

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

На правах рукописи



Журко Денис Александрович

**ПРИМЕНЕНИЕ УСКОРЕННЫХ ОБЛУЧЕНИЙ ДЛЯ
ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ИЗМЕНЕНИЙ СВОЙСТВ МАТЕРИАЛОВ
КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000**

Специальность 05.14.03. – Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Автореферат
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Москва, 2013

Работа выполнена в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт»

Научный руководитель:

кандидат технических наук
Ерак Дмитрий Юрьевич

Официальные оппоненты:

доктор технических наук, профессор
Тутнов Александр Александрович;
НИЦ «Курчатовский институт»

кандидат технических наук
Варовин Андрей Яковлевич;
ЦНИИ КМ «Прометей»

Ведущая организация:

ОКБ «Гидропресс»

Защита диссертации состоится «__» _____ 2013 г. в __ ч. __ мин. на заседании диссертационного совета Д 520.009.06 в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт» по адресу: 123182, г. Москва, пл. Курчатова, д.1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЦ «Курчатовский институт»

Автореферат разослан «__» _____ 2013 г.

Ученый секретарь диссертационного совета,
доктор технических наук, профессор



В.Г. Мадеев

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность:

Обоснование возможности продления срока службы блоков действующих АЭС с реакторными установками (РУ) типа ВВЭР является в настоящее время одним из главных стратегических направлений работ в программе развития атомной энергетики России на ближайшие годы. Для РУ ВВЭР-1000 рассматривается возможность продления срока службы до 60 лет и более.

Ключевым вопросом при длительной эксплуатации АЭС с ВВЭР является обоснование надежной и безопасной работы корпуса реактора (КР) (как незаменимого оборудования) на весь продлеваемый период. В процессе эксплуатации происходит изменение механических свойств металла корпуса, приводящее к сдвигу критической температуры хрупкости в сторону положительных температур. Это ограничивает ресурс, определяемый сроком работы корпуса, в течение которого исключается возможность его хрупкого разрушения в любом режиме, включая аварийные ситуации.

Корпуса ВВЭР второго поколения с единичной мощностью 1000 МВт изготовлены из легированной никелем стали марки 15Х2НМФА и ее более поздней модификация 15Х2НМФА-А, отличающейся от базовой композиции жестким ограничением по концентрации меди и фосфора. Для сварных швов корпуса была разработана сварочная проволока Св-08ХГНМТА с содержанием никеля до 1,5%, а в дальнейшем - проволока Св-10ХГНМАА с содержанием никеля до 1,9%. Именно эти материалы обеспечивали требуемую категорию прочности. Возможное отрицательное влияние никеля на радиационную стойкость материалов, известное по работам отечественных и зарубежных авторов, было решено компенсировать пониженным содержанием примесей меди и фосфора в материалах. В соответствии с требованиями нормативных документов на стадии проектирования была выполнена аттестация материала до величины флюенса быстрых нейтронов, соответствующей 40 годам эксплуатации. При аттестации металла выполнялось исследование изменения свойств материала после воздействия эксплуатационных факторов. Для корпусов реакторов ВВЭР это, прежде всего, воздействие повышенной температуры и облучение быстрыми нейтронами. Облучение выполнялось в исследовательском реакторе с большим коэффициентом опережения по отношению к реальным скоростям набора флюенса быстрых нейтронов на внутренней поверхности стенки корпуса реактора. Существенным недостатком при выполненном облучении образцов в исследовательском реакторе была нестабильность температуры при облучении.

Первые исследования по радиационному охрупчиванию (РО) материалов КР ВВЭР-1000, проведенные в исследовательских реакторах, дали положительный результат по их радиационной стойкости при

облучении флюенсами, соответствующими проектным значениям на внутренней поверхности стенки КР к концу эксплуатации (до 40 лет).

По результатам ускоренных испытаний были установлены нормативные зависимости для расчета радиационного повреждения материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 при температуре облучения $290 \pm 15^\circ\text{C}$, являвшиеся верхними огибающими для полученных на тот момент массивов экспериментальных данных.

Для определения степени РО материалов каждого конкретного КР ВВЭР-1000 в них предусмотрено облучение образцов, выполненных из идентичных с облучаемыми элементами данного корпуса материалов основного металла (ОМ) и металла сварного шва (МШ), находящихся в зоне действия максимальных нейтронных потоков напротив активной зоