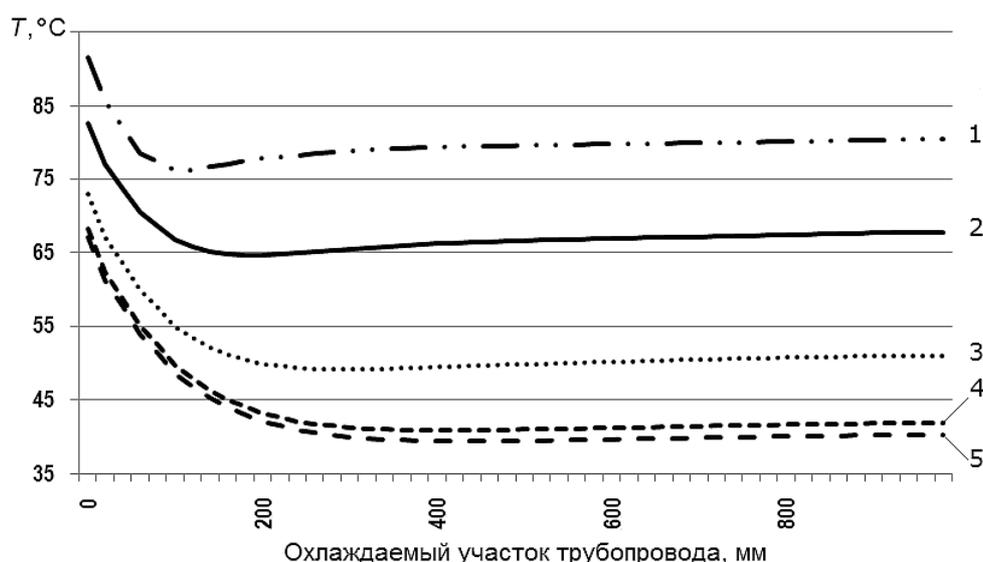


Рис. 2. Изменение температурных полей охлаждаемого участка натриевого трубопровода через 20 (1); 40 (2); 80 (3); 120 (4); 130 (5) минут после начала охлаждения

Полученные в процессе моделирования результаты в виде температурных полей на охлаждаемом участке имеют характерную конфигурацию. На рисунке 2 приведено изменение температурных полей в процессе охлаждения при толщине кольцевого зазора между кожухом и трубопроводом 20 мм.

После достижения безопасной температуры в целях эффективного использования сжатого воздуха его расход можно снизить. На основании результатов расчетов был определен расход, обеспечивающий поддержание достигнутого значения температуры. На рисунке 3 показано изменение температурных полей до момента стабилизации при снижении расхода воздуха. При этом за начальный момент времени (кривая 1) взяты параметры, соответствующие тепловому состоянию рассматриваемого участка через 130 минут после начала охлаждения (см. рис.2, кривая 5).

Представленное устройство для охлаждения натрия позволяет повысить безопасность проведения работ. При выявлении роста температуры натрия ее можно понизить, увеличив расход сжатого воздуха.

