

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ ПО ОЦЕНКЕ ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ И ПРОДЛЕНИЮ СРОКОВ ЭКСПЛУАТАЦИИ КОРПУСА ВВЭР

**В. И. Скалозубов¹, Т. В. Габлая², В. Ю. Кочнева², Е. С. Агейкина², Ю. А. Комаров²,
В. Н. Колыханов², А. И. Пионтковский²**

¹*Одесский государственный экологический университет*

²*Научно-производственный центр «Энергоатом», Одесса*

На основании обзорного анализа передового международного и отечественного опыта обобщены и сформулированы основные положения и требования к оценке технического состояния и техническим обоснованиям по продлению эксплуатации корпусов ВВЭР.

В общей проблеме продления эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР (более 30 лет) приоритетное значение имеют вопросы продления эксплуатации оборудования/элементов оборудования систем, важных для безопасности, которое по техническим причинам является незаменимым и невосстанавливаемым или замена такого оборудования/элементов оборудования является экономически нецелесообразной.

Именно к таким элементам оборудования ядерных установок относится корпус реакторной установки (КР). Многочисленные результаты исследований в области продления и управления назначенным сроком службы (НСС) КР показали, что замена КР ВВЭР является крайне сложной технической задачей и экономически не оправдана. По этой причине фактический остаточный ресурс КР в существенной мере определяет возможность продления НСС всего энергоблока АЭС, а безусловным требованием к КР является сохранение целостности при любых условиях эксплуатации. При этом КР с ВВЭР 1-го поколения (ВВЭР 440/320) и 2-го поколения (ВВЭР 440/213 и ВВЭР-1000) имеют как особенности конструктивно-технических характеристик, так и особенности условий эксплуатации, технического обслуживания и ремонтов, которые должны учитываться при обосновании продления НСС.

Опыт Российской Федерации и других европейских стран по переназначению срока эксплуатации КР ВВЭР-440 указывает на то, что такие работы являются трудоемкими и высокоответственными, включающими анализ значительного количества информации (по условиям эксплуатации блока, неразрушающему контролю металла, испытаниям образцов-свидетелей и др.), выполнение сложных расчетов (теплогидравлических, нейтронно-физических, прочностных и др.) и экспериментальных обоснований. Работы по продлению срока эксплуатации КР типа ВВЭР-1000 в полном объеме до настоящего времени не проводились. В 2012 г. истекает проектный срок эксплуатации энергоблока № 1 ОП ЮУ АЭС с реакторной установкой типа ВВЭР-1000/302. Технология изготовления и условия эксплуатации КР этого энергоблока обладают рядом особенностей, которые позволяют прогнозировать положительные результаты выполнения работ по переназначению срока эксплуатации. Среди таких особенностей в первую очередь следует выделить:

- низкое содержание вредных примесей фосфора, меди и серы;
- антикоррозийное покрытие внутренней поверхности (плакировка);
- реализацию программы образцов-свидетелей с начала эксплуатации;
- периодическое выполнение неразрушающего контроля металла.

Однако, как и в случае заменяемого и восстанавливаемого оборудования АЭС, эксплуатационные программы и организационно-технические мероприятия по продлению НСС КР фактически сводятся к решению двух основных задач: оценки текущего технического состояния и прогнозных оценок остаточного ресурса.

На основе изучения этих вопросов и обосновываются решения по возможности продления НСС и компенсирующие мероприятия по управлению старением.

Оценка технического состояния КР предполагает определение соответствия технических и конструкционных характеристик (физико-химические свойства основного металла корпуса, сварных соединений, наплавов и их прочностных параметров, деформационного и вибрационного состояния, геометрических размеров) проектным требованиям и нормам безопасной эксплуатации.

Поэтому ключевым вопросом оценки технического состояния КР является организация и внедрение эксплуатационного контроля:

- целостности КР и сварных соединений;
- деградации и старения металла КР и сварных соединений;
- изменения прочностных и физико-химических свойств металла КР и сварных соединений;
- обнаружения и измерения дефектов;
- влияния термических, динамических и радиационных нагрузок на КР и сварных соединений.

Техническое состояние металла и конструкций КР должно отражаться значениями определяющих параметров, к которым в данном случае относятся: толщина стенки корпуса; величина протечек; показатели прочности металла и сварных соединений (в том числе температура хрупкости); количество циклов нагружения в переходных и аварийных режимах; амплитуды напряжений, вызванные внешними нагрузками (в том числе вибрацией) и др.

