

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ВХР НА КОРРОЗИОННЫЕ ПРОЦЕССЫ НА МАТЕРИАЛАХ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРОВ ВВЭР

*В.С. Красноруцкий¹, И.А. Петельгузов¹, В.М. Грицина¹, М.В. Третьяков¹,
Е.А. Слабоспицкая¹, В.А. Зуёк¹, А.В. Архипенко², В.И. Кузнецов³,
Д.А. Соколов³, В.Н. Гладышев³*

¹*Научно-технический комплекс «Ядерный топливный цикл» ННЦ ХФТИ,
Харьков, Украина;*

²*Национальная атомная энергогенерирующая компания «Энергоатом»,
Киев, Украина;*

³*Южно-Украинская АЭС, Южноукраинск, Украина*

E-mail: petelg@kipt.kharkov.ua; факс +38(057)335-37-74, тел. +38(057)-335-67-67

В рамках МАГАТЭ с 2006 г. выполняется проект по проблеме «Оптимизация технологий водно-химического режима для обеспечения надёжного поведения топлива при высоких выгораниях и на стареющих станциях (FUWAC) на 2006-2010 гг.», в котором принимают участие представители 15 стран и в их числе от Украины – НТК ЯТЦ ННЦ ХФТИ. В настоящей работе представлены результаты анализа научно-технической информации и данных о механизмах и видах коррозии материалов 1-го контура реакторов типа ВВЭР, а также результаты лабораторных исследований процессов коррозии циркониевых сплавов и сталей при разных значениях водородного показателя (рН) коррозионной среды.

1. ТИПЫ КОРРОЗИОННЫХ ЯВЛЕНИЙ НА ОБОЛОЧКАХ ТВЭЛОВ

При эксплуатации и простое ЯЭУ в контурах протекают коррозионные процессы, обусловленные воздействием воды.

На циркониевых оболочках ТВЭлов происходят разные типы коррозионных явлений:

- равномерная или фронтальная коррозия [1-3];
- нодульная коррозия (очаговая, на глубину до 100 мкм и более) [3,4];
- фреттинг-коррозия [5];
- дебриз-коррозия [6,7];
- коррозия под наносами и осадками взвешенных и растворённых частиц в теплоносителе (CILC-коррозия) [6-9].

Последние два типа коррозии наблюдаются при отклонениях от нормативных показателей водно-химического режима (ВХР) или при нарушении режимов эксплуатации ТВЭлов.

К числу основных конструкционных материалов первого контура реакторных установок относятся нержавеющие аустенитные стали типа 06-, 08-, 12-X18H10T. Внутренняя поверхность корпуса реактора и трубопроводов защищена наплавкой из двух слоёв коррозионно-стойких сталей – слоя из стали Св-07Х25Н13, прилегающего к корпусу, и наружного слоя из стали 04Х20Н10Г2Б, контактирующего с теплоносителем.

Площадь поверхности, занимаемая такими сталями в системе органов первого контура, составляет на менее 18000 м² [10]. По данным работы [11], скорость коррозии аустенитной стали типа 08Х18Н10Т составляет 0,4 мг/(м²·ч). При такой величине скорости коррозии на поверхностях конструкций образуются значительные количества продуктов коррозии, которые частично переходят в теплоноситель, а затем разносятся по контуру. Однако детальных ис-

следований процесса коррозии сталей и особенностей образования оксидов на них в условиях водного теплоносителя реакторов ВВЭР проведено недостаточно, поэтому остаётся много неясного в механизмах коррозии и образования коррозионных продуктов и отложений на поверхностях конструкций первого контура.

2. ВОДНО-ХИМИЧЕСКИЕ РЕЖИМЫ АЭС С РЕАКТОРАМИ ТИПА ВВЭР

Атомные реакторы типа ВВЭР, разработанные ещё в СССР, успешно эксплуатируются в Украине, а также в России, Словакии, Чехии, Финляндии, Болгарии и других странах. В первом контуре АЭС с ВВЭР применяется восстановительный слабощелочной аммиачно-калиевый водно-химический режим. ВХР реакторов типа PWR отличается от ВХР реакторами ВВЭР в первую очередь составом корректирующих добавок:

- для подавления образования окислительных продуктов радиолиза на АЭС с PWR в первый контур дозируется газообразный водород, на АЭС с ВВЭР – аммиак, который разлагается с выделением водорода в процессе радиолиза;

- для нейтрализации кислотного эффекта борной кислоты и создания слабощелочной реакции среды на АЭС с PWR дозируется гидроокись лития, а на АЭС с ВВЭР – гидроокись калия.

Успешная работа АЭС с ВВЭР не в последнюю очередь связана с удачно выбранным составом теплоносителя и режимом его применения, что обеспечивает достаточно стабильное поддержание установленных норм качества теплоносителя первого контура энергоблоков с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 [12].

При эксплуатации РУ в теплоноситель переходят окислы конструкционных материалов, что загрязняя-

ет теплоноситель. Кроме этого, источниками загрязнения в первом контуре являются также вода первичного заполнения и подпиточная вода, содержащая некоторое количество солей, примеси в корректирующих реагентах, а также случайные загрязнения, попадающие в контур в процессе монтажа и ремонта.

Существенной проблемой на АЭС с ВВЭР является миграция примесей в первом контуре, которые активируются в активной зоне реактора, и, отлагаясь на элементах контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ), повышают мощность дозы ионизирующих излучений от этих элементов.

Значимость проблемы отложений возрастает при переходе на более длительные сроки эксплуатации и на более долговременные топливные циклы.

Требуется разработка тщательного регламента очистки воды при перегрузке ядерного топлива и при необходимости реконструкции систем поддержания ВХР при перегрузках топлива [13,14].

В связи со старением оборудования атомных станций идут интенсивные поиски тех участков, которые будут повышать риски эксплуатации как с точки зрения повышения коррозии материалов, так и снижения прочностных характеристик. Важны наблюдения за соотношением продуктов коррозии в питательной и реакторной воде [15].

В научном плане большое внимание уделяется исследованиям радиолитиза воды, роли водорода в межкристаллитной коррозии конструкционных сталей и труб КМПЦ.

3. СОСТОЯНИЕ ВХР НА ЮЖНО-УКРАИНСКОЙ АЭС

В составе ЮУАЭС находятся три реакторных блока, эксплуатируемых различное время: 1-й блок – с 1982 г., 2-й – с 1985 г., 3-й – с 1989 г.

Показатели водно-химического режима на ЮУ АЭС регулируются и контролируются службой эксплуатации, водоподготовки и контроля ВХР.

Анализ данных ЮУАЭС о состоянии теплоносителя первого контура энергоблоков 1-3 показывает, что ВХР находится на уровне требований нормативной документации на качество теплоносителя для реакторов ВВЭР-1000 (ГНД 95.1.06.02.001-02) [16].

По нормируемым показателям: концентрации хлоридов, фторидов, растворённому кислороду и водороду, по сумме щелочных элементов за 3 года наблюдений в процессе выполнения проекта не было ни одного случая выхода за пределы нормативных значений.

Диагностические показатели по примесям железа, меди, аммиака также не выходили за пределы допустимых значений (табл. 1) [12].

В целом отмечается, что существенных отклонений в ведении ВХР теплоносителя первого контура

от установленных норм за периоды годовых кампаний не зафиксировано.

В Украине также проводятся работы по обоснованию работоспособности смешанных загрузок ядерного топлива различных альтернативных поставщиков. В настоящее время на третьем блоке ЮУАЭС осуществляется опытно-промышленная эксплуатация загрузки, состоящей из топлива поставки ОАО ТВЭЛ и компании Westinghouse. Номенклатура конструкционных материалов, применяемых при изготовлении твэлов и ТВС этих производителей, различна.

Как сказано выше, ВХР реакторов ВВЭР и PWR разный. Топливо производства Westinghouse применяется и показывает хорошие характеристики коррозионной стойкости в реакторах PWR. Ранее проведен ряд испытаний по определению коррозионной стойкости конструкционных материалов твэлов (с оболочками из сплавов Zircaloy-4) Westinghouse в условиях реакторов ВВЭР в Чехии, и показано, что они обладают удовлетворительной коррозионной стойкостью [9]. Однако эти материалы не работали в реальных условиях украинских реакторов ВВЭР и особенно в условиях смешанных загрузок топлива.

Поэтому одной из задач работы является отслеживание влияния ВХР реакторов ВВЭР-1000 на изменение характеристик коррозионной стойкости материалов твэлов и ТВС смешанных загрузок. К сожалению, возможности исследований в процессе эксплуатации топлива ограничиваются только визуальными наблюдениями.

На Южно-Украинской АЭС в настоящее время испытываются 6 ТВС, изготовленных компанией Westinghouse. Кассеты модифицированы под активную зону реакторов ВВЭР-1000, но оболочки твэлов, направляющие каналы и инструментальный канал изготовлены из сплава ZIRLO™ [17].

Материалы, использованные при изготовлении ТВС-W, приведены в табл. 2.

К настоящему времени смешанная загрузка топлива отработала в реакторе 3 года. Визуальное обследование твэлов и ТВС в целом показало, что какого-либо заметного совместного воздействия нового набора конструкционных материалов активной зоны (см. табл. 2) на коррозионное поведение оболочек твэлов, решеток, головок и хвостовиков ТВС как топлива производства ОАО «ТВЭЛ», так и топлива Westinghouse, к настоящему времени не обнаружено (рис. 1, 2).

По результатам эксплуатации опытных ТВС можно предполагать, что топливо производства Westinghouse способно эксплуатироваться в составе смешанной загрузки в активной зоне реакторов ВВЭР-1000. При этом соблюдаются все установленные проектные пределы безопасной эксплуатации.

Таблица 1

Средние значения показателей качества теплоносителя первого контура энергоблоков за 2007 год [12]

Энергоблок	H_3BO_3 , г/дм ³	K+Na+Li, ммоль/дм ³	Cl, мг/дм ³	F, мг/дм ³	O ₂ , мг/дм ³	NH ₃ , мг/дм ³	H ₂ , мг/дм ³	pH, ед.	Fe, мг/дм ³	Cu, мг/дм ³
Нормы	-	0,036...0,5	<0,1	<0,1	<0,005	>3,0	2,2...4,5	5,8...10,3	≤0,05	≤0,02
ЗАЭС 1	3,4	0,24	<0,04	<0,005	0,0001	11,1	2,7	7,4	0,005	0,001
ЗАЭС 2	3,4	0,25	<0,04	<0,005	0,0002	8,7	2,5	7,5	0,005	0,001
ЗАЭС 3	2,9	0,23	<0,04	<0,005	<0,005	10,2	2,3	7,6	0,005	<0,001
ЗАЭС 4	3,3	0,25	<0,04	0,006	0,005	12,7	2,5	7,6	0,005	0,001
ЗАЭС 5	3,3	0,24	<0,04	<0,005	0,0003	10,7	2,5	7,6	0,004	<0,001
ЗАЭС 6	3,7	0,26	<0,04	<0,005	0,0002	11,8	2,5	7,5	0,005	0,001
ЮАЭС 1	3,1	0,22	<0,04	<0,005	<0,005	12,2	2,8	7,4	0,007	0,003
ЮАЭС 2	2,9	0,21	<0,04	<0,005	<0,005	11,4	2,6	7,6	0,006	0,003
ЮАЭС 3	2,9	0,20	<0,04	<0,005	<0,005	12,1	2,5	7,6	0,005	0,002
РАЭС 1	2,6	0,23	<0,04	0,01	<0,005	11,8	2,9	7,9	0,010	0,005
РАЭС 2	2,5	0,22	<0,04	0,01	<0,005	11,9	3,6	7,9	0,01	0,005
РАЭС 3	3,7	0,27	≤0,04	0,016	<0,005	11,4	2,4	7,4	0,017	0,005
РАЭС 4	3,5	0,24	≤0,04	0,035	<0,005	12,5	2,3	7,6	0,024	0,012
ХАЭС 1	3,7	0,3	<0,04	0,035	<0,005	14,1	2,3	8,1	0,011	0,002
ХАЭС 2	3,1	0,2	<0,04	0,02	<0,005	11,5	2,3	8,4	0,004	<0,001

Таблица 2

Материалы ТВС-W [18]

1. Головка	Alloy 718 (NFD-31011/PDSGIN00); сплав CF3 (сталь типа 304L); сталь 304	6. Направляющие каналы	ZIRLO™
2. Втулка головки, стопорная труба, переходные втулки, нижняя решетка	сплав 718	7. Винты для направляющих каналов	сталь типа 304
3. Центральная труба	ZIRLO™	8. Переходные втулки средних решеток	сплав 718; сплав Zr1%Nb
4. Концевая заглушка направляющего канала	Zircaloy-4	9. Дистанционирующие решетки: верхняя, средняя и нижняя	сплав 718; сплав Zr1%Nb
5. Оболочка твэла	ZIRLO™		

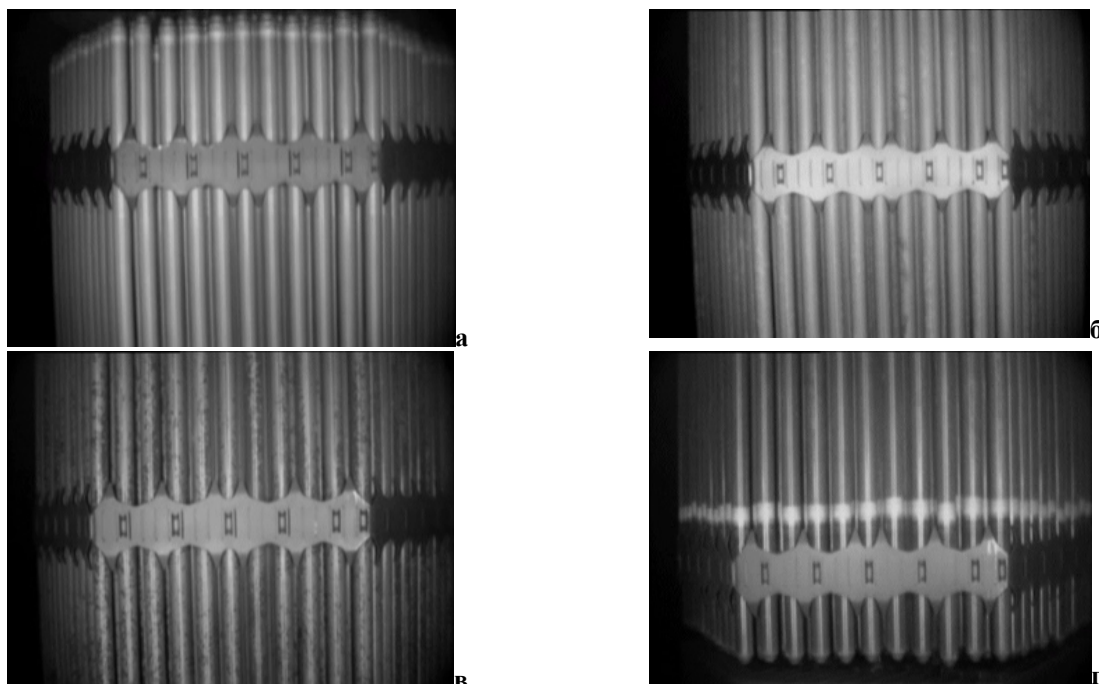


Рис. 1. Внешний вид твэлов и дистанционирующей решётки ТВС-W (компания Westinghouse), отработавшей три года в составе смешанной загрузки в активной зоне 3 блока ЮАЭС реактора ВВЭР: а – верхняя дистанционирующая решётка (ДР); б – ДР в области окончания топливного столба; в – вторая ДР снизу; г – нижняя ДР [18]

Как видим, поверхность оболочек твэлов покрыта сплошной оксидной плёнкой, в некоторых местах плёнка имеет более тёмные участки на фоне светло-серого оттенка. Признаков язвенных нарушений на поверхности твэлов не обнаружено. Отложений продуктов коррозии на твэлах или в районе дистанционирующих решёток не отмечено.

В целом характер плёнок на твэлах свойственен циркониевым сплавам после окисления в реакторных условиях.

4. РЕЗУЛЬТАТЫ ЛАБОРАТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ И ИССЛЕДОВАНИЙ

4.1. МЕТОДИКА ИСПЫТАНИЙ

Водно-химический режим каждой АЭС разрабатывался с учетом обеспечения коррозионной стойкости всех конструкционных материалов, подвергающихся воздействию теплоносителя в проектных условиях эксплуатации.

В качестве распространённого метода вне реакторного исследования коррозионной стойкости материалов тепловыделяющих элементов широко используются автоклавные испытания, которые всегда предваряли постановку образцов исследуемых материалов на испытания в реакторы. В наших дальнейших исследованиях предполагается продолжение проведения коррозионных исследований влияния значения рН в кислотной и щелочной областях химического состава испытательной среды на кинетику коррозии, коррозионную стойкость нержавеющих сталей и циркониевых сплавов.

Для этого подготовлены для испытаний образцы труб-оболочек твэлов реактора ВВЭР-1000 из штатного сплава Э110 (Zr+1%Nb), образцы труб-оболочек для пэлов из стали 06X18H10T штатного состава и образцы конструкционных сталей, а именно, 08X18H10T и 12X18H10T. Образцы были прошлифованы и протравлены. Выбраны следующие режимы испытаний:

- температура 350 °С;

- коррозионная среда – состав теплоносителя ВВЭР-1000 с тремя значениями водородного показателя рН: 5,0; 7,2 и 10,0;

- давление среды 16, 5 МПа.

Химический состав коррозионной среды в исходном состоянии по основным добавкам приведен в табл. 3.

Выбранные составы коррозионной среды близки к составу теплоносителя реактора ВВЭР-1000 во время работы на мощности (состав 2) и при гипотетических отклонениях по значениям рН качества теплоносителя (составы 1, 3). Измерения рН коррозионной среды до и после испытаний проводили при комнатной температуре. Состав коррозионной среды каждый раз после перегазки и взвешивания образцов меняли на свежеприготовленный.

Кинетика окисления определялась методом периодического взвешивания образцов.

Задача – произвести исследования влияния рН коррозионной среды на кинетику процессов коррозии, на свойства оксидных слоёв в зависимости от значений рН. Полученные результаты исследований представлены ниже.

Таблица 3

Водный состав и значения рН среды для автоклавных испытаний

Состав среды	Компоненты коррозионной среды		
	Состав 1	Состав 2	Состав 3
H ₃ BO ₃ , г/дм ³	32,5	7,0	7,5
KOH, г/дм ³	0,11	0,025	6,6
NH ₄ OH, мг/дм ³	–	28	–
рН*	5,0	7,2	10,0

4.2. КИНЕТИКА ОКИСЛЕНИЯ ТРУБ ИЗ СПЛАВА Э110

Кинетические кривые коррозии труб на базе 6000 ч испытаний приведены на рис. 2. Если кинетики окисления сплава Э110 в водной среде с рН=5,0 и 7,2 буквально совпадают, то в среде с рН=10,0 привесы имеют более высокие значения, чем при рН=5,0 и 7,2. Но различие в привесах за время испытаний, а значит, и в толщине образующихся оксидных плёнок незначительно. Это подтверждают литературные данные о степени влияния рН на скорость коррозии сплавов циркония.

После испытаний в средах с рН=5,0 и 7,2 образцы труб из сплава Э110 имели сходный вид. Плёнки на них были прочные и сплошные (рис. 3). По всей внешней поверхности образцы имели глянцевую поверхность коричнево-серого цвета.

При рН=10,0 образцы сплава Э110 имели более тёмный цвет, с синим оттенком. Плёнки после испытаний при всех рН отличаются высокой прочностью и плотностью. Но различие во внешнем виде образцов с разным рН после 6000 ч испытаний всё-таки незначительное (рис. 3, а,б,в).

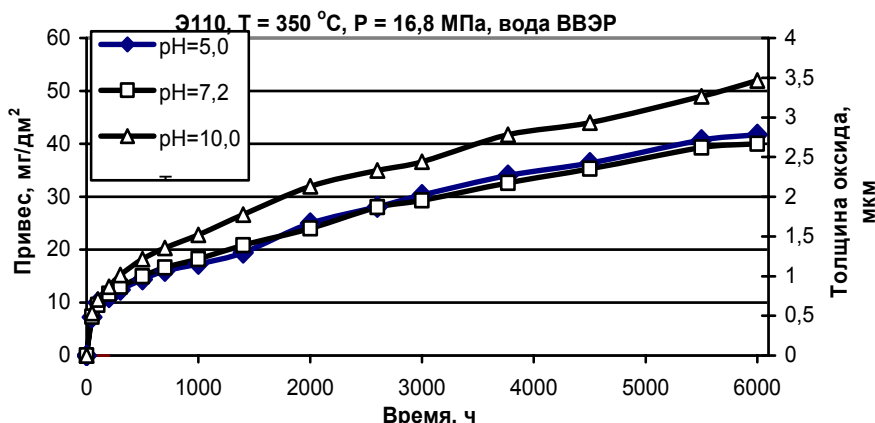


Рис. 2. Изменение привеса при коррозии серийных труб оболочек твэлов реактора ВВЭР-1000 сплава Э110 (Zr+1%Nb) в зависимости от времени: 1 – среда состава 1; 2 – среда состава 2; 3 – среда состава 3



Рис. 3. Внешний вид поверхности труб-оболочек сплава Э110 после 6000 ч коррозионных испытаний при температуре 350 °C и давлении 16,5 МПа в средах с разными pH: а - среда 1 (pH=5,0); б - среда 2 (pH=7,2); в - среда 3 (pH=10,0)

4.3. ОКИСЛЕНИЕ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЕЙ

Данные об изменениях массы образцов сталей приведены на рис. 4. Как показывают испытания, коррозионные процессы на нержавеющей сталях

сопровождаются, как правило, убылью массы, причём отмечается нерегулярная убыль массы – т.е. после уменьшения массы образца она может увеличиться, а потом снова уменьшиться. Эти особенности кинетики коррозии могут говорить о различной растворимости оксидных плёнок на нержавеющей сталях на различных этапах окисления. Внешний вид поверхности образцов трёх видов после испытаний в среде с pH=7,2 (рис. 5) был сходен между собой, хотя на сталях 06X18H10T и 08X18H10T образуются оксидные плёнки светло-коричневого цвета и даже золотистого цвета, а на образцах 12X18H10T - плёнки более темные. Характерно то, что при осмотре во всех случаях визуально не наблюдалось следов разрушений, отслоений и растрескивания плёнок.

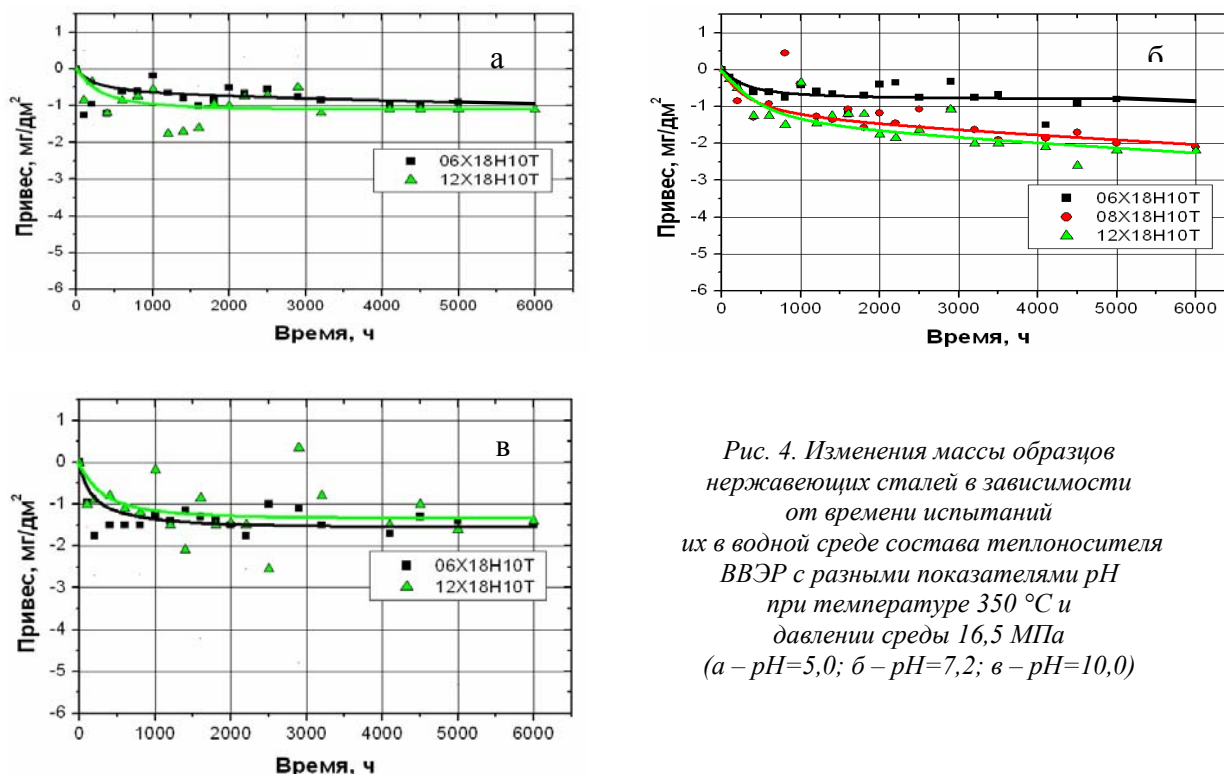


Рис. 4. Изменения массы образцов нержавеющей стали в зависимости от времени испытаний их в водной среде состава теплоносителя ВВЭР с разными показателями pH при температуре 350 °C и давлении среды 16,5 МПа (а – pH=5,0; б – pH=7,2; в – pH=10,0)



Рис. 5. Внешний вид образцов сталей 06X18H10T (а), 08X18H10T (б), 12X18H10T (в) после испытаний в течение 6000 ч при температуре 350 °С в воде с рН=7,2

4.4. СТРУКТУРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

С целью изучения структурного состояния оксидных пленок на сталях 08X18H10T и 12X18H10T были изготовлены металлографические шлифы и окислены в тех же условиях, что и при коррозион-

ных испытаниях образцов. Сталь 08X18H10T в состоянии до испытаний имела достаточно однородную по размерам зерна полиэдрическую структуру, с уширенными травлением границами зерен (травитель – водный 10 %-й раствор щавелевой кислоты) (рис. 6).

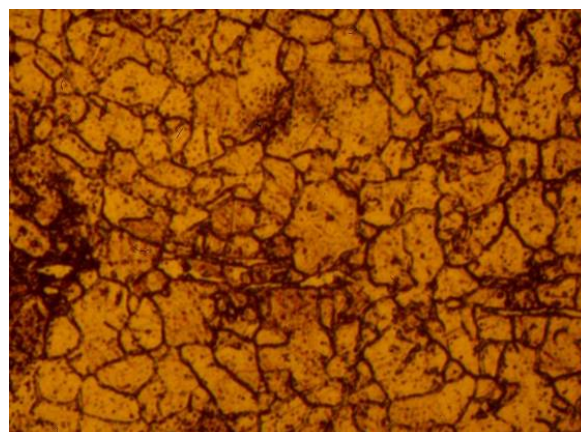
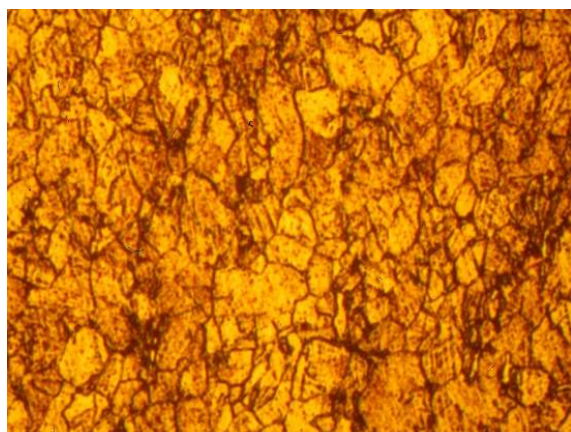


Рис. 6. Структура стали 08X18H10T до и после выдержки в автоклаве в водной среде типа теплоносителя ВВЭР при температуре 350 °С (P=16,5 МПа) в течение 300 ч:

*а - в исходном состоянии до испытаний;
б - после коррозионных испытаний*

Крупных включений в теле зерна и выделений на границах зерен не наблюдали. Образцы шлифов 12X18H10T имели аналогичную зеренную структуру, но на границах зерен наблюдалось большое количество выделений.

После испытаний в течение 300 ч структура стали изменилась незначительно. Коррозионные плёнки оказались чрезвычайно тонкими, практически прозрачными. В некоторых местах наблюдались островки образований неплотных продуктов, которые могли легко удаляться. На стали 12X18H10T оксидные пленки имели более темный вид и большее количество темных островков рыхлой пленки.

Эти наблюдения говорят о непрочности образующихся на сталях коррозионных плёнок, об их чрезвычайно малой толщине и о том, что, возмож-

но, такие плёнки, хотя и образуются на поверхности стальных образцов, но они частично растворяются в процессе испытаний. Этим, по-видимому, объясняется убыль массы образцов во время коррозионных испытаний.

На некоторых образцах после взвешиваний методом сканирующей электронной микроскопии (SEM) проведено исследование состояния поверхности оксидных пленок после длительных испытаний.

Исследования показали, что на начальных стадиях окисления (время выдержки до 75 ч) на зернах формируется тонкая неравномерная оксидная пленка. На поверхности оксидной пленки видны хаотично-ориентированные чешуйки и игольчатые кристаллические образования длиной до 4 мкм и шириной ~0,3 мкм.

В литературе указывается значение скорости коррозии сталей типа X18H10T, однако не уточняется, какова схема коррозионного процесса: привес это, убыль массы или смешанный процесс. Наши исследования показали, что при коррозии сталей происходит образование оксидных плёнок и их растворение. Как показало микроскопическое изучение, откальвания или отслоения образовавшихся оксидных слоёв не происходит. Поскольку иного потока воды, кроме слабого конвекционного, в автоклаве не существует, то струйного смыва, как в реакторе, тоже не может быть. Значит, можно предполагать, что потеря массы связана с частичным растворением оксида в коррозионной среде. Вид коррозионных слоёв в электронном микроскопе подтверждает такую точку зрения.

Необходимо также отметить, что различия в степени коррозии разных типов аустенитных сталей при испытаниях в течение относительно непродолжительного времени пока не было чётко выражено.

Подводя итоги аналитических и экспериментальных исследований, можно сказать, что за период эксплуатации реакторов ВВЭР в России и Украине создана нормативная база, регламентирующая ВХР реакторов типа ВВЭР-1000, которая позволяет атомным станциям успешно и стабильно работать уже в течение многих лет.

Однако в связи с длительной работой оборудования, постоянным его контактом с коррозионной средой в условиях нейтронного облучения в структуре и свойствах конструкционных сплавов происходят изменения, приводящие к некоторой деградации состояния поверхности сталей.

Необходимость обоснования продления сроков эксплуатации станций настоятельно требует проведения комплекса работ по сбору, накоплению и обработке данных, поступающих с украинских и зарубежных АЭС с реакторами ВВЭР-1000, а также, возможно, и разработки дополнительных подходов к нормированию ВХР. Этому вопросу могут быть посвящены последующие работы.

ЛИТЕРАТУРА

1. В.А. Махова, В.А. Пиляев. Разработка новых циркониевых сплавов для оболочек твэлов водородных реакторов // *Атомная техника за рубежом*. 1994, № 12, с. 3.
2. А. Страссер. Мировой опыт эксплуатации твэлов легководных реакторов // *Атомная техника за рубежом*. 1986, №9, с. 28.
3. Ф. Гарзаролли, Р. Хольцер. Водная коррозия твэлов реакторов типа LWR. Ч. I // *Атомная техника за рубежом*. 1993, № 10, с. 20.
4. Ф. Гарзаролли, Р. Хольцер. Водная коррозия твэлов LWR. Ч. II // *Атомная техника за рубежом*. 1993, №11, с. 20.
5. К.Н. Никитин. Фреттинг-коррозия в ядерных энергетических установках // *Атомная техника за рубежом*. 1982, №12, с. 3-13.

6. О.И. Мартынова. Международная конференция в Борнмуте (Великобритания) 12-15 октября 1992 г. «Водные режимы систем ядерных реакторов». Обзор // *Атомная техника за рубежом*. 1993, №4, с.11-19.
7. Е.Г. Бек, А.А. Енин, А.В. Иванов, А.К. Панюшкин, В.С. Поленок, М.В. Полозов, В.В. Рожков, А.В. Смирнов, В.П. Смирнов. *Состояние оболочек отработанных твэлов ВВЭР. Атлас вида твэлов*. Новосибирск, 1999.
8. А.С. Пиляев. Водно-химические режимы, применяемые на АЭС с LWR в США // *Атомная техника за рубежом*. №3, 1993, с.3-6.
9. V. Vrtliková, J. Jaroš, J. Čmákal, L. Belovsky*. *Corrosion of Zr-alloys: Report ŠKODA-UJP, Praha-Zbraslav, *ALIAS CZ, Vachova, Praha-4, Czech republic*.
10. *Техническое совещание по водно-химическим режимам атомных станций (1-3 октября 2007 года, Центр международной торговли, Москва): Сборник аннотаций*.
11. Р.К. Мелехов, В.И. Похмурский. *Конструкційні матеріали енергетичного обладнання. Властивості. Деградація*. Київ: «Наукова думка», 2003, с. 384.
12. В.В. Стывбун, И.М. Фольтов, А.В. Архипенко. Совершенствование химических технологий на АЭС Украины и их влияние на безопасность, надежность и эффективность эксплуатации оборудования АЭС // *Сб. науч. тр. СНИЯЭ и П. Севастополь*, 2007, в. 21, с. 80-85.
13. В.Ф. Тяпков, Р.Б. Шарфутдинов. Состояние, основные проблемы и направления совершенствования водно-химического режима АЭС // *Вестник Госатомнадзора России*. 2003, №4, с. 8-20.
14. Data processing technologies and diagnostics for waterchemistry and corrosion control in nuclear power plants (DUWAC) // *TECDOC-1505, IAEA, Vienna*. 2006, p. 53-54.
15. Б.А. Гусев, В.М. Красноперов, И.В. Мирошниченко, И.С. Орленков. Оценка коррозионного состояния первого контура АЭС с ВВЭР // *Материалы 4-й Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 23-25 мая 2005 г. Подольск. ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2005*.
16. ГНД 95.1.06.02.001-07. *Теплоноситель первого контура ядерных энергетических реакторов типа ВВЭР-1000. Технические требования. Способы обеспечения качества*. Украина.
17. А.М. Абдуллаев, В.З. Байдуллин. Основные результаты внедрения опытных ТВС компании «Вестингауз» на блоке №3 Южно-Украинской АЭС // *Сб. науч. тр. СНИЯЭ и П. Севастополь*, 2007, в. 21, с. 71-80.
18. H. Shah, R. Latorre, G. Raspopin, J. Sparrow. Enhanced VVER-1000 Fuel Technology and Performance. // *Proceedings of 17th International on Nuclear Engineering INCON, July 12-16, 2009. Brussels, Belgium*.

Статья поступила в редакцию 22.12.2009 г.

ДОСЛІДЖЕННЯ ВПЛИВУ ВХР НА КОРОЗИЙНІ ПРОЦЕСИ МАТЕРІАЛІВ АКТИВНОЇ ЗОНИ РЕАКТОРІВ ВВЕР

*В.С. Красноруцький, І.А. Петельгузов, В.М. Грицина, М.В. Трет'яков, О.О. Слабоспицька, В.А. Зуйок,
О.В. Архіпенко, В.І. Кузнєцов, Д.А. Соколов, В.М. Гладисhev*

У рамках МАГАТЕ з 2006 р. виконується проект по проблемі «Оптимізація технологій водно-хімічного режиму для забезпечення надійної поведінки палива при високих вигораннях і на старіючих станціях (FUWAC) на 2006-2010 рр.», у якому беруть участь представники 15 країн і в їхньому числі від України – НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ. У цій роботі представлені результати аналізу науково-технічної інформації та дані про механізми й види корозії матеріалів 1-го контуру реакторів типу ВВЕР і результати лабораторних досліджень процесів корозії сталей і цирконієвих сплавів при різних значеннях водневого показника (рН) корозійного середовища.

RESEARCH INTO EFFECTS OF COOLANT CHEMISTRY ON CORROSION PROCESSES OF WWER CORE MATERIALS

*V.S. Krasnorutsky, I.A. Petelguzov, V.M. Grytsyna, M.V. Tretyakov, Ye.A. Slabospitskaya, V.A. Zuyok,
A.V. Arkhipenko, V.I. Kuznetsov, D.A. Sokolov, V.N. Gladyshev*

Under IAEA CRP since 2006 the project “Optimization of Water Chemistry Technologies and Management to Ensure Reliable Fuel Performance at High Burnup and in Ageing Plants” (FUWAC) is performed for 2006-2010, in which participants from 15 countries take part, including Ukraine – NFC STE NSK KIPT. Results of either scientific and technical analyses or laboratory research of corrosion processes on RCS structural materials of WWER reactors such as stainless steels and zirconium alloys at different pH values of corrosion medium are presented in the paper.