

Состояние, основные проблемы и направления совершенствования водно-химического режима АЭС

В.Ф.Тяпков, канд. техн. наук (ВНИИАЭС),
Р.Б. Шарафутдинов, канд. техн. наук (НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России)

Введение

Водно-химический режим (ВХР) АЭС является одним из важнейших факторов, влияющих на надежную, экономичную и безопасную эксплуатацию АЭС. Начиная с ввода в эксплуатацию первых блоков АЭС, до настоящего времени остается актуальной проблема создания и поддержания таких физико-химических свойств теплоносителей, которые бы предотвращали коррозионные повреждения конструктивных материалов оборудования и образование отложений на его поверхностях. Для решения этой проблемы как в России, так и за рубежом проведено и проводится большое число научно-исследовательских работ по химии теплоносителей и исследованию коррозионных процессов различных конструктивных материалов АЭС. В результате проведенных работ установлены показатели качества теплоносителей и рабочих сред АЭС.

В статье рассмотрены современное состояние вопросов поддержания ВХР на эксплуатируемых в Российской Федерации АЭС с ВВЭР и РБМК и основные направления его совершенствования.

Нормирование показателей качества водно-химического режима

С начала эксплуатации первых блоков АЭС и до начала 70-х годов прошлого столетия ВХР АЭС регламентировался лишь проектной и конструкторской документацией. На начальном этапе разработки проектно-конструкторской документации АЭС и показателей качества ВХР были проведены фундаментальные исследования по выбору конструктивных материалов основного оборудования АЭС. В результате выбраны конструктивные материалы оболочек твэлов, корпусов реакторов и внутрикорпусных устройств, парогенераторов (ПГ), барабанов-сепараторов и другого основного оборудования, а также установлены требуемые, по имевшимся на тот период времени представлениям, нормы качества теплоносителей [1, 2, 3, 4, 5, 6]. При выборе конструктивных материалов и установлении показателей ВХР вторых контуров АЭС был использован имевшийся опыт тепловой энергетики. Дальнейшие работы по нормированию показателей качества ВХР проводились в основном по пути обобщения опыта эксплуатации и анализа отказов в работе оборудования, вследствие нарушения норм качества технологических сред, т. е. по пути увеличения надежности работы оборудования. Такой подход к нормированию показателей качества теплоносителя, рабочих и технологических сред существовал вплоть до середины 90-х годов.

Аналогичный подход к нормированию ВХР существовал определенное время и в зарубежных странах. Однако, уже начиная со второй половины 70-х годов, в ряде западных стран, имеющих развитую атомную энергетику (США, Франция, Германия и др.), были начаты работы по вопросам, связанным с влиянием ВХР на обеспечение безопасности АЭС. В результате были разработаны основные положения по поддержанию ВХР АЭС, которые реализованы при разработке норм ВХР в указанных странах, а также изложены в публикациях МАГАТЭ [7, 8]. На основе анализа опыта эксплуатации отечественных АЭС, норм ВХР ряда зарубежных стран и рекомендаций МАГАТЭ Госатомнадзор России при участии специалистов научных организаций Минатома России разработал руководство по безопасности, определяющее основные требования к установлению, организации и поддержанию ВХР, направленные на сохранение целостности защитных барьеров и обеспечение радиационной безопасности АЭС с реакторами различного типа [9]. Руководство по безопасности устанавливает ряд основных требований к ВХР АЭС, в том числе:

- ВХР АЭС следует устанавливать, организовывать и поддерживать таким образом, чтобы обеспечивалась целостность защитных барьеров (оболочек теплоделяющих элементов, границы контура теплоносителя, герметичных ограждений локализирующих систем безопасности);
- коррозионное и коррозионно-эрозионное воздействие теплоносителя и других рабочих сред на конструктивные материалы оборудования и трубопроводов систем АЭС не должно приводить к нарушению пределов и условий безопасной эксплуатации АЭС;
- ВХР АЭС должен обеспечивать минимальное количество отложений на теплопередающих поверхностях оборудования и трубопроводов;
- ВХР АЭС должен быть направлен на снижение радиационных полей, возникающих в результате ионизирующего излучения активированных продуктов коррозии, образующих отложения на поверхностях оборудования и трубопроводов систем АЭС, с учетом массопереноса активированных продуктов коррозии в оборудовании и трубопроводах.

За период эксплуатации АЭС в Российской Федерации установлена достаточно обширная нормативная база, регламентирующая ВХР АЭС. Целый ряд федеральных норм и правил в области использования атомной энергии регламентирует отдельные требования к ВХР АЭС и системам его поддержания [10 - 19]. Конкретные методы и средства поддержания качества теплоносителя и других рабочих сред, а также нормы их качества для АЭС с реакторами различного типа установлены в стандартах и нормативных документах Минатома России и эксплуатирующей организации концерн "Росэнергоатом" [20 - 35].

Накопленный опыт эксплуатации АЭС в России и за рубежом обуславливает необходимость пересмотра ряда норм ВХР, в том числе:

- Временных норм на ведение ВХР первого контура атомных электростанций с реакторами типа ВВЭР-440, имеющими корпус с коррозионно-стойкой наплавкой;
- Норм качества воды первого контура реакторов типа ВВЭР. РТМЗ-02-73.

В целях совершенствования ВХР АЭС требуется дальнейшее совершенствование нормативной базы. Для эксплуатируемых блоков АЭС необходима разработка:

- типовых регламентов контроля коррозионного состояния оборудования и трубопроводов АЭС;
- типовых регламентов технологий дезактивации и промывок оборудования и контуров.

В последние годы актуальной задачей является обоснование возможности безопасной эксплуатации блоков АЭС в период дополнительного сверх назначенного проектом срока эксплуатации. В связи с тем, что проектный срок эксплуатации для блоков АЭС устанавливался без учета влияния на ресурс оборудования возможных отклонений показателей ВХР от нормируемых и их продолжительности, а также не разработаны методы оценки влияния отклонений показателей ВХР на снижение ресурса оборудования, требуется проведение научно-исследовательских работ с целью разработки новых подходов к нормированию показателей ВХР. Отдельные работы в данном направлении уже проводятся [36 – 40].

Водно-химический режим первого контура АЭС с ВВЭР

В первом контуре при работе блока АЭС с ВВЭР на мощности применяется слабощелочной восстановительный аммиачно-калиевый ВХР с борной кислотой.

ВХР первого контура должен обеспечивать:

- подавление образования окислительных продуктов радиолиза теплоносителя при работе реактора на мощности;
- проектную коррозионную стойкость конструкционных материалов активной зоны реактора, оборудования и трубопроводов;
- минимальное количество отложений на поверхностях тепловыделяющих сборок активной зоны реактора и теплообменных поверхностях парогенераторов;
- минимизацию накопления активированных продуктов коррозии на поверхностях оборудования и трубопроводов первого контура.

Нормы качества теплоносителя первого контура АЭС с блоками ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при работе реактора на мощности приведены в табл. 1 и 2.

На АЭС с ВВЭР обеспечивается достаточно стабильное поддержание установленных норм качества теплоносителя первого контура. ВХР основных технологических контуров и систем, важных для безопасности, блоков с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 в целом поддерживается в соответствии с требованиями нормативной документации. Периодически отмечаются непродолжительные отклонения от нормируемых показателей по суммарной концентрации щелочных металлов в теплоносителе, концентрации водорода в теплоносителе, а также концентрации кислорода в подпиточной воде из-за неравномерности дозирования аммиака, а также ошибок персонала при химической коррекции теплоносителя. Указанные отклонения от норм ВХР находятся в пределах первого уровня действия, не носят продолжительный характер и происходят в основном в переходные режимы работы блока [41]. Для исключения указанных отклонений от норм ВХР целесообразны разработка и внедрение специальных расчетных программ массопереноса компонентов теплоносителя в системах первого контура, подпитки-продувки, установок очистки и химической коррекции теплоносителя.

Существенную роль для поддержания нормируемых показателей ВХР играют системы очистки теплоносителя. Низкотемпературные ионообменные фильтры установки СВО-1 и СВО-2 имеют достаточно высокую эффективность очистки теплоносителя по ионным примесям. Для очистки теплоносителя от дисперсных загрязнений радиоактивных продуктов коррозии размером 0,2-0,4 мкм проектом блоков АЭС с ВВЭР-1000 с реакторными установками В-320 предусмотрена высокотемпературная очистка теплоносителя на четырех фильтрах с фильтрующей загрузкой из губчатого титана с расходом 100 т/ч через каждый (0,5 % от общего расхода теплоносителя в первом контуре). Результаты проведенных исследований показали, что при переходных режимах работы реакторной установки высокотемпературные фильтры (ВТФ) могут обеспечить эффективную очистку теплоносителя от взвесей и адсорбированных на них радионуклидов. Однако отсутствие эксплуатационного контроля за эффективностью работы фильтров, несоблюдение установленного проектом регламента обслуживания фильтров (периодическая отмывка сорбента, дезактивация или замена сорбента) значительно снижают эффективность ВТФ [42].

Проблемы поддержания ВХР первого контура АЭС с ВВЭР-440 (с реакторными установками В-230) обусловлены недостаточной оснащённостью блоков техническими средствами для химической коррекции теплоносителя и устаревшей нормативной документацией. Отсутствие проботобора подпиточной воды первого контура усложняет выполнение химического контроля. Наиболее характерным отклонением от норм ВХР для блоков АЭС с ВВЭР-440 (1, 2 блоки Кольской АЭС и 3, 4 блоки Нововоронежской АЭС) является снижение прозрачности воды в реакторе и в бассейне выдержки ядерного топлива до 70-86%, что затрудняет перегрузку ядерного топлива. Указанные нарушения прежде всего связаны с недостаточной эффективностью проектных средств очистки воды бассейна выдержки (СВО-4). Требуется разработка тщательного регламента очистки воды при перегрузке ядерного топлива и при необходимости реконструкция систем поддержания ВХР при перегрузке.

На блоках 1 – 4 Кольской АЭС взамен аммиака, вводимого в первый контур на других АЭС с ВВЭР, осуществляется дозирование гидразин-гидрата с целью снижения накопления радиоактивных загрязнений, улучшения радиационной обстановки и снижения доз облучения персонала. Накопленный на Кольской АЭС 20-летний опыт ведения ВХР требует проведения детального анализа.

С точки зрения формирования жидких радиоактивных отходов (ЖРО) слабощелочной восстановительный аммиачно-калиевый ВХР не является самым оптимальным, поскольку использование аммиака приводит к накоплению ЖРО, связанному с необходимостью достаточно частой регенерации фильтров установок спецводоочистки. При проектировании блоков нового поколения целесообразно проанализировать возможность использования водорода для подавления радиолитического теплоносителя взамен аммиака, как это осуществлено на зарубежных блоках АЭС с PWR.

Таблица 1

Нормы качества теплоносителя АЭС с блоками ВВЭР-440 при работе реактора на мощности

Показатель	РТМ 3-02-73 (1984 г.) [28]	ОСТ 10165-85	ОСТ 10301-87	Временные нор- мы на ведение ВХР первого кон- тура АЭС с ВВЭР-440 (1993 г.)
Показатель pH при 25°C	Не менее 6	5,7-10,2	6,0-10,2	5,7-10,2
Суммарная концентрация хлоридов и фторидов, мг/дм ³ , не более	0,1	0,1	0,1	0,1
Концентрация растворенного водорода, мг/дм ³ (нмл/кг)	(30-60)	(30-60)	2,7-5,4 (30-60)	2,7-5,4
Концентрация растворенного кислорода, мг/дм ³ , не более	0,01	0,005	0,005	0,005
Концентрация железа, мг/дм ³ , не более	0,2	0,2	0,2	-
Концентрация аммиака, мг/дм ³ , не менее	5	5	5	5
Концентрация борной кислоты, г/дм ³	0-8	0-9	0-9	0-9
Концентрация меди, мг/дм ³ , не более	-	0,02	0,02	0,02
Концентрация калия, мг/дм ³	2-16,5	-	-	-
Суммарная молярная концентрация щелочных металлов (K+Li+Na), ммоль/дм ³ (в зависимости от концентрации борной кислоты)	-	0,05-0,42	0,05-0,45	0,02-0,5
Концентрация нефтепродуктов, мг/дм ³ , не более	0,05	-	-	-
Суммарная активность радионуклидов йода ¹³¹⁻¹³⁵ I, ГБк/дм ³ , не более	0,37	0,37	0,37	-

Таблица 2

Нормы качества теплоносителя АЭС с блоками ВВЭР-1000 при работе реактора на мощности

Показатель	ОСТ 962-82 (1982 г.)	ОСТ 962-82 (1988 г.)	Временные нормы на ведение ВХР первого контура АЭС с ВВЭР-1000 (1992 г.)	СТП ЭО 0004-00
Показатель pH при 25°C	5,7-10,2	5,7-10,2	5,7-10,2	5,7-10,2
Суммарная концентрация хлоридов и фторидов, мг/дм ³ , не более	0,1	0,1	0,1	-
Концентрация хлорид-иона, мг/дм ³ , не более	-	-	-	0,1
Концентрация нитрат-иона, мг/дм ³ , не более	-	-	-	0,2
Концентрация растворенного водорода, мг/дм ³	2,7-5,4	2,7-5,4	2,7-5,4	2,2-4,5

Показатель	ОСТ 962-82 (1982 г.)	ОСТ 962-82 (1988 г.)	Временные нормы на ведение ВХР первого контура АЭС с ВВЭР-1000 (1992 г.)	СТП ЭО 0004-00
Концентрация растворенного кислорода, мг/дм ³ , не более	0,01	0,005	0,005	0,005
Концентрация железа, мг/дм ³ , не более	0,2	0,2	-	-
Концентрация аммиака, мг/дм ³ , не менее	5	5	5	3
Концентрация борной кислоты, г/дм ³	0-13,5	0-13,5	0-10	0-10
Концентрация меди, мг/дм ³ , не более	-	0,02	0,02	0,02
Суммарная молярная концентрация щелочных металлов (K+Li+Na), ммоль/дм ³ (в зависимости от концентрации борной кислоты)	0,05-0,35	0,05-0,45	0,05-0,5	0,02-0,5
Концентрация нефтепродуктов, мг/дм ³ , не более	-	-	0,05	0,05

Водно-химический режим второго контура АЭС с ВВЭР

Для АЭС с ВВЭР в настоящее время предусматривается ВХР второго контура с коррекционной обработкой питательной воды и конденсата гидразин-гидратом и аммиаком. Нормы качества рабочей среды второго контура АЭС с ВВЭР устанавливают предельно допустимый уровень загрязнений, влияющих на безопасность, надежность и экономичность работы ПГ и оборудования второго контура при различных режимах эксплуатации АЭС. ВХР второго контура должен обеспечивать:

- минимальное количество отложений на теплообменной поверхности ПГ, в проточной части турбин и в конденсатно-питательном тракте;
- предотвращение коррозионных и коррозионно-эрозионных повреждений конструкционных материалов ПГ, оборудования и трубопроводов второго контура;
- минимально достижимый объем сбросов с концентрацией содержащихся в них примесей, не превышающей предельно - допустимой концентрации для водоемов.

Для предотвращения коррозионного растрескивания конструкционных материалов ПГ и коррозионно-эрозионного износа оборудования второго контура с точки зрения технологии ведения ВХР должно быть обеспечено: снижение общего солесодержания котловой воды в ПГ и особенно содержания хлоридов и сульфатов;

- эквивалентность концентраций катионов и анионов для стабильного поддержания величины рНт продувочной воды в слабощелочной области во всех режимах работы ПГ;
- низкое содержание кислорода в конденсате и питательной воде;
- стабильное поддержание величины рН питательной воды.

Основными возможными источниками загрязнения среды второго контура являются:

- добавочная вода после химводоочистки;
- присосы воздуха через неплотности в вакуумной части конденсатного тракта;
- присосы охлаждающей воды через неплотности в конденсаторах турбины;
- протечки сетевой воды в бойлерах теплосети;
- конденсат дренажных баков;
- продукты коррозии конструкционных материалов оборудования и трубопроводов второго контура.

В связи с тем, что наиболее значимым с точки зрения безопасности является обеспечение надежной эксплуатации ПГ, основные нормируемые показатели ВХР второго контура установлены для продувочной воды ПГ. Нормы качества продувочной воды ПГ для АЭС с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 приведены в табл. 3. Для сравнения в табл. 3 приведены нормы качества продувочной воды АЭС с PWR Westinghouse (США) и EDF (Франция).

Как видно из табл. 3, по солевым примесям продувочной воды ПГ EDF на АЭС с PWR Франции нормы в 10 – 100, а на АЭС США – в 5 – 15 раз жестче, чем на АЭС с ВВЭР. Следует отметить, что применяемые для трубной системы ПГ АЭС с PWR конструкционные материалы инконель-600 и инколой-800 имеют склонность к межкристаллитному щелочному растрескиванию металла, поэтому наиболее существенное различие в нормировании концентрации натрия в продувочной воде ПГ (в 100 раз). На АЭС с ВВЭР для трубной системы ПГ применяется аустенитная нержавеющая сталь типа 08X18H10T, не подверженная щелочному растрескиванию.

Нормы качества продувочной воды парогенераторов АЭС с ВВЭР и АЭС с PWR

Показатель	Продувочная вода ПГ АЭС с ВВЭР					Продувочная вода ПГ АЭС с PWR	
	187.01.00.00.00 ОТУ2	8.05-Пр-2298	ОСТ34-37-769-85	"Временные нормы..."	СТП-ЭО-0003-99* [25]	Westing-hous (США)	EDF (Франция)
Удельная электрическая проводимость Н-катионированной пробы, при 25°С, мкСм/см, не более	10	2,0	3,0	5,0	5,0	0,8	0,5
Концентрация хлоридов, мкг/кг, не более	500	500	500	150	100	20	5
Концентрация натрия, мкг/кг, не более	100	Не норм.**	1000	300	300	20	3
Концентрация сульфатов, мкг/кг, не более	Не норм.	Не норм.	Не норм.	Не норм.	200	20	10
Общая жесткость, мкг-экв/кг, не более	50	Не норм.	Не норм.	Не норм.	Не норм.	Не норм.	10*
Кремниевая кислота, мкг/кг, не более	5000	Не норм.	Не норм.	Не норм.	Не норм.	300	Не норм.
Величина рН ₂₅	7,0-8,5	Не норм.	7,8-8,8	8,0-9,2	8,5-9,2	8,5-9,0	9,0-9,3
Общая электропроводимость, мкСм/см, не более	Не норм.	Не норм.	Не норм.	Не норм.	Не норм.	1	2 0,5-5,0

* Нормы качества продувочной воды ПГ АЭС с ВВЭР приведены для солевого отсека холодного торца ПГ.

** Не нормируется.

Коллекторы ПГ на АЭС с ВВЭР выполнены из углеродистой стали, которая в кислой среде имеет высокую скорость общей и локальных видов коррозии. В то же время нормируемые в продувочной воде концентрации анионов (хлоридов и сульфатов) на АЭС Франции в 20 раз меньше, чем на российских АЭС. В основном эта разница определяется различием в величине присосов охлаждающей воды в конденсаторах турбины. В настоящее время на большинстве АЭС с PWR присосы охлаждающей воды в конденсаторах турбины не превышают 40 – 60 мл/ч. На российских АЭС в соответствии с техническими условиями завода-изготовителя турбин присосы охлаждающей воды составляют 36 л/ч, а на некоторых блоках АЭС и эта величина остается недостигнутой (табл. 4). Разработка и внедрение мероприятий по снижению величины присосов охлаждающей воды в конденсаторах турбин существенно повлияют на увеличения ресурса работы основного оборудования АЭС.

Таблица 4

Величина присосов охлаждающей воды в конденсаторах турбин АЭС с ВВЭР

Наименование АЭС	Расчетно-допустимая величина присосов с учетом солесодержания охлаждающей воды, л/ч	Средняя величина присосов в 2002 г., л/ч
Балаковская АЭС	30	8
Калининская АЭС	520	500
Нововоронежская АЭС (5 блок)	85	45
Нововоронежская АЭС (3, 4 блоки)	120	Не более 20
Волгодонская АЭС	32	17
Кольская АЭС	280	105

Проведенный ВНИИАЭС анализ данных о ведении ВХР второго контура на АЭС с ВВЭР-1000 за 2002 г. показал, что в основном уровень эксплуатационных значений нормируемых и диагностических показателей качества питательной и продувочной воды ПГ поддерживался на уровне в 2 раза ниже регламентируемых по стандарту значений. Периодические кратковременные ухудшения показателей качества продувочной воды ПГ связаны в основном с поступлением солевых примесей во второй контур с присосами охлаждающей воды в конденсаторах турбин [43].

На блоках 1-4 Балаковской АЭС за счет выполнения в 2000 - 2001 гг. комплекса мероприятий по уплотнению конденсаторов, внедрения автоматического химического контроля за величиной присосов, своевременного поиска и глушения дефектных трубок в конденсаторах достигнуты минимальные для АЭС с ВВЭР-1000 значения величины присосов охлаждающей воды в конденсаторах (от 2 до 14 кг/ч). Это позволило, наряду с заменой ионообменных смол в фильтрах блочных обессоливающих установок высококачественными импортными ионообменными смолами, поддерживать концентрацию примесей в продувочной воде ПГ блоков 1– 4 Балаковской АЭС в 2002 г. на уровне 10 – 40 мкг/кг.

Низкое солесодержание охлаждающей воды на Калининской АЭС позволяет эксплуатировать блоки с повышенными величинами присосов в конденсаторах турбин, не нарушая норм ВХР. Однако непринятие своевременных мер по обнаружению и глушению дефектных трубок в конденсаторах и несвоевременные действия персонала при критических величинах присосов приводили к отклонениям показателей качества продувочной воды ПГ.

В качестве превентивной меры для предупреждения коррозионного повреждения коллекторов ПГ на всех блоках ВВЭР-1000 предусмотрено периодическое дозирование в питательную воду гидроксида лития.

Опыт эксплуатации блоков АЭС с ВВЭР показал, что ключевая проблема ВХР второго контура - поддержание условий надежной и безопасной эксплуатации ПГ. В последние годы это связано с коррозионным износом теплообменных трубок ПГ, приводящим к нарушениям их целостности, связанным с подшламовой коррозией и коррозионным растрескиванием под напряжением [37].

Коррозионное состояние теплообменных трубок ПГ зависит от количественного и качественного состава отложений на них. Наиболее радикальным из существующих в настоящее время методов предотвращения коррозионного износа теплообменных трубок ПГ является проведение периодических химических промывок ПГ со стороны второго контура. Впервые такие промывки эффективно были проведены на 1-3 блоках АЭС "Козлодуй" в Болгарии с участием российских специалистов в середине 80-х годов прошлого столетия. В дальнейшем после ряда технологических усовершенствований промывка ПГ осуществляется как на российских АЭС с ВВЭР (блоков 1 - 4 Балаковской АЭС, блоков 3 - 5 Нововоронежской АЭС, блока 2 Кольской АЭС), так и на АЭС с ВВЭР на Украине [44, 45]. Эффективным методом промывки ПГ может служить разработанная в последние годы промывка ПГ при расхолаживании реакторной установки [46,47].

Однако химические промывки ПГ влияют на коррозионное состояние конструкционных материалов ПГ, а также приводят к образованию значительных объемов трудноперерабатываемых жидких радиоактивных отходов, поэтому принятие решения об их проведении должно быть основано на всестороннем анализе состояния поверхностей теплообменных трубок ПГ, их удельной загрязненности и составе отложений. В этой связи установленная из опыта эксплуатации барабанных котлов тепловых электростанций предельная величина удельной загрязненности теплообменных трубок ПГ, равная 150 г/м², требует обоснования. Необходимо также усовершенствование методов ее контроля.

Разработанные и реализуемые в последние годы мероприятия по совершенствованию ВХР второго контура, такие как коррекционная обработка рабочей среды второго контура гидроокисью лития [37], морфалином [48, 49], этаноламином [50], консервация пленкообразующими аминами [51], наряду с повышением плотности конденсаторов турбин и вакуумной части конденсатного тракта, внедрением автоматического химического контроля, могут существенно повлиять на процесс образования отложений на теплообменных поверхностях ПГ.

Сложность поддержания ВХР второго контура связана с применением для оборудования и трубопроводов второго контура различных конструкционных материалов: аустенитные хромоникелевые стали (08X18H10T), углеродистые стали (ст. 20, 16 ГС, 10ГН2МФА), медные сплавы (МНЖ 5-1, Л 68).

При модернизации эксплуатируемых блоков АЭС с ВВЭР целесообразно проанализировать возможность и экономическую целесообразность замены медных сплавов в подогревателях низкого давления и в конденсаторах турбин, а при проектировании блоков нового поколения – отказ от использования медных сплавов в оборудовании второго контура.

Водно-химический режим АЭС с РБМК -1000

Для блоков АЭС с РБМК-1000 поддерживается бескоррекционный ВХР. ВХР АЭС с РБМК должен решать следующие задачи:

- обеспечение проектной коррозионной стойкости используемых конструкционных материалов активной зоны реактора, контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) и конденсатно-питательного тракта (КПТ);
- концентрации примесей в теплоносителе КМПЦ и КПТ должны поддерживаться на практически достижимом минимальном уровне.

Средствами поддержания ВХР основного технологического контура блока АЭС с РБМК-1000 являются:

- непрерывная очистка воды КМПЦ на установке байпасной очистки воды;
- 100%-ная очистка конденсата турбин и всех потоков теплоносителя, поступающих в конденсатор турбин, на конденсатоочистке;
- подготовка добавочной воды требуемого качества на установках спецводоочистки для заполнения и подпитки контура.

Нормы качества теплоносителя основного технологического контура АЭС с реактором РБМК-1000 для энергетического режима приведены в табл. 5.

Накопленный опыт эксплуатации действующих блоков АЭС с реакторами РБМК-1000 позволил существенно улучшить качество теплоносителя основного технологического контура и добавочной воды в различных режимах эксплуатации по сравнению с требованиями действующего нормативного документа даже без модернизации технических средств поддержания ВХР. В течение последних 5 – 7 лет достигнут заметный прогресс в организации химической технологии и контроля на АЭС за счет реализации ряда технических мероприятий по совершенствованию ведения ВХР, включая:

- повышение оперативности обнаружения и устранения присосов охлаждающей воды в конденсаторах турбин;
- повышение эффективности очистки установки очистки турбинного конденсата и байпасной очистки воды КМПЦ (за счет регулярного эксплуатационного контроля качества ионитов, их своевременной замены);
- предотвращение загрязнения теплоносителя органическими веществами (продуктами измельчения ионообменных смол, дезактивирующими растворами и т.д.).

Отклонения показателей качества воды КМПЦ от установившегося уровня, как правило, носят эпизодический характер и отмечаются в переходных режимах реакторной установки, при повышенных присосах охлаждающей воды в конденсаторах турбин, а также при недостаточных отмывках ионообменных смол конденсатоочистки после их регенерации.

В 1997–1999 гг. выявлены однотипные коррозионные повреждения опускных трубопроводов из аустенитных сталей Ду300 КМПЦ на всех энергоблоках РБМК-1000. Согласно результатам фрактографических и других металлогрфических исследований, трещины имеют межкристаллитный характер и развивались по механизму межкристаллитного коррозионного растрескивания под напряжением (МКРПН) в зоне термического влияния (ЗТВ) сварного соединения с внутренней стороны при влиянии коррозионной водной среды КМПЦ [52, 53].

Аналогичные проблемы в 70-х годах возникли на АЭС с корпусными кипящими реакторами типа BWR, где циркуляционные трубопроводы изготовлены из нестабилизированной аустенитной стали. На АЭС с реакторами РБМК России, Украины и Литвы повреждения сварных соединений обнаружены значительно позже. Столь значительное различие наработки на отказ (10 – 15 лет), так же, как и на АЭС с кипящими реакторами BWR Германии, в значительной степени обусловлено изготовлением циркуляционных трубопроводов из более устойчивой к данному повреждению стабилизированной аустенитной стали. На зарубежных АЭС с кипящими реакторами проблема предотвращения межкристаллитного коррозионного растрескивания под напряжением циркуляционных трубопроводов в значительной степени решена за счет совершенствования ВХР. В качестве одной из первых основных мер по предотвращению развития МКРПН был рекомендован и в течение более 15 лет используется водородный ВХР взамен бескоррекционного ВХР. Основным результатом реализации водородного ВХР заключается в смещении коррозионного потенциала стали в пассивную область (менее 230 мВ) за счет дозирования водорода в питательную воду [54, 55]. В настоящее время отсутствуют работы по возможности реализации водородного режима для РБМК-1000, однако очевидно, что его внедрение требует серьезной реконструкции целого ряда систем, в том числе систем газоудаления.

Выполненный анализ эксплуатационных режимов энергоблоков РБМК-1000 показал, что наиболее опасными для развития коррозионного растрескивания под напряжением трубопроводов КМПЦ является режим пуска блока и гидроопрессовки без предварительной деаэрации и очистки теплоносителя, когда при достаточно высокой температуре (150–200°C) в теплоносителе присутствует растворенный кислород в значительных концентрациях (более 100 мкг/дм³), удельная электропроводимость воды находится в интервале 0,7 – 1,5 мкСм/см, а водородный показатель pH не превышает 6. По оценкам, основанным на результатах исследований скорости роста трещин в аустенитных трубопроводах КМПЦ, снижение в периоды пусков удельной электропроводимости реакторной воды до 0,2 - 0,3 мкСм/см и концентрации кислорода менее 100 мкг/дм³ может обеспечить замедление роста трещин на действующих энергоблоках РБМК-1000. В связи с изложенным одним из способов предотвращения рассматриваемого вида коррозионных повреждений является осуществление "деаэрированного" пуска, обеспечивающего снижение концентрации растворенного кислорода до достижения температуры теплоносителя более 130°C. [56]. На блоках Ленинградской, Смоленской и Курской АЭС в 2001-2003 гг. проведены опытно-промышленные испытания "деаэрированного" пуска. Анализ результатов показал возможность достижения низких концентраций растворенного в воде КМПЦ кислорода (до 50 мкг/дм³) и удельной электропроводимости (до 0,3 мкСм/см) еще до разогрева КМПЦ до 130°C.

Таблица 5

Значения показателей качества воды КМПЦ, конденсата после конденсатоочистки, питательной воды, воды контура СУЗ, воды заполнения и подпиточной воды контуров в энергетическом режиме работы энергоблоков (СТП ЭО 0005-01)

Показатель	Значения показателей качества								
	Вода КМПЦ		Конденсат после конденсатоочистки		Питательная вода		Вода контура СУЗ		Вода заполнения и подпиточная вода контуров
	Нормируемые	Диагностические	Нормируемые	Диагностические	Нормируемые	Диагностические	Нормируемые	Диагностические	Нормируемые
Удельная электрическая проводимость, мкСм/см, не более	0,3 0,4 (ЛАЭС)*	-	0,1	-	0,1	-	-	-	1,3
Водородный показатель pH	6,5 - 8,0	-	-	6,8 - 7,1	-	6,8 - 7,1	4,5 - 6,5	-	5,5 - 7,2
Массовая концентрация меди, мкг/дм ³ , не более	10	-	-	2	-	2	-	-	-
Массовая концентрация хлорид-ионов, мкг/дм ³ , не более	20 25 (ЛАЭС)	-	-	2	-	2	20	-	10
Массовая концентрация растворенного кислорода, мкг/дм ³ , не более	-	-	-	50	20	-	-	-	-
Массовая концентрация кремниевой кислоты, мкг/дм ³ , не более	-	500	-	-	-	-	-	-	-
Массовая концентрация железа, мкг/дм ³ , не более	-	20	-	5	-	5	-	20	30
Массовая концентрация натрия, мкг/дм ³ , не более	-	-	-	2	-	-	-	-	10
Массовая концентрация нефтепродуктов, мкг/дм ³ , не более	-	100	-	80	-	80	-	-	100
Массовая концентрация алюминия, мкг/дм ³ , не более	-	-	-	-	-	-	-	15	-

* Ленинградская АЭС

Для снижения риска инициирования и роста коррозионных трещин в сварных соединениях аустенитных трубопроводов КМПЦ АЭС с РБМК в периоды проведения "горячих" гидроопрессовок целесообразно также рассмотреть возможность снижения их количества и температуры проведения. Регулярное проведение деаэрации теплоносителя в периоды пусков обеспечит снижение риска инициирования и скорости роста трещин в сварных соединениях трубопроводов КМПЦ во время эксплуатации энергоблоков АЭС с реакторами РБМК. В дальнейшем необходимо выполнить количественную оценку взаимосвязи между проведением деаэрации в периоды пусков и ростом трещин на блоках.

Предусмотренные проектом АЭС с РБМК-1000 системы поддержания ВХР и организация химического контроля на АЭС были направлены на снижение концентрации хлоридов. Сульфат-ион рассматривался как коррозионно-неактивная примесь. Внедрение метода ионной хроматографии подтвердило прогресс в устранении хлоридов, но выявило наличие в теплоносителе других примесей, таких как сульфаты, нитраты и карбоновые кислоты. Для надежного прогнозирования ресурса оборудования необходимо пересмотреть существующие показатели качества теплоносителя АЭС с РБМК. В настоящее время проводится разработка требований к контролю и обоснованию предельно допустимой концентрации сульфат-иона в теплоносителе [57]. Для реализации данной работы необходимо оснащение АЭС современными жидкостными хроматографами.

Для предотвращения МКРПН электрохимический потенциал аустенитной стали в эксплуатационных условиях должен поддерживаться менее критического уровня, соответствующего области иммунности стали к данному виду коррозии. Для контроля за протеканием МКРПН по опыту зарубежных АЭС необходимо обеспечить непрерывное измерение электрохимического потенциала аустенитной стали в контакте с теплоносителем. В настоящее время с целью непрерывного контроля за коррозионным состоянием сварных соединений на действующих РБМК-1000 проводятся работы по внедрению систем измерения высокотемпературного электрохимического потенциала. На блоке 3 Ленинградской АЭС смонтированы и подготовлены к опытно-промышленной эксплуатации системы коррозионного мониторинга и автоматического химического контроля теплоносителя. Планируется внедрение данных методов измерения на Курской АЭС и Смоленской АЭС [58].

Одной из важных задач ведения ВХР является снижение накопления радиоактивных отложений на поверхностях оборудования. В условиях ведения нейтрального бескоррекционного ВХР АЭС с РБМК-1000 в результате коррозии основного технологического контура в реактор с питательной водой ежегодно поступает до 200 кг продуктов коррозии, где они активируются с образованием радионуклидов коррозионного происхождения. Сложная разветвленная технологическая схема циркуляционного контура охлаждения канального реактора РБМК-1000 с большим количеством запорно-регулирующей арматуры и контрольно-измерительной аппаратуры обуславливает значительный объем ремонтных работ в зоне воздействия ионизирующего излучения, что приводит к существенным коллективным дозам персонала и привлекаемых работников при ежегодных планово-предупредительных ремонтах и проведении реконструкций. Для снижения коллективных доз персонала осуществляются предремонтные дезактивации оборудования КМПЦ с использованием гидравлических и химических методов очистки [59, 60].

Заключение

Надежность работы любого теплоэнергетического оборудования определяется в основном взаимным влиянием трех факторов:

- конструкционный материал оборудования;
- конструкция оборудования;
- физико-химические свойства рабочей среды.

На эксплуатируемых блоках АЭС, по существу, единственным фактором, который можно при умеренных затратах оптимизировать для повышения надежности оборудования, является последний из вышеуказанных, т.е. ВХР. И, наоборот, последствия применения необоснованного ВХР могут оказать самые серьезные негативные последствия на надежность оборудования и безопасность блока АЭС в целом. Таким образом, ВХР АЭС является одним из инструментов управления сроком службы АЭС. Однако только средствами ВХР кардинально повысить надежность оборудования в принципе невозможно. Например:

- без обеспечения необходимой плотности конденсаторов турбин любые, самые современные технологии очистки турбинного конденсата не обеспечат требуемого качества питательной воды;
- применение разнородных конструкционных материалов не позволяет поддерживать величину рН воды второго контура, соответствующую минимальной скорости коррозии каждого из них, что вынуждает устанавливать оптимальный рН только для определенной группы оборудования;
- снижение скорости эрозионно-коррозионного износа оборудования и трубопроводов пароводяного тракта (ПВД, трубопроводов влажного пара) методами оптимизации ВХР достигается лишь частично, для радикального решения этой проблемы необходимо применение сталей с содержанием хрома около 2%;
- снижение накопления активированных продуктов коррозии на поверхностях оборудования и трубопроводов первого контура АЭС с ВВЭР методами оптимизации рН₁ теплоносителя может быть достигнуто частично, для радикального решения необходимо применение сталей с низким содержанием кобальта.

То есть, совершенствование ВХР, как фактора повышения надежности оборудования и соответственно обеспечения безопасной эксплуатации АЭС, имеет свои объективные ограничения. С момента пуска первых блоков АЭС в России нормы ВХР основных контуров неоднократно пересматривались и предельные величины нормируемых показателей постоянно снижались. Так, за 15 лет во втором контуре АЭС с ВВЭР допустимая концентрация хлорид-иона в продувочной воде ПГ была постепенно снижена в 5 раз, концентрация натрия – более чем в 3 раза, концентрации меди и железа в питательной воде – в 1,5–2 раза. Аналогичное положение и с нормами ВХР на АЭС с РБМК. В действующем нормативном документе предельный уровень удельной электропроводимости снижен с 1 до 0,3 мкСм/см, снижены максимально допустимые концентрации хлорид-иона со 100 до 20 мкг/дм³, меди – с 20 до 10 мкг/дм³, железа – с 50 до 20 мкг/дм³. Ужесточение норм в основном достигалось проведением организационно-технических мероприятий за счет повышения уровня эксплуатации и культуры безопасности при минимальном объеме реконструкций оборудования. В настоящее время этот ресурс практически исчерпан, и тем не менее, качество теплоносителя российских АЭС, особенно по второму контуру ВВЭР, на порядок хуже, чем на зарубежных АЭС с PWR.

Таким образом, повышение надежности оборудования АЭС и безопасности эксплуатации АЭС должно осуществляться на основе многофакторного анализа. Такой подход возможен в полном объеме при проектировании блоков АЭС следующего поколения. На эксплуатируемых же блоках такой подход может быть осуществлен лишь частично. При реконструкции и модернизации блоков АЭС должны быть рассмотрены следующие направления работ по повышению надежности и безопасности:

- частичная замена конструкционных материалов (ПНД, конденсаторы турбин);
- реконструкция систем поддержания ВХР (установки приготовления добавочной воды, установки очистки турбинного конденсата, узлы реагентов и установки коррекции химического состава теплоносителя, системы технического водоснабжения ответственных потребителей, установки спецводоочистки и т.д.);
- оснащение АЭС системами автоматического химического контроля.

За последние годы для совершенствования ВХР эксплуатируемых блоков АЭС выполнен целый комплекс научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, а также проведены организационно-технические мероприятия по следующим основным направлениям:

- научно-техническое обоснование, разработка и внедрение новых нормативных документов и пересмотр действующих стандартов по ВХР АЭС;
- создание во ВНИИАЭС Центра химической поддержки по вопросам ведения химической технологии на АЭС с ВВЭР;
- снижение присосов охлаждающей воды в конденсаторах турбоагрегатов;
- внедрение новых технологий дезактиваций, химических отмывок и консервации оборудования и очистки технологических сред.

Планируется дальнейшее развитие работ по совершенствованию ВХР АЭС в направлениях, достаточно полно рассмотренных на международном научно-техническом совещании "Водно-химический режим АЭС" на Смоленской АЭС в октябре 2003 г. [61].

Выводы

1. На блоках АЭС с ВВЭР и РБМК в основном обеспечивается стабильное поддержание ВХР основных и вспомогательных контуров в соответствии с требованиями нормативных документов.
2. В целях совершенствования ВХР АЭС научно-исследовательскими и опытно-конструкторскими и проектными организациями осуществляется комплекс работ, направленных на обеспечение безопасной, надежной и экономичной эксплуатации блоков АЭС.
3. ВХР АЭС, являясь одним из важнейших инструментов повышения надежности оборудования и управления сроком службы эксплуатируемых блоков, имеет свои объективные ограничения, вызванные конструктивными особенностями оборудования и используемыми конструкционными материалами. Повышение надежности оборудования АЭС должно осуществляться на основе многофакторного анализа.

Литература

1. Коррозионная стойкость реакторных материалов. Справочник. - М.: Атомиздат, 1976.
2. В.В. Герасимов. Коррозия реакторных материалов. - М.: Атомиздат, 1980.
3. В.В. Герасимов. Коррозия сталей в нейтральных водных средах. - М.: Металлургия, 1981.
4. В.Л. Богоявленский. Коррозия сталей на АЭС с водным теплоносителем. - М.: Энергоатомиздат, 1984.
5. В.В. Герасимов, А.И. Касперович, О.И. Мартынова. Водный режим атомных электростанций. - М.: Атомиздат, 1976.
6. М.С. Шкроб и Ф.Г. Прохоров. Водоподготовка и водный режим паротурбинных электростанций. - М.: Государственное энергетическое издательство, 1951.
7. Operational Limits and Conditions for Nuclear Power Plants, A Safety Guide, Серия изданий по безопасности N 50, МАГАТЭ, Вена, 1979.
8. Safety aspects of water chemistry in light water reactors. A technical document issued by the IAEA, IAEA –TECDOC-489, Vienna, 1988.
9. Водно-химический режим атомных станций. Основные требования безопасности. РБ-002-97.

10. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97, НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97).
11. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-008-89).
12. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. ПБЯ РУ АС-89 (ПНАЭ Г-1-024-90).
13. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики ПБ-ЯТ-ХТ-90 (ПНАЭ Г-14-029-91).
14. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомной станции с реакторами типа ВВЭР. НП-006-98 (ПНАЭ Г-01-036-95).
15. Типовое содержание технического обоснования безопасности атомных станций. ТС ТОб АС-85 (ПНАЭ Г-1-001-85).
16. Требования к программе обеспечения качества для атомных станций. НП-011-99.
17. Правила устройства и эксплуатации локализирующих систем безопасности атомных станций. НП-010-98.
18. Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции. НП-040-02.
19. Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций. НП-002-97 (ПНАЭ Г-14-41-97).
20. Водно-химический режим основного технологического контура и вспомогательных систем атомных электростанций с реакторами РБМК-1000. СТП ЭО 0005-01.
21. ГОСТ 26841-86. Режим атомных электростанций с кипящими реакторами большой мощности водно-химический. Нормы качества водного теплоносителя основного контура и контура системы управления и защиты, средства их обеспечения.
22. РД ЭО 00047-95 "Деактивация оборудования и трубопроводов АЭС с РБМК-1000. Типовая программа".
23. Водно-химический режим первого контура энергоблоков атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000. Нормы качества теплоносителя и средства их обеспечения. СТП ЭО 0004-00.
24. Водно-химический режим второго контура атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000 при вводе энергоблока в эксплуатацию. Нормы качества рабочей среды и средства их обеспечения. СТП ЭО 0006-02.
25. Водно-химический режим второго контура атомных электростанций с реакторами типа ВВЭР-1000. Нормы качества рабочей среды и средства их обеспечения. СТП-ЭО-0003-99.
26. Водно-химический режим второго контура атомных электростанций с реакторами типа ВВЭР-440. Нормы качества рабочей среды и средства их обеспечения. СТП-ЭО-0035-95.
27. Временные нормы на ведение ВХР первого контура атомных электростанций с реакторами типа ВВЭР-440, имеющими корпус с коррозионно-стойкой наплавкой.
28. Нормы качества воды первого контура реакторов типа ВВЭР. РТМ 3-02-73.
29. Приборы и средства автоматизации для атомных станций. Общие технические требования (ОТТ) 08042462.
30. Специальные условия поставки оборудования, приборов, материалов и изделий для объектов атомной энергетики, 1987 г.
31. Основные правила обеспечения эксплуатации атомных станций. РД ЭО 0348-02.
32. Консервация оборудования и трубопроводов вторых контуров АЭС с ВВЭР с использованием аминов. РД ЭО 0408-02.
33. Средства измерительной техники в составе систем химического контроля водно-химического водного теплоносителя на атомных станциях. Общие технические требования. РД ЭО 0418-02.
34. РД ЭО 0161-99. Требования к входному и эксплуатационному контролю ионообменных смол для атомных электростанций с реактором типа ВВЭР.
35. РД-ЭО 0368-02. Методики входного и эксплуатационного контроля ионитов на атомных электростанциях.
36. Локальная коррозия металла теплоэнергетического оборудования // Под ред. В.П. Горбатовых. - М.: Энергоатомиздат, 1992. О подходе к нормированию водного режима второго контура АЭС с ВВЭР-1000 // В.А. Мамет, С.Ф. Ерпылева, Г.Ф. Банюк, Ю.В. Харитонов, Р.Б. Шарафутдинов // Теплоэнергетика, 1998. №11.
38. Повалишин Н.Б. О регламентировании показателей ВХР и воздействии нарушений на ресурс реакторной установки / Второе научно-техническое совещание "Проблемы и перспективы развития химического и радиохимического контроля в атомной энергетике", 16 – 18 сентября, 2003 г.
39. Герасимов В.В., Горбатовых В.П., Морозов А.В. Некоторые аспекты управления сроком службы металла теплоэнергетического оборудования АЭС // Теплоэнергетика. - 2000. № 8.
40. Хемометрический анализ связи надежности элементов оборудования АЭС со значениями нормируемых показателей качества ВХР/ П.С.Стяжкин, В.Г.Крицкий и др. // Международное научно-техническое совещание "Водно-химический режим АЭС", Смоленская АЭС, 13-17 октября 2003 г. Тез. докл. // ВНИИАЭС, 2003.

41. Анализ ведения водно-химического режима первых контуров АЭС России с реакторами ВВЭР-1000 / В.Ф. Тяпков, В.А. Юрманов, С.И. Брыков и др. // Международное научно-техническое совещание "Водно-химический режим АЭС", Смоленская АЭС, 13-17 октября 2003 г. Тез. докл. // ВНИИАЭС, 2003.
42. Ефимов А.А., Гусев Б.А. Анализ работы высокотемпературных фильтров очистки теплоносителя АЭС с ВВЭР // Международное научн. техн. совещание "Водно-химический режим АЭС", Смоленская АЭС, 13 –17 октября, 2003 г. Тез. докладов // ВНИИАЭС, 2003.
43. Анализ ведения водно-химического режима второго контура АЭС с ВВЭР-1000 России / В.Ф. Тяпков, С.Ф. Ерпылёва и др. // Международное научно-техническое совещание "Водно-химический режим АЭС", Смоленская АЭС, 13 –17 октября 2003 г. Тез. докладов // ВНИИАЭС, 2003.
44. Совершенствование технологии химических промывок парогенераторов АЭС с ВВЭР / О.П. Архипов, С.И. Брыков, Л.А. Сиряпина и др. // Теплоэнергетика. - 2001. - № 8.
45. Ермолаев Н.П., Смыков В.Б., Иванов В.Н. Новая технология эксплуатационной химической промывки парогенераторов ВВЭР // Теплоэнергетика. - 2002. - № 7.
46. Опыт-промышленное проведение химической отмывки парогенератора ПТВ-1000 при расхолаживании энергоблока / С.И. Брыков, Г.Ф. Банюк, С.Ф. Ерпылева, Н.С. Круглов // Теплоэнергетика. - 1993. - № 7
47. Опыт проведения химических промывок парогенератора ПГВ-1000 при расхолаживании реакторной установки / О.П. Архипов, С.И. Брыков, Г.Ф. Банюк, Н.В. Замфираки // Теплоэнергетика. - 2000. - № 2.
48. J. Stevens, B. Fellers, S. Orbon. "Steam Generator Deposit Control Program Assessment at Comanche Peak". International Conference "Chemistry in water reactors", SPEEN, Avignon, France, 22-26 April 2002.
49. Архипенко А.В. Состояние водно-химических режимов основных и вспомогательных контуров АЭС Украины и основные направления их совершенствования // Международное научно-техническое совещание "Водно-химический режим АЭС", Смоленская АЭС, 13 –17 октября 2003 г. Тез. докладов // ВНИИАЭС, 2003.
50. Smiesko, J. Bystriansky, A.Szalo "Use of Ethanolamine for Alkalisiation of Secondary Coolant First Experience at VVER Reactor. International Conference "Chemistry in water reactors", SPEEN, Avignon, France, 22 -26 April, 2002.
51. К вопросу о консервации оборудования ТЭС и АЭС с использованием пленкообразующих аминов / Г.А. Филиппов, О.И. Мартынова, А.Н. Кукушкин и др. // Теплоэнергетика. - 1999. - № 4.
52. Исследование причин растрескивания околошовных зон трубопроводов Ду300 и разработка мероприятий по их предотвращению / В.Г. Крицкий, В.И. Лебедев и др. // Атомное энергомашиностроение. Труды ЦКТИ. Выпуск 282 // СПб, 2002.
53. Исследование причин и разработка мероприятий по предотвращению причин растрескивания околошовных зон трубопроводов Ду300 / В.Г. Крицкий, С.Л. Буторин и др. // The International conference material issues in design, manufacturing and operation of nuclear power plantis equipment, 17-21 June 2002 // St.-Petersburg, RUSSIA
54. Andersen P.Z. Effect of transients in water chemistry, temperature and loading on intergranular stress corrosion cracking of AISI304 stainless steel. Corrosion (USA). 1986. Т.42. №3. С.169-180.
55. BWR Water Chemistry Guidelines - 2000 Revision. EPRI. May. 2000.
56. Отработка технологии деаэрированных пусков АЭС с РБМК / В.Ф. Тяпков, В.Н. Белоус и др. // Международное научно-техническое совещание "Водно-химический режим АЭС", Смоленская АЭС, 13 –17 октября 2003 г. Тез. докладов // ВНИИАЭС, 2003.
57. Юрманов. В.А. Белоус В.Н. Анализ влияния сульфатов на коррозионное растрескивание аустенитных сталей на АЭС с РБМК // Международное научно-техническое совещание "Водно-химический режим АЭС", Смоленская АЭС, 13 –17 октября 2003 г. Тез. докладов // ВНИИАЭС, 2003.
58. Анализ ведения водно-химического режима основного технологического контура и вспомогательных систем АЭС с РБМК и основные направления совершенствования ВХР / Т.М. Егорова. В.Г. Крицкий и др // Международное научно-техническое совещание "Водно-химический режим АЭС", Смоленская АЭС, 13 –17 октября 2003 г. Тез. докладов // ВНИИАЭС, 2003.
59. Деактивация оборудования и систем 1-го контура блока ЛАЭС при выходе их из эксплуатации / В.М. Симановский, Н.И. Ампелогова и др. // Атомная энергия. - 1998 - Т.85. - Вып. 2.
60. Опыт проведения дезактивации КМПЦ энергоблоков с РБМК / А.М. Алешин, Б.А. Гусев и др. // Международное научно-техническое совещание "Водно-химический режим АЭС", Смоленская АЭС, 13 –17 октября 2003 г. Тез. докладов // ВНИИАЭС, 2003.
61. Тезисы докладов международного научно-технического совещания "Водно-химический режим АЭС", Смоленская АЭС, 13 –17 октября 2003 г. // ВНИИАЭС, 2003.