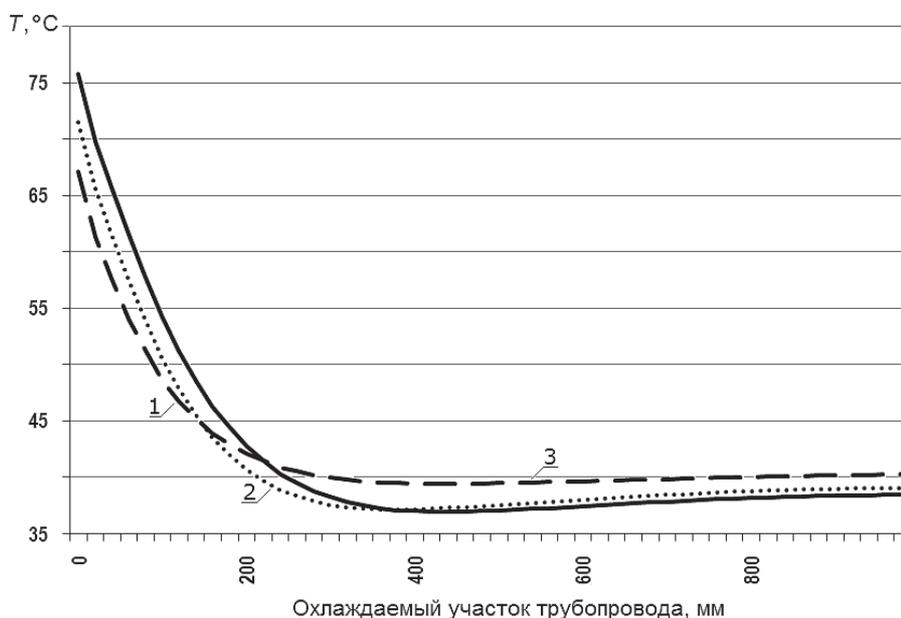


Рис. 3. Температурные поля охлаждаемого участка трубопровода в момент снижения расхода сжатого воздуха (1); через 40 мин (2) и при стабилизации через 60 мин (3)

Для сравнительной оценки эффективности процесса принудительного охлаждения натриевого трубопровода было проведено моделирование процессов снижения температуры натрия при естественной конвекции и температуре окружающего воздуха 25°C. Полученные результаты показали, что скорость охлаждения очень мала (рис. 4).

В реальных условиях температура воздуха в помещении, как правило, значительно выше, следовательно, скорость охлаждения будет еще меньше. Это подтверждают и данные из практики проведения ремонтных работ.

Проведенные параметрические исследования позволили определить зависимость времени снижения температуры натрия до заданного значения от расхода охлаждающей среды, который в свою очередь зависит от геометрических характеристик устройства для расхолаживания, необходимые объемы сжатого воздуха (рис. 5).

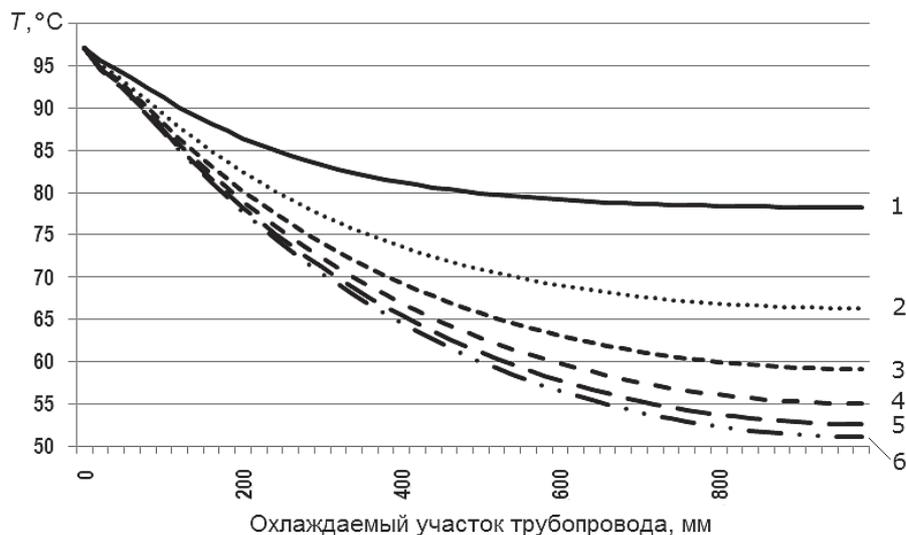


Рис. 4. Изменение температурных полей горизонтального участка трубопровода при естественной конвекции через 40 (1); 80 (2); 120 (3); 160 (4); 200 (5); 240 (6) минут после начала охлаждения

