

МИХАЙЛОВСКИЙ В.Л.¹,
СМАЛЬКО М.А.¹, ДОБРОВОЛЬСКАЯ И.Ю.²

¹Общество с ограниченной ответственностью “Энвитек“, г. Киев, Украина

²Обособленное подразделение “Запорожская АЭС“ государственного предприятия национальной энергогенерирующей компании “Энергоатом“, Украина

ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ ЭНЕРГОБЛОКОВ С РЕАКТОРАМИ ВВЭР НА ОСНОВЕ СОЗДАНИЯ ЕДИНОЙ КОМПЛЕКСНОЙ СИСТЕМЫ АВТОМАТИЧЕСКОГО И ЛАБОРАТОРНОГО КОНТРОЛЯ ИХ ВОДНО-ХИМИЧЕСКОГО РЕЖИМА

Викладено результати робіт по підвищенню ефективності експлуатації парогенераторів енергоблоків з реакторами ВВЭР на основі створення єдиної комплексної системи автоматичного і лабораторного контролю їх водно-хімічного режиму.

Изложено результаты работ по повышению эффективности эксплуатации парогенераторов энергоблоков с реакторами ВВЭР на основе создания единой комплексной системы автоматического и лабораторного контроля их водно-химического режима.

We present some results work for increasing the exploitation efficiency of steam-generators power units with reactor VVER on the basis of formation the automatic and laboratory integrated control system of their water chemical regime.

АХК – автоматический химический контроль;
АЭС – атомная электростанция;
БЩУ – блочный щит управления;
ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор;
ВХР – водно-химический режим;
ЕКС – единая комплексная система;
ИВК – информационно-вычислительный комплекс;

ИВС – информационно-вычислительная система;
ЛХК – лабораторный химический контроль;
РСОК – рабочие станции отдельных компонентов;
СС – сетевые средства;
СКС – средства конфигурирования системы;
ТМО – тепломеханическое оборудование;
ТП – технологический процесс.

При эксплуатации АЭС всегда остается актуальной проблема создания и поддержания таких физико-химических свойств теплоносителей, которые бы предотвращали коррозионные повреждения конструкционных материалов оборудования и образование отложений на его поверхностях [1, 2, 3, 4]. Горизонтальные парогенераторы энергетических блоков АЭС с реакторами типа ВВЭР являются сложным объектом управления со многими контролируемыми и регулируемыми величинами, от его надежной работы зависит надежность и безопасность всей ядерной энергетической установки. Они находятся на стыке двух технологических контуров движения

теплоносителей в ядерной установке. Ведение ВХР парогенераторов наравне с эксплуатацией реакторной установки является важной задачей, которую приходится решать оперативному персоналу для правильной и безопасной эксплуатации ядерной установки.

Обобщение многолетнего опыта эксплуатации ТМО АЭС и анализ проблем, которые возникают в процессе использования, при выполнении контроля их ВХР и оценки коррозионно-эрозионного износа их конструктивных элементов приводит к необходимости комплексного решения этих проблем. Таким образом, повышение надежности эксплуатации ТМО АЭС в целом и парогене-

раторов в частности с точки зрения ведения ВХР и оценки коррозионно-эрозионного износа данного оборудования должно осуществляться на основе оперативного контроля ВХР, его многофакторного анализа и прогнозирования развития событий.

Такая система в целом должна обеспечивать комплексное выполнение следующих функциональных возможностей и решение технологических задач, представленных авторами в работах [5, 6, 7]:

