

ОПТИМИЗАЦИЯ УСЛОВИЙ ТЕРМОМЕХАНИЧЕСКОГО НАГРУЖЕНИЯ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ АЭС С ВВЭР ДЛЯ УПРАВЛЕНИЯ СРОКОМ ИХ СЛУЖБЫ

М.А. Трофимов*, Д.А. Усанов**

**Институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

***ОАО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва*



Приведены результаты исследований термического нагружения элементов парогенераторов АЭС с ВВЭР. Разработана методика мониторинга термодинамических состояний парогенераторов. Предложены мероприятия по снижению термомеханического нагружения критических элементов парогенераторов.

Ключевые слова: АЭС, парогенератор, управление сроком службы, термомеханическое нагружение, температурное нагружение, режимы эксплуатации.

Key words: the atomic power station, a steam and gas generator, management of service life, thermomechanical loading, temperature loading, operation modes.

Современный этап развития атомной энергетики России характеризуется повышением требований к безопасности действующих АЭС и экономическим показателям их эксплуатации. Последнее связано с принятием и реализацией программ продления назначенного срока эксплуатации АЭС на 15–25 лет, повышением тепловой мощности энергоблоков до 107% от проектной, увеличением межремонтного периода до 18-ти месяцев для реакторов ВВЭР и до двух лет – для реакторов РБМК.

В двуединой задаче повышения безопасности и экономичности АЭС с ВВЭР важное место занимает обеспечение эксплуатационной надежности парогенераторов (ПГ). Сложное конструктивное исполнение ПГ и многообразие механизмов деградации металла их элементов делают парогенераторы критическим звеном реакторной установки, во многом определяющим ресурс безопасной эксплуатации энергоблока. В связи с этим крайне актуальной становится задача повышения ресурса безопасной эксплуатации ПГ АЭС с ВВЭР, которая может быть решена на основе достаточно полного знания механизмов деградации и смягчения действия этих механизмов.

Наиболее критическими элементами парогенератора является трубчатка и сварные соединения № 111 для ПГВ-1000 и № 23 для ПГВ-440. Опыт эксплуатации показывает, что их повреждения связаны с воздействием коррозионно-активной среды в условиях действия термомеханических нагрузок.

© М.А. Трофимов, Д.А. Усанов, 2010

В последние годы разработаны и реализуются мероприятия по снижению механизма коррозионных повреждений. Оптимизируются водно-химические режимы. Проводятся химические отмытки внутрикорпусных устройств парогенераторов, включая «карманы» коллекторов ПГ. Внедряются технологии вывода солей из водяного объема ПГ в период их расхолаживания. Начинается реализация такого глобального мероприятия, как устранение из конденсатно-питательного тракта АЭС с ВВЭР оборудования с медесодержащими сплавами, которые являются одной из причин развития коррозионных повреждений.

Снижение действия термомеханических нагрузок является более сложной задачей. Термомеханические нагрузки обусловлены высокими проектными нагрузками на элементы ПГ и непроектными режимами эксплуатации ПГ при переходных режимах. Устранение или смягчение последних в настоящее время является одним из основных направлений по управлению сроком службы ПГ. На рисунке 1 приведены этапы оптимизации условий термомеханического нагружения элементов ПГ АЭС с ВВЭР.