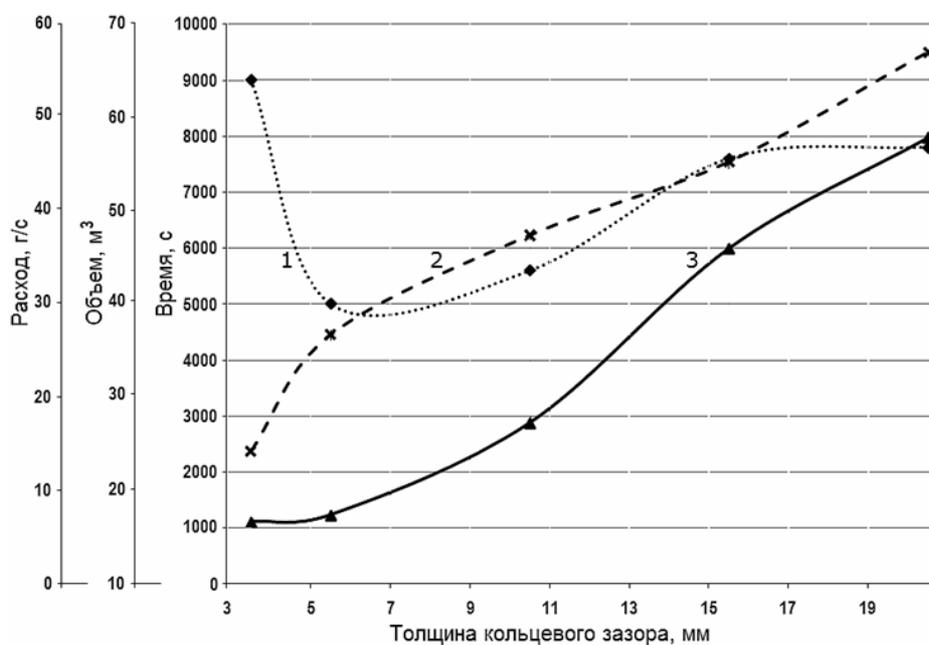


Рис. 5. Зависимость времени охлаждения, расхода и потребного объема охлаждающей среды от величины кольцевого зазора: 1 – время охлаждения; 2 – расход охлаждающей среды; 3 – затраченный объем воздуха

Результаты параметрических исследований, полученные с помощью моделирования, могут быть использованы для оптимизации процесса охлаждения натрия при проведении работ на натриевых системах и оборудовании [8].

Как указывалось выше, в состав энергоблока АЭС с реакторами БН-600 и БН-800 входят системы с радиоактивным натрием, для которых существует необходимость замораживания натрия при проведении ряда работ.

В качестве примера было проведено моделирование системы заморозки для трубопровода подачи натрия первого контура на очистку $\varnothing 219 \times 11$, на котором

производилась замена арматуры с целью продления срока эксплуатации. Как показывают результаты моделирования, температура охлаждаемого участка, примыкающего к заменяемой арматуре, снизилась до 45°C через три часа охлаждения с помощью быстросъемного устройства. При этом температура участка со стороны реактора составляла 58°C. В реальных условиях время охлаждения путем обдува охлажденным воздухом составило около двух суток.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

При использовании натриевых технологий в реакторных установках на быстрых нейтронах необходимо соблюдение специфических требований к производству работ по вскрытию и ремонту натриевых трубопроводов и оборудования, включающих в себя заморозку и поддержание безопасного значения температуры натрия.

Моделирование режимов расхолаживания натриевых трубопроводов позволяет оптимизировать процесс снижения температуры до безопасного значения.

Представленное быстро устанавливаемое и быстросъемное устройство позволяет эффективно производить охлаждение и поддерживать безопасную температуру натрия при производстве работ на оборудовании и трубопроводах, а для радиоактивных систем – снижать дозовые затраты за счет сокращения времени выполнения указанных операций в условиях повышенного радиационного фона.

Литература

1. Козлов Ф.А., Алексеев В.В., Загорюлько Ю.И. и др. Технология использования натрия как теплоносителя реакторов на быстрых нейтронах / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики // Сб. тезисов докладов VI Международной научно-технической конференции 21–23 мая 2008 г. – Москва, 2008. – С.270–276.
2. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Булатов В.И., Шастин А.Г. О проблеме снижения дозовых затрат персонала АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2011. – №1. – С.55–60.
3. Митенков Ф.М. Главные циркуляционные насосы АЭС / Ф.М. Митенков, Э.Г. Новинский, В.М. Будов / Под общ. ред. Ф.М. Митенкова. – 2-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 376 с.
4. Арматура ядерных энергетических установок / Д.Ф. Гуревич, В.В. Ширяев, И.Х. Пайкин, И.М. Гольдштейн. – М.: Атомиздат, 1978. – 352 с.
5. Ташлыков О.Л. Технологии ремонта парогенерирующей установки: учебное пособие / О.Л. Ташлыков. Екатеринбург: УГТУ–УПИ, 2009. 118 с.
6. Правила охраны труда при эксплуатации тепломеханического оборудования и тепловых сетей атомных станций ФГУП Концерн «Росэнергоатом» СТО 1.1.1.02.001.0673–2006. М.: Концерн «Росэнергоатом», 2007. – 198 с.
7. Анников С.В., Ташлыков О.Л. Моделирование процессов заморозки и охлаждения натрия в трубопроводах // Итоговая конференция конкурса научных работ студентов ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Знания молодых ядерщиков – атомным станциям» / Тезисы докл. М.: НИЯУ МИФИ, 2012. – С.24.
8. Фиш Н.А., Анников С.В., Ташлыков О.Л. Повышение эффективности охлаждения натрия в трубопроводах при проведении ремонтных работ / Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии / Сб. материалов Всероссийской научно-практической конференции с международным участием студентов, аспирантов и молодых ученых 18–21 декабря 2012 г. Екатеринбург: УрФУ, 2012. С.197–200.