- ◆ сбор данных от приборов АХК;
- ◆ организация ввода, редактирования и отображения результатов ЛХК и синхронизация этих данных с данными АХК ВХР для их совместной обработки;
- ◆ визуализация данных в виде мнемосхем, таблиц данных и графиков;
- ◆ передача информации в систему безопасности станции и получение от неё информации, необходимой для выполнения функций системы;
- ◆ статистическая обработка полученной информации с созданием математических моделей и прогнозированием развития событий;
- ◆ обеспечивать предупредительную и аварийную сигнализацию при выходе параметров ВХР за границы контрольных уровней и эксплуатационных пределов;
- ◆ возможность ретроспективного анализа развития ситуации за произвольный промежуток времени с помощью формирования таблиц различной структуры с статистической обработкой данных, а также временных графиков и трендов;
- ◆ контроль ВХР не только в стационарных режимах, но при пусках и остановках блока, с соответствующей корректировкой состава и нормативных значений контролируемых параметров в зависимости от режима работы энергоблока;
- ◆ формирование, сохранение и вывод на печать ежедневных, среднесуточных, среднемесячных и среднегодовых отчетов, а также другой отчетной документации;
- ◆ сохранение текущей информации о состоянии ВХР в различных базах данных – краткосрочной, долгосрочной и событийной;
- ◆ анализ ситуации и ведения экспертной системы – помощи оператору;
- ◆ создание архивов и хранение данных на различных носителях;

- ◆ защита компонентов системы от несанкционированного доступа;

- ◆ идентификация пользователей по паролю и индивидуальные разрешения на управление информацией;

- ◆ обмен информацией с другими информационными системами АЭС;

- ◆ открытость системы для дальнейшей модернизации и расширения;

- ◆ ведение справочной технологической и информационной системы.

Основным компонентом ЕКС по ведению ВХР является система АХК ВХР АЭС, которая обеспечивает сбор, обработку и представление информации по результатам АХК и ЛХК ВХР с возможностью прогнозирования развития событий и экспертной системой.

На рис.1 показан полный состав аппаратно-программных средств АХК ВХР АЭС, которые включает в себя оперативные средства, работающие в режиме реального времени – РСОК ТМО или участков ТП, рабочие станции ИВК, серверы ИВК, сетевые средства, а также средства СКС. На рис. 2 представлена структура аппаратно – сетевых средств на примере АХК ВХР АЭС для шести энергоблоков Запорожской АЭС. Представленная структура системы АХК ВХР АЭС для каждого энергоблока включает в себя рабочие станции РСОК продувки “солевых” отсеков парогенераторов и 1-го контура, которые в режиме реального времени собирают от датчиков нижнего уровня, предварительно обрабатывают и передают информацию для дальнейшей обработки на рабочие станции – серверы 1-го контура. Туда же приходит информация по результатам ЛХК с рабочих станций соответствующих экспресс-лабораторий. Собранная на сервере 1-го контура информация передается в ИВС АЭС энергоблока для представления на мониторах БЩУ. Так же через ИВС энергоблока информация направляется транзитом на центральный сервер АХК ВХР. С центрального сервера информация поступает ко всем пользователям данной системой.

Поскольку территориально точки контроля ЛХК и АХК ВХР парогенераторов размещены в помещениях реакторного отделения энергоблока, то вся информация



Рис. 1. Состав аппаратно-программных средств системы АХК ВХР АЭС.

по этим точкам контроля собираются в месте с информацией по точкам ЛХК и АХК ВХР 1-го контура реактора и экспресс-лаборатории 1-го контура.

На рис. 3 приведена структурная схема объединенной системы ЛХК и АХК ВХР продувки “солевых” отсеков парогенераторов и 1-го контура энергоблока. Также в экспресс-лаборатории 1-го контура располагается сервер 1-го контура и компьютер лаборатории, на котором выполняется ввод данных ЛХК ВХР парогенераторов и ТМО 1-го контура. Полученная информация представляется персоналу в виде мнемосхем (рис. 4), графиков, таблиц баз данных, отчетов и т.д.

В процессе создания ЕКС были разработаны методики ЛХК ВХР и оценки коррозионно-эрозионного износа элементов парогенераторов.

В результате проведенных мероприятий по созданию ЕКС парогенераторов были разработаны и созданы система АХК ВХР продувки “солевых” отсеков, методики лабораторного контроля ВХР, а также методики оценки коррозионно-эрозионного износа элементов парогенераторов при нормальной работе, при промывках и мероприятия различного уровня действия, что позволило снизить коррозионно-эрозионный износ элементов парогенераторов, увеличить междупромывочные периоды.

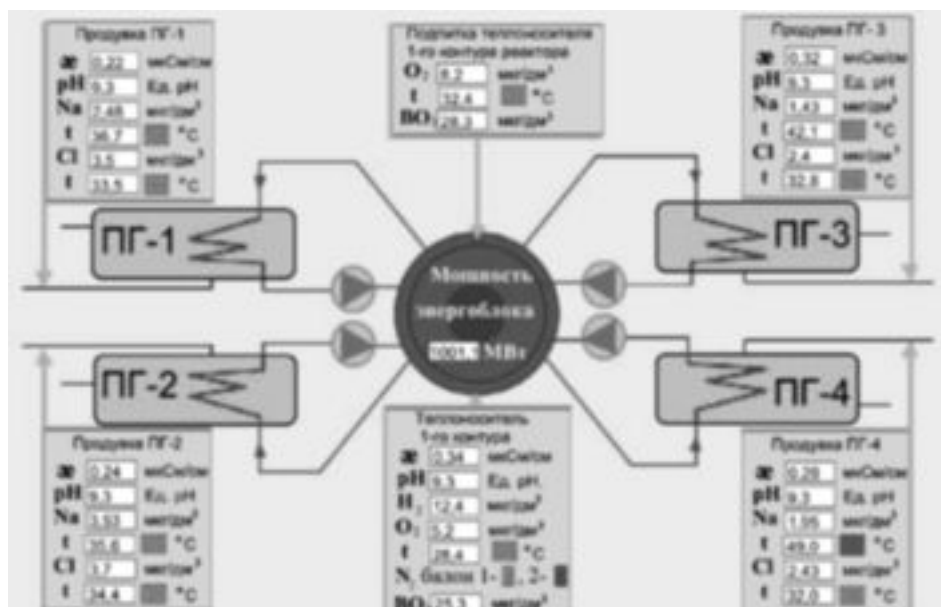


Рис. 4. Мнемосхема представления информации АХК ВХР 1-го контура и продувки “солевых” отсеков.

ЛИТЕРАТУРА

1. Маргулова Т.Х., Мартынова О.И. Водные режимы тепловых и атомных электростанций. – М.: Высш. шк., 1987. – 319 с.

2. Мартынова О.И., Копылов А.С. Водно-химические режимы АЭС, системы их поддержания и контроля. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 96 с.

3. ГНД 95.1.06.02.001–02. Теплоноситель первого контура ядерных энергетических реакторов типа ВВЭР – 1000. Технические требования. Способы обеспечения качества. – Киев: Минтопэнерго Украины, 2002. – 32с.

4. ГНД 95.1.06.02.002–01. Водно-химический режим второго контура атомных электростанций с реакторами типа ВВЭР. Технические требования к качеству рабочей среды. Способы обеспечения. – Киев: Минтопэнерго Украины, 2001. – 28 с.

5. Смалько М.А., Добровольская И.Ю. и др. Программный пакет “ДИЮ” для представления информации персоналу при автоматическом химическом контроле водно-химического режима АЭС. Рабочее место химика // Промышленная теплотехника. – Т. 25, Прил. к №4. – 2003. – С. 443-445.

6. Смалько М.А. Програмный пакет “ДИЮ” засіб для комплексного контролю корозійно-ерозійного зношування металевих поверхонь обладнання ТЕС і АЕС // Наукові нотатки. Вип.12. – Луцьк, 2003. – С. 233-238.

7. Смалько М.А. Програмный пакет “ДИЮ”, як система автоматичного хімічного контролю водно – хімічного режиму АЕС і ТЕС // Вісник НУВГП: Зб. наук. праць Вип. 4 (36) Частина.1. – Рівне, 2006. – С. 276-285.