Каждый из этих определяющих параметров имеет соответствующее допустимое (критическое) значение, при котором КР не обеспечивает выполнение проектных функций.

Оценка остаточного ресурса КР основывается на результатах оценки текущего технического состояния КР и прогнозных оценок показателей запаса до наступления критического неработоспособного состояния по выполнению проектных функций в нормальных и аварийных условиях эксплуатации. Основными показателями остаточного ресурса являются временные характеристики (срок продления эксплуатации), прогнозные оценки которых должны учитывать все факторы и механизмы, влияющие на деградацию, старение и разрушение основного металла КР и сварных соединений.

Основными факторами и механизмами, влияющими на техническое состояние и остаточный ресурс КР, являются:

- циклические нагрузки, вызванные как низкочастотными переходными и аварийными режимами эксплуатации, так и вибрационными процессами в конструкциях реакторной установки;
- радиационные нагрузки, действующие на основной металл КР и сварные соединения в процессе топливных кампаний;
- механизмы эрозионно-коррозионного износа основного металла КР и сварных соединений;
- механические повреждения, вызванные нарушениями условий нормальной эксплуатации.

Общая структура организационно-технических мероприятий по оценке остаточного ресурса КР и обоснованию продления НСС КР представлена на рисунке.

Для оценки остаточного ресурса необходимо обоснованное определение доминантных механизмов и причин деградации/старения металла КР и сварных соединений. К доминантным механизмам и причинам деградации/старения металла КР и сварных соединений относятся факторы, которые наиболее существенно влияют на временные показатели остаточного ресурса (например, радиационное охрупчивание металла и сварных соединений КР, циклические нагрузки). При этом необходимо учитывать, что компенсирующие мероприятия по снижению влияния действующих доминантных факторов на состояние металла и конструкций КР могут привести к усилению влияния других факторов на временные показатели остаточного ресурса.

Для оценки временных показателей остаточного ресурса (или их аналогов) должны быть разработаны методические обеспечения прогнозных оценок влияния доминантных механизмов и причин деградации/старения на металл и конструкции КР. Основной задачей



Общая структура организационно-технических мероприятий по оценке остаточного ресурса и продления НСС КР

прогнозных оценок остаточного ресурса, по сути, является определение консервативных оценок скорости развития дефектов или других отрицательных изменений под влиянием доминантных механизмов деградации/старения.

В общем случае определяющими параметрами технического состояния КР являются температура хрупкости, толщина стенки, количество циклов нагружения, амплитуды напряжений металла и сварных соединений и другие. Изменение значений каждого определяющего параметра происходит под влиянием доминантного механизма деградации/старения с определенной скоростью, которая в общем случае зависит от времени и текущих условий эксплуатации, технического обслуживания и ремонта, компенсирующих мероприятий по управлению старением.

В соответствии с разработанной в Украине «Типовой программой по управлению старением элементов блока АЭС» (ПМ-Д.0.08.222-04) общие технические требования по обоснованию переназначения срока эксплуатации КР целесообразно определять в следующих направлениях:

- к разработке программы работ по обоснованию переназначения срока эксплуатации КР и внутрикорпусных устройств;
- к выполнению расчетных обоснований переназначения срока эксплуатации;
- к выполнению дополнительных инженерных работ по обоснованию переназначения срока эксплуатации;

к оформлению результатов работ и к научно-техническому сопровождению эксплуатации в сверхпроектный срок.

Программа работ должна охватывать следующие элементы реактора: сварной корпус с крышкой; верхний блок; узел уплотнения; внутрикорпусные устройства (ВКУ); кольцо опорное; кольцо упорное; кольца направляющие; ферма опорная с закладными деталями.

При определении границ КР следует руководствоваться требованиями к регистрации оборудования и трубопроводов, изложенными в п. 8.1.5 ПНАЭ Г-7-008-89, согласно которому «границами регистрации сосуда являются входные (выходные) патрубки и штуцера (сварной шов приварки трубопровода к штуцеру сосуда относится к трубопроводу)». Выполнение запланированных работ должно быть организовано таким образом, чтобы не привести к увеличению сроков проведения планово-предупредительных ремонтов (ППР). Необходимость увеличения сроков ремонта энергоблока должна быть обоснована и согласована в установленном порядке.