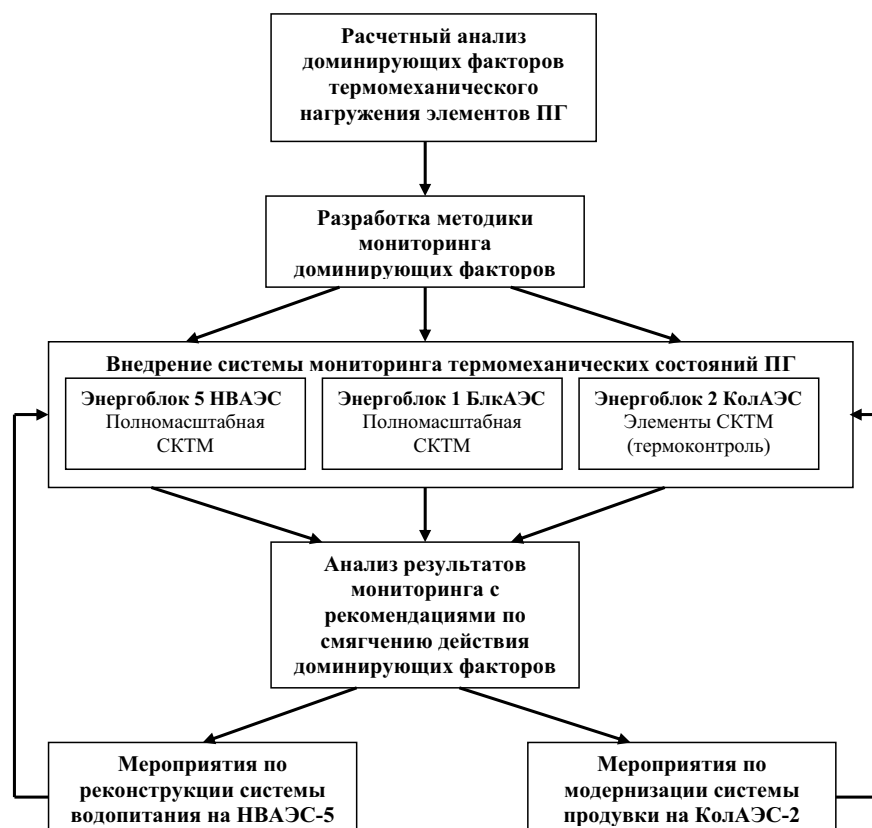


Рис. 1. Этапы оптимизации условий термомеханического нагружения элементов ПГ АЭС с ВВЭР

На первом этапе расчетным путем проведен анализ факторов термомеханической нагруженности ПГ с приоритетным рассмотрением тех факторов, которые не предусматривались проектом и не учитывались в расчетном обосновании прочности ПГ, но хотя бы однажды наблюдались за время эксплуатации:

- монтажные натяги трубопроводов при замене ПГ на АЭС с ВВЭР-1000;
- ограничение тепловых перемещений ПГ в переходных режимах, что возможно из-за частичного износа роликовых опор ПГ за их длительную эксплуатацию и

непроектного состояния аварийных тяг ПГ;

- захлаживание «карманов» коллекторов в случае отключения отдельных циркуляционных петель на установках ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 «малой» серии, а также попадания в «карманы» относительно холодной питательной и продувочной воды;
- захлаживание трубчатки ПГ при непроектных снижениях уровня котловой воды в эксплуатационных режимах с воздействием на трубчатку относительно холодной питательной воды;
- заземление опор ГЦН или отклонение ГЦН от вертикали с созданием дополнительных нагрузок на элементы ПГ.

Результаты расчетов позволили считать незначимыми такие факторы нагружения ПГ, как монтажные напряжения и напряжения от заземления опор ГЦН. С другой стороны, установлено значительное влияние на уровень напряжений в элементах ПГ таких факторов, как захлаживание ПГ и частичное заземление опор ПГ. В частности, захлаживание «карманов» коллекторов независимо от его причин создает максимальные напряжения именно в сечении сварного соединения №111 или №23. На один градус захлаживания в зоне данного сварного соединения возникают напряжения величиной до 3 МПа.

Значительно влияют на уровень напряжений в зоне этого сварного соединения и частичные заземления опор ПГ. Оценки по упрощенной математической модели (рис. 2), включающей в себя элементы «корпус реактора-горячая нитка главного циркуляционного трубопровода-корпус ПГ как жесткое целое», показали, что заземление опор ПГ на 1 мм создают в зоне сварного соединения дополнительные напряжения величиной 40 МПа.

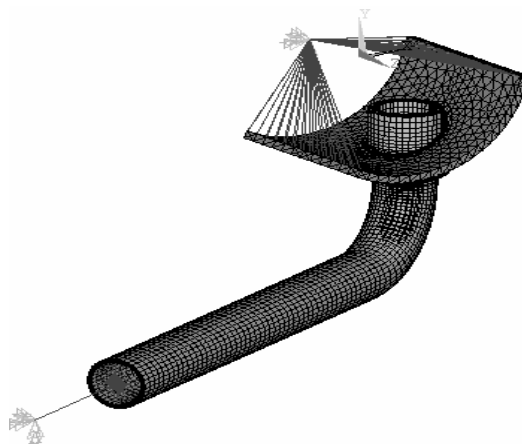


Рис. 2. Упрощенная модель для расчета компенсационных напряжений

Отметим, что ранее для расчета компенсационных напряжений в узле приварки коллектора к корпусу ПГ использовалась глобальная модель первого контура, для расчета по которой требовалась стержневая модель всей петли и задание нагрузок на анализируемый узел со стороны главного циркуляционного контура в виде проекций сил и моментов. Это усложняло расчеты и создавало неопределенность в граничных условиях. Примененная модель (рис. 2) лишена этих недостатков, поскольку для оценок компенсационных напряжений необходимы знания только температур и величин перемещений корпуса ПГ как целого.