Поступила в редакцию 02.04.2012

ABSTRACTS OF THE PAPERS**УДК 621.311:621.039**

Nuclear power of direct conversion in space missions of the 21-st century \ Yarygin V.I.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 16 pages, 2 tables, 23 illustrations. References, 30 titles.

The short review of a current state of the scientific research and development activity in the field of creation of the space nuclear power plants (SNPP) submegawatt and megawatt class with thermoelectric and thermionic converters the thermal energy to electric for transport power modules and interorbital tows is submitted. The analysis of the main results received at the creation of SNPP of the first generation (SNAP-10A, BUK, TOPAZ) is carried out and the main tasks and problems of the development of SNPP of the second generation are covered.

Topical issues of the use of SNPP and nuclear power propulsion systems for space exploration and the comparison of the characteristics of SNPP of direct and machine conversion of energy are considered.

УДК 621.039

The simulation of the process of sodium freezing in the tubes for the optimization of fast breeder reactor units maintenance \ Tashlykov O.L., Naumov A.A. Sheklein S.E.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 6 pages, 5 illustrations. References, 8 titles.

The peculiarities of the repair works of the fast breeder reactor NPP sodium systems are considered. The requirements for the sodium melting exclusion inside the equipment and piping during their opening and repair are given. The results of the sodium cooling process simulation with SolidWorks software are given. The advantages of quick-mounting (quick-detachable) device for sodium freezing by works execution at radioactive sodium systems are shown.

УДК 621.039

The choice of locking medium of the shaft seal of main circulation pumps reactor facility with lead and lead-bismuth coolants \ Beznosov A.V., Novinsky E.G., Lvov A.V., Bokov P.A., Bokova T.A.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 6 pages, 1 tables, 3 illustrations. References, 4 titles.

The paper discusses possible applications of locking media: oil, or high purity water in a rotating shaft seal system main circulation pumps (MCP) of the main circuit with fast reactors cooled by lead and lead-bismuth coolant. The analysis was performed based on the need to optimize the operating parameters of the seal and bearing in mind the possible impact of the medium on the locking performance characteristics of the reactor circuit, as in normal operation and in case of emergency admission of significant amounts of oil or condensate water from the rotating shaft seal system MCP to the reactor circuit.

УДК 621.039.534

Research processes and devices hydrogen purification applied to the circulation loop with the heavy liquid metal coolants \ Ulyanov V.V., Martynov P.N., Gulevsky V.A., Fomin A.S., Teplyakov U.A.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 6 pages, 4 illustrations. References, 4 titles.

The article deals with the problem of pollution circulation circuits with heavy liquid metal coolant slag deposits on the basis of lead oxide. As a solution to the above problem, the method of purification of hydrogen, comprising administering a mixture of Ar-H₂O-H₂ directly into the flow of the circulating heavy liquid metal coolant. As the device is used for hydrogen purification proposed mechanical (disk design) gas dispergator. A program of its method of testing conducted hydrogen purification circulation loop stand TT-2M with gas dispergator. Based on these results the gas dispergator can be recommended not only for research stands, but also for the first contours of promising reactors with heavy liquid metal coolant.

УДК 620.9+544(075)

The study of hydrogen generation in the interaction of aluminum with aqueous solutions \ Milinchuk V.K.,