Общая структура программ работ по обоснованию переназначения срока эксплуатации КР и внутрикорпусных устройств должна включать:

- анализ проектно-технической документации;
- анализ условий эксплуатации и данных контроля в процессе эксплуатации;
- установление механизмов старения;
- установление параметров и критериев технического состояния;
- контроль технического состояния;
- обработку результатов контроля и оценка технического состояния;
- разработку методики переназначения срока эксплуатации;
- выполнение расчетных обоснований и экспериментальных исследований, в соответствии с выбранной методикой. Назначение нового срока эксплуатации КР и ВКУ;
- разработку мероприятий по управлению старением КР и ВКУ;
- оформление отчетной документации и заключения о переназначении срока эксплуатации КР.

Для оценки технического состояния КР выполняют следующие работы:

- анализ проектно-конструкторской, заводской и нормативной документации по изготовлению, монтажу и эксплуатации элементов КР (сварке, термической обработке, контролю основного металла и сварных соединений, их химического состава) и ВКУ;

- анализ условий эксплуатации (циклические режимы нагружения, скорости разогрева и расхолаживания, количество гидравлических испытаний на прочность и плотность, усилия затяга шпилек при уплотнении и т.д.);

- анализ результатов входного, предэксплуатационного и эксплуатационного контроля;
- анализ отчетов по испытаниям образцов-свидетелей;
- анализ расчетных обоснований набранного КР и ВКУ флюенса быстрых нейтронов с учетом компоновки активной зоны за все время эксплуатации;

- анализ степени влияния «эффекта флакса» на стенку КР по сравнению с образцами-свидетелями;

- анализ безопасности КР и ВКУ.

При анализе условий эксплуатации и результатов контроля приводятся:

- перечень параметров и условий эксплуатации КР и ВКУ (перечень прошедших режимов нагружения, их проектные и фактические значения; состояние водно-химического режима первого контура; проектные и фактические значения флюенса нейтронов);

- данные по эксплуатационному неразрушающему контролю (заводские индикации несплошностей в сварных швах и основном металле; данные входного, предэксплуатационного и эксплуатационного контроля; периодичность, объем и методы контроля; оборудование для проведения контроля и его технические параметры, предельная чувствительность);

- анализ отчетов по испытаниям образцов-свидетелей (время установки и выгрузки контейнерных сборок, их номенклатура; анализ результатов испытаний, в том числе по сдвигу

критической температуры хрупкости; анализ представительности программы образцов-свидетелей, анализ данных по условиям облучения образцов-свидетелей и КР и т.д.);

требования к проведению анализа условий эксплуатации и данных эксплуатационного контроля

требования к оценке достаточности данных эксплуатационного контроля

При анализе механизмов старения КР и ВКУ определяются:

механизмы старения элементов КР и ВКУ (радиационное охрупчивание, термоциклическое разрушение, усталость, коррозионное повреждение и т.д.), способы их установления и закономерности развития;

доминирующие механизмы, которые оказывают наибольшее влияние на элемент КР и ВКУ (составную часть элемента) и способы их ослабления.

При установлении параметров и критериев технического состояния КР определяются: номенклатура измеряемых или определяемых параметров и критериев технического состояния;

методология определения численных значений параметров, характеризующих механизм накопления необратимых изменений в составных элементах КР и ВКУ;

методология определения численных значений параметров соответствующих безопасной эксплуатации КР и ВКУ (их составных элементах);

требования к методам и системам измерения (определения) параметров;

требования к достоверности получаемых результатов, а в случае косвенной оценки параметров, определяющих техническое состояние, методика их оценки.

При оценке контроля технического состояния элементов КР и ВКУ устанавливаются:

процедура контроля (оценки) параметров технического состояния, применяемые методы и системы измерения, их точность и достоверность;

необходимость разработки дополнительных программ контроля состояния металла элементов КР и ВКУ и требования к ним.

методика обработки результатов контроля;

процедура выполнения оценки технического состояния элементов КР и ВКУ по результатам контроля.

По результатам оценки технического состояния и установления нового назначенного срока эксплуатации КР и ВКУ должна быть разработана программа управления старением. Программа должна включать мероприятия, которые необходимо реализовать в течение проектного и сверхпроектного срока службы КР и ВКУ. В программе должны быть установлены требования и сроки проведения контроля КР и ВКУ, дополнительных обоснований безопасной эксплуатации КР и ВКУ и/или внедрения корректирующих мероприятий для обеспечения управления старением КР и ВКУ.

Расчетные обоснования срока безопасной эксплуатации КР должны включать в себя расчеты на сопротивление хрупкому разрушению КР для режимов, приводящих к термошоку, и расчеты на статическую и циклическую прочность для всех типов эксплуатационных и аварийных режимов, стойкость к сейсмическим нагрузкам. В соответствии с требованиями главного конструктора РУ с ВВЭР в расчетах необходимо учесть фактические особенности каждого блока, в том числе: фактическую наработку и схемы загрузки топлива; фактические свойства материалов; фактические схемы и характеристики блочных систем.

Целью расчетов на сопротивление хрупкому разрушению является переназначение срока безопасной эксплуатации КР путем анализа выполнения условий прочности с учетом постулированных дефектов для режимов, приводящих к термошоку, температурных полей в критических зонах корпуса, остаточных напряжений в сварных швах и наплавке. Расчет должен включать в себя следующие этапы:

выбор переходных режимов, приводящих к термошоку;

теплогидравлические и нейтронно-физические расчеты;

расчеты тепловых полей и напряженно-деформированного состояния КР;

задание постулированных дефектов;
расчет параметров механики разрушения;
определение критической (минимально допустимой) температуры хрупкости.

Выбор переходных режимов, приводящих к термошоку, должен осуществляться, исходя из перечня исходных событий для АЭС в ВВЭР. В результате должны быть выбраны режимы, для которых реализуется наиболее неблагоприятное сочетание факторов, определяющих механические и тепловые нагрузки на КР, к которым относятся: величина давления в первом контуре; скорость снижения температуры; градиенты температур, вызванные неравномерным охлаждением внутренней поверхности КР.

Для выбора переходных режимов в качестве исходной информации должны использоваться результаты углубленного анализа безопасности реакторной установки, а также данные об имевших место переходных процессах на отечественных и зарубежных энергоблоках (аналогичной конструкции). При выборе переходных режимов необходимо показать консервативность используемого вероятностного либо детерминистического подхода.

Целью научно-технического сопровождения эксплуатации КР и ВКУ в сверхпроектный срок является:

сопровождение программы управления старением;

сбор материалов для переоценки безопасности энергоблока и обоснования повторного переназначения срока эксплуатации.

Мониторинг и оценка технического состояния КР и ВКУ в сверхпроектный срок эксплуатации осуществляется на основе анализа данных эксплуатационного контроля металла, контроля радиационной нагрузки на КР и ВКУ и учета прошедших режимов нагружения. Для текущей оценки состояния металла в сверхпроектный срок желательно внедрение средств неразрушающего контроля механических свойств металла (магнитные методы, замеры твердости и другие).

Сопровождение программы управления старением КР и ВКУ является важнейшей задачей эксплуатирующей организации. Целью программы управления старением является обеспечение в период сверхпроектной эксплуатации уровня деградации материала элементов КР и ВКУ, не приводящего к снижению запасов безопасности и надежности, обоснованных на этапе переназначения НСС.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. 50-SG-09. Management of Nuclear Power Plants for Safe Operation.
2. 50-SG-G3. Conduct of Regulatory Review and Assessment During the Licensing Process for Nuclear Power Plants.
3. *Brumovsky M., Erben O., Hogel J., Osmera B.* Neutron Dosimetry for VVER-1000 Reactor Pressure Vessels and Integrity Assessment in Czech Republic // Proceed 10th Inter. Symp. on Reactor Dosimetry, 1999.
4. *Bukanov V.N., Dyemokhin V.L., Gavriljuk V.I. et al.* Overview of the Surveillance Dosimetry Activities in Ukraine // Proceed 10th Inter. Symp. on Reactor Dosimetry, 1999.
5. IAEA Co-ordinated Research Program on Ageing Management of Concrete Containment Buildings // 6th International Conference on Nuclear Engineering ICONE-6. – May 10 - 15, 1998.
6. *Karzov G.P., Filimonov G.N., Grekova I.I. et al. A.V.* Effect of Long-duration thermal Holds on the properties of structural materials for Vessels of the equipment used for fabrication of NPP with WWER-type reactors in the USSR // Proceedings of the IAEA Specialists' Meeting on Thermal and Mechanical Degradation in Reactor Materials. – Abingdon, England. – 1991.
7. *Korolev Yu.N., Shtrombakh Ya.L., Nikolaev Yu.A. et al.* Application of the reconstituted subsize specimens for assessment of irradiation embrittlement of RPV steels // Small Specimen Test Techniques, ASTM STP 1418. 2002, p. 151 - 178.
8. *Kossilov A.* IAEA Co-ordinated Research Programme on Management of Ageing of Motor Operated Isolating Valves// Proceeding of the Joint Specialist Meeting on Motor Operated Valve Issues in Nuclear Power Plants. - Paris, France, April 25 - 27, 1994. - P. 369 - 383.

9. *Kozloduy 1-4, WANO 6-month-programme, Item: "Rest Life-Time", Final Report.*
10. Kryukov A. The State of the Art of WWER type RPV radiation embrittlement and mitigation // IAEA Specialists' Meeting on irradiation and mitigation. – Vladimir (RUSSIA). – 1997.
11. Буканов В.Н., Васильева Е.Г., Вишневский И.Н. и др. Мониторинг радиационной нагрузки корпуса ядерного реактора как составная часть службы оборудования энергоблока АЭС. // ЯРБ. - 2005. - № 2.
12. Карзов Г.П. Методические работы по обоснованию ресурса корпуса реактора при эксплуатации // Итоги выполнения программы НИОКР и плана мероприятий «Росэнергоатом» по обеспечению ядерной, радиационной, технической и пожарной безопасности АЭС в 1999г. - М., 2000.
13. Методика определения критической температуры хрупкости корпусов реакторов по результатам испытаний малоразмерных образцов / ИАЭ им. И. В. Курчатова. - Инв. № 60/854. - 1992.
14. Методика определения критической температуры хрупкости металла корпуса реактора после его отжига / ИАЭ им. И. В. Курчатова. - Инв. № 60-618. - 1990.
15. Методика определения критической температуры хрупкости металла корпуса реактора при эксплуатации после его отжига / ИЦП МАЭ, МКТ-02-98. - 1998.
16. Методика прогноза прочностных характеристик материала корпуса реактора при дооблучении / Концерн «Росэнергоатом», РД ЭО 0421-02. - 2000.
17. Методика реконструкции образцов для испытаний на ударный и трехточечный статический изгиб материалов корпусов реакторов типа ВВЭР / Концерн «Росэнергоатом», РД ЭО 0352-02. - 2000.
18. Модель ускоренного радиационного охрупчивания основного металла корпусов ВВЭР-440 при высоких флюенсах нейтронов // «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» - 2-я Междунар. науч.-техн. конф. ВНИИАЭС. - 2001.
19. Модернизированная программа контроля металла корпуса реактора энергоблока № 4 РАЭС по образцам / Э. У. Гриник, В. Н. Буканов, Л. И. Чирко и др. // ЯРБ. - 2005. - № 2.
20. Николаенко В.А., Красиков Е.А., Николаев Ю.А. и др. Влияние плотности потока нейтронов на радиационное охрупчивание материалов корпусов ВВЭР-440/213 // Атомная энергия. - 2004. - Т. 97, вып. 3. - С. 177 - 182.
21. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПНАЭ Г-7-002-86. - М.: Энергоатомиздат, 1989. - 525 с.
22. РД ЭО 0096-98. Типовое положение по управлению ресурсными характеристиками элементов энергоблоков АС.
23. РД ЭО 0141-98. Типовые технические требования к методикам оценки технического состояния и остаточного ресурса элементов энергоблока АС.

Поступила в редакцию 16.11.06

**5 ЗАГАЛЬНІ ПОЛОЖЕННЯ З ОЦІНКИ ТЕХНІЧНОГО СТАНУ ТА ПРОДОВЖЕННЯ
СТРОКІВ ЕКСПЛУАТАЦІЇ КОРПУСУ ВВЕР**

**В. І. Скалозубов, Т. В. Габляя, В. Ю. Кочнева, Е. С. Агейкіна, Ю. О. Комаров,
В. М. Колиханов, А. І. Піонтковський**

На підставі оглядового аналізу передового міжнародного та вітчизняного досвіду узагальнено та сформульовано основні положення й вимоги до оцінки технічного стану та технічних обґрунтувань по продовженню експлуатації корпусів ВВЕР.

**5 GENERAL PROVISIONS TO EVALUATE A TECHNICAL STATE AND TO EXTEND
AN OPERATION LIFE OF VVER VESSEL**

**V. I. Skalozubov, T. V. Gablaya, V. Yu. Kochneva, E. S. Ageykina, Yu. A. Komarov,
V. N. Kolyhkanov, A. I. Piontovsky**

Based on the advanced international and domestic experience the paper generalizes and formulates main provisions and requirements to an estimation of a technical condition and to technical substantiations on an extension of operation life of VVER vessel.