На втором этапе исследования исходя из знания доминирующих факторов термомеханического нагружения ПГ разработана методика натурного мониторинга технических состояний ПГ с определением

- типа и количества первичных преобразователей, которые адекватно оценивают термомеханические состояния контролируемого оборудования;
- периодичности контроля с формулированием требований к аппаратной части систем мониторинга;
- алгоритмов обработки данных для оперативной приемки результатов мониторинга.

Конечным результатом данного этапа работ стала разработка проекта системы контроля (мониторинга) термомеханической нагруженности (СКТМ) парогенераторов установок ВВЭР-1000. В состав системы включены

- датчики тепловых перемещений корпуса ПГ;
- термопары на линиях подачи аварийного и основного питания ПГ, а также на линиях продувки ПГ;
- сигналы штатной системы контроля и управления (давления, расходы, уровни в ПГ и другие параметры АСУ ТП).

На третьем этапе работы состоялось внедрение системы СКТМ на пятом энергоблоке Нововоронежской АЭС (полномасштабная конфигурация системы с ее вводом в опытно-промышленную эксплуатацию) и первом энергоблоке Балаковской АЭС (полномасштабная конфигурация системы, которая использовалась как экспериментальная). На основании проекта СКТМ проведен монтаж дополнительных термопар на линиях продувки ПГ второго энергоблока Кольской АЭС с реактором ВВЭР-440 (рис. 3).

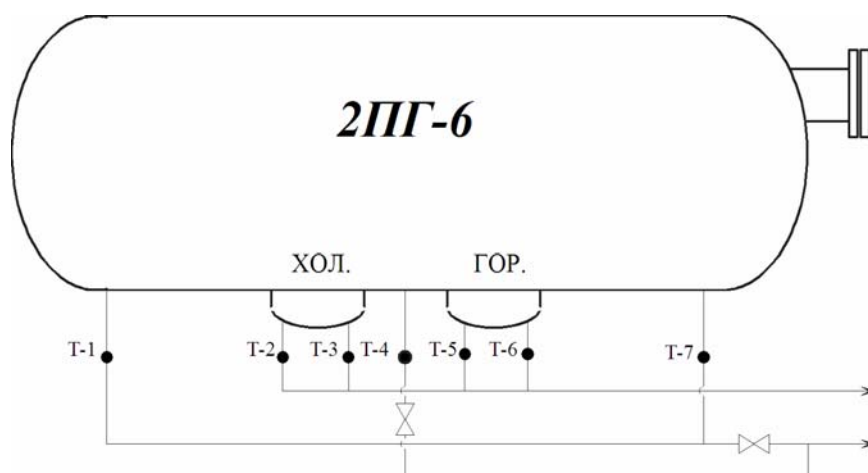


Рис. 3. Схема расположения датчиков термоконтроля линий продувки ПГ второго блока Кольской АЭС

Кроме того, использовались ранее смонтированные средства термоконтроля на первом блоке Калининской АЭС и датчики тепловых перемещений на третьем блоке Балаковской АЭС.

Результаты мониторинга термомеханических состояний ПГ на указанных энергоблоках дали следующие результаты.

1. На энергоблоках с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 выявлены захлаживания «карманов» коллекторов из-за обратного тока продувочной воды, который возникает в переходных режимах работы энергоблоков в период последовательного включения в работу системы продувки ПГ (рис. 4, 5). Данный нештатный режим особенно опасен для ПГВ-440, где узел приварки «горячего» коллектора к ПГ выполнен в виде композитного сварного соединения.

2. Зафиксированы нештатные условия температурного нагружения питательных линий парогенераторов «малой» серии ВВЭР-1000, а также серийной уста-

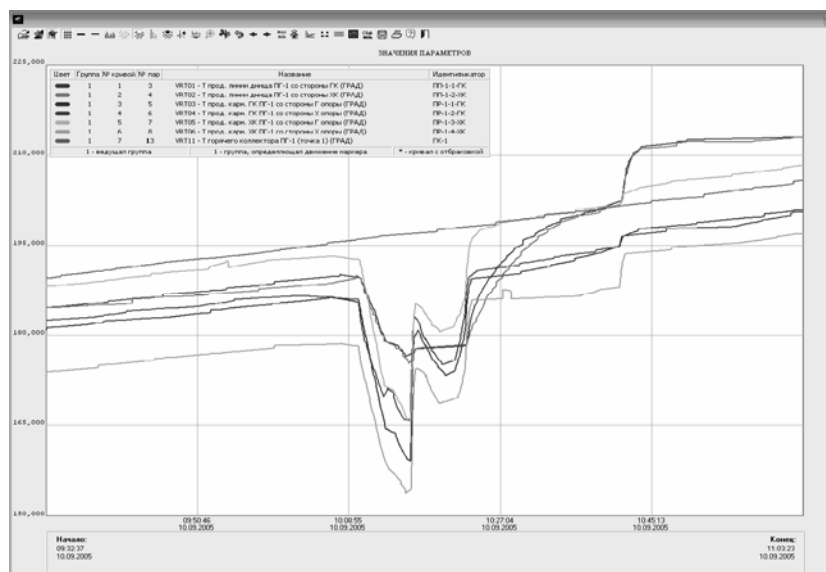


Рис. 4. Изменение температур продувочных линий 5ПГ-1 НВАЭС при открытии арматуры на линиях продувки 5ПГ-4 и 5ПГ-2

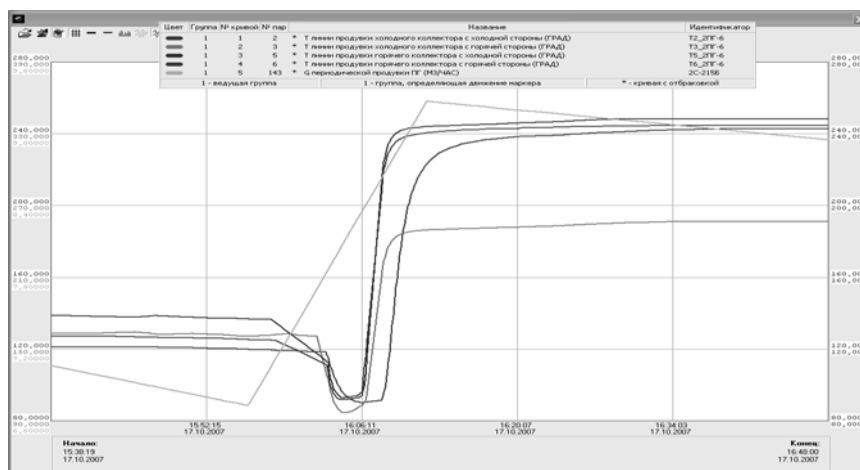


Рис. 5. Изменение температур линий продувки 2ПГ-6 Кольской АЭС при вводе в работу линий продувки других ПГ

новки ВВЭР-1000/320 (рис. 6, 7). Наиболее жесткие условия нагружения зафиксированы на пятом энергоблоке НВАЭС, где аварийная и основная питательная вода подается по одной линии (рис. 6). Для ПГ серийной установки ВВЭР-1000 характерно меньшее число термопульсаций в период пуска. При этом их количество очевидным образом связано с готовностью оборудования и систем энергоблока к пуску после ППР. В наиболее благоприятном случае наблюдается однократное резкое изменение температур на линии подачи аварийной питательной воды (отключение аварийных питательных насосов) с последующим резким снижением температуры линии основного питания (ввод в работу насосов основного питания). Для этого же блока могут наблюдаться и неоднократные термопульсации, вызванные несколькими попытками набора мощности (с отключением аварийных насосов и переходом на основное питание).

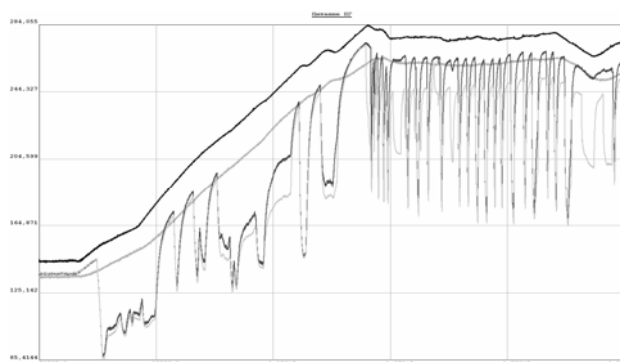


Рис. 6. Термопульсации на линии подачи питательной воды на НВАЭС-5

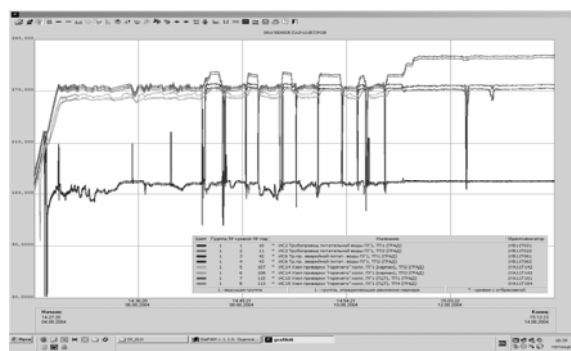


Рис. 7. Термопульсации на линии подачи питательной воды ПГ третьего блока КЛНАЭС (разогрев в августе 2004 г.)

Необходимо отметить, что помимо дополнительного непроектного температурного нагружения самих линий питания ПГ зафиксированные термопульсации могут влиять на условия нагружения как трубчатки ПГ, так и «карманов» коллекторов. Это связано с возможностью поступления относительно холодной питательной воды на нижнюю образующую корпуса с захолаживанием внутрикорпусных устройств ПГ.

Косвенным подтверждением возможности таких захолаживаний является повышенная повреждаемость трубчатки ПГ в опускных коридорах трубчатки.

3. Измерения тепловых перемещений ПГ, проведенные на блоках 1, 3 БлАЭС и пятом блоке НВАЭС, указали на сложный характер данных перемещений, свидетельствующих о том, что в переходных режимах имеет место и частичное заземление опор ПГ, и кручение ПГ как целого вокруг «горячего» коллектора.

Измерения на Балаковской АЭС были первыми в серии таких работ. Для измерений в режимах разогрева-расхолаживания и регулирования мощности применены датчики тепловых перемещений, установленные на каждой циркуляционной петле в количестве 6 штук.

Получено, что при расхолаживании энергоблока траектории перемещений U-образногогиба ГЦТ практически линейны (рис.8). В противоположность этому, траектории перемещений парогенератора для этого же режима существенно нелинейны, что свидетельствует о наличии «подкруток» ПГ.

Другой особенностью перемещений является наличие малых (величиной около 1 мм) нелинейных перемещений в конце расхолаживания. Можно предполо-

жить, что они связаны с разной температурой ГЦТ и паропроводов на конечном этапе расхолаживания, который проводится путем охлаждения ГЦТ системой САОЗ низкого давления и который может приводить к разнице в температурах отдельных петель.

Результаты измерения тепловых перемещений парогенераторов петель 1 и 3 на блоке 5 НВАЭС в зарегистрированных переходных режимах работы представлены графиками, для примера на рис.9 показано перемещение оборудования в начале разогрева.

Из представленных данных видно, что тепловые перемещения ГЦК в целом монотонно отслеживают рост температуры первого контура. Особенно наглядно это проявляется на участках разогрева с постоянной скоростью изменения температуры первого контура.

Каких-либо значимых нелинейных эффектов, которые бы свидетельствовали о частичном заземлении опор ПГ, не выявлено.

С другой стороны, зафиксированы индивидуальные особенности в тепловых перемещениях контролируемых петель 1 и 3.

К окончанию разогрева (при одинаковой температуре в горячих и холодных нитках ГЦК) происходит поворот корпуса 5ПГ-1 по часовой стрелке вокруг оси «горячего» коллектора на величину до 7 мм, а 5ПГ-3 – на величину 2,5 мм. При наборе мощности с увеличением температуры горячей нитки и 5ПГ-1, и 5ПГ-3 «дворачивают» на величину до 1,0 мм в этом же направлении. Это означает, что в сечении швов 111 (где толщина стенки минимальна и составляет 72 мм) в переходных режимах создаются дополнительные скручивающие усилия.

Кроме того, в результате индивидуального поведения ПГ конечная величина их перемещений отличается на величину до 10 мм. Однако это связано не с заземлением опор, а с дополнительными усилиями, приходящими от оборудования смежных систем. Наиболее вероятно, что данный факт объясняется различной трассировкой паропроводов, связанных с парогенераторами и воздействующими на них.

Завершающим этапом выполненного исследования стала выработка мероприятий по снижению термомеханической нагруженности критических элементов ПГ. К основным из них относятся

- комплекс мероприятий по исключению частичного заземления опор ПГ;
- реконструкция системы водопитания ПГ с исключением периодических заб-

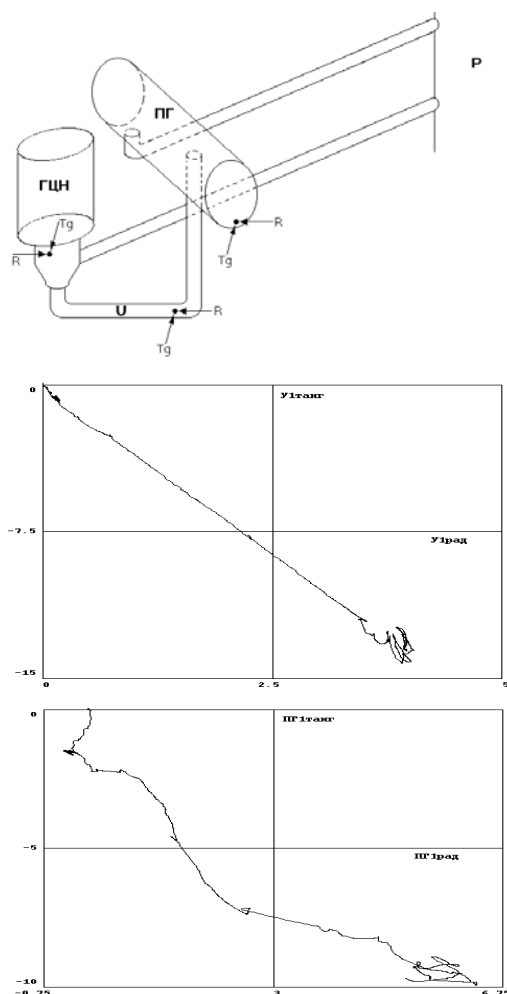


Рис. 8. Результаты измерения тепловых перемещений на третьем энергоблоке Балаковской АЭС

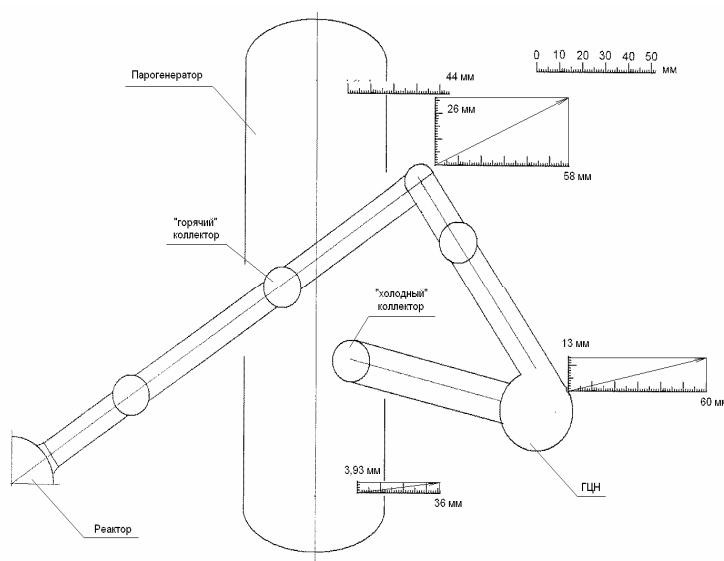


Рис. 9. Перемещение основного оборудования первой петли от начала разогрева теплоносителя до 280 °С

росов относительно холодной питательной воды в режимах с малым расходом пара из ПГ;

- модернизация системы продувки ПГ с исключением захлаживания «карманов» коллекторов из-за обратных токов продувочной воды.

Данные мероприятия реализованы на действующих АЭС с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Литература

1. Кондаков Г. Ф. Повышение работоспособности сварных тонкостенных конструкций. – М.: Изд-во МГТУ им. Н.Э.Баумана, 2004.
2. Трофимов М.А., Усанов Д.А. Управление ресурсными характеристиками технологического оборудования АЭС/Материалы XI Международной научно-практической конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров». Обнинск, 29 сентября-2 октября 2009 г.: Тезисы докладов. Обнинск: НОУ «ЦИПК», 2009. – С. 87-88.
3. Логвинов С.А. и др. Исследование пульсаций давления теплоносителя в проточной части реакторов типа ВВЭР-440//Динамические напряжения и деформации в элементах энергетического оборудования. – М.: Наука, 1977.
4. Абрамов В.В., Гусаров А.А., Каплунов С.М. Современное состояние и направления исследования динамических напряжений и деформаций в атомных реакторах//Динамические напряжения и деформации в элементах энергетического оборудования. – М.: Наука, 1977.
5. Махутов Н.А., Фролов К.В., Стекольников В.В. и др. Экспериментальные исследования деформаций и напряжений в водо-водяных энергетических реакторах. – М.: Наука, 1990.

Поступила в редакцию 24.06.2010

The method of calculation procedure of fluctuations of a working substance due to impulsive disturbance at pressure is worked out. There are the results of calculation of frequency of own fluctuations of a working substance in the equipment of the second contour of the atomic power station with VVER-1000, quality factors of oscillatory contours, attenuation coefficient of fluctuations in these contours, and also dynamic loading on distribution plate, appearing as a result by closing the lock valve in front of the turbine. The received data define character and quantitative dependences of dynamic nonprojective loading on elements of construction of the equipment. Results of research can be used at designing and operation of the atomic power station with VVER-1000 and are intended for specification of estimations of a residual resource, and also for increase in a design service life.

УДК 621.039.73: 621.039.526

Oxidation of Liquid Metal Coolant and Steel Corrosion Wastes during Equipment Washing with Salt Melts \V.S. Naumov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 22 titles.

Oscillations of NO_3^- and CO_3^{2-} groups with D_{3h} symmetry were detected based on the IR- and RS-spectrum analysis in the solution melts of eutectic mixtures of alkaline metal chlorides containing calcium nitrate and carbonate additives in the absence of sodium. Characteristic frequencies of NO_3^- – group or oscillations of CO_3^{2-} group were not identified on incorporation of metallic sodium into the melts of oxygen-containing salts. This observation proves complete oxidation of the alkaline metal and nitrate group reduction to nitrogen dioxide or carbon dioxide in the carbonate salts.

The data on specific corrosion and corrosion rates were obtained for a series of construction steels contained in the salt mixture melts and corresponding solidified flux intended for manufacturing the equipment of fast reactors. Maximum corrosion rate of the tested steels did not exceed $6 \text{ g/m}^2\text{h}$. All the steels tested in the course of the conducted research can be referred to the group of resistant materials.

УДК 621.039.58

Optimization of Conditions Thermomechanical Loading Steam Generators of the PWR for Management for their Services \M.A. Trofimov, D.A. Usanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 9 illustrations. – References, 5 titles.

Results of researches thermal loading elements of steam generators of the atomic power station with PWR are resulted. The technique of monitoring of thermodynamic conditions of steam generators is developed. Actions for decrease thermomechanical loading critical elements of steam generators are offered.

УДК: 546.791:544.174.2

The Formation and Behaviour of Uranium (V) Species in Chloride Melts \D.E. Aleksandrov, V.A. Volkovich, B.D. Vasin, D.S. Maltsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 15 titles.

Uranyl-containing melts can be employed for producing fresh and reprocessing spent nuclear fuel using pyrochemical methods. U(V) species are the intermediates formed during the reduction of UO_2^{2+} ions. Possible reactions resulting in the formation of uranium (V) ions in alkali chloride melts are considered. The results of the experimental studies of the reaction of molybdenum with uranyl-containing melts based on LiCl, NaCl-KCl, 3LiCl-2KCl and NaCl-2CsCl at 550–850°C are presented. The reaction leads to the formation of $\text{UO}_2\text{Cl}_4^{3-}$ ions and solid uranium dioxide, the ratio of these products is determined by temperature and cationic composition of the melt.

УДК 621.039.54: 519.6

Peculiarities of the Thermal Mode of Underground Isolation Facility for Heat Generating Materials (Container Option) \P.V. Amosov, A.V. Podshivalova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 12 titles.

The research results obtained by the numerical modelling of thermal mode for underground long-term storage facility of spent nuclear fuel (container option) have been presented. The analysis of temperature maximum values in model areas with variation of heat conductivity coefficient in the area of source and air flow in the mine workings has been carried out. The peculiarities of temperature spatial distribution in the model areas have been specified; the compliance with the requirements of thermal safety of facility operating has been shown for laminar mode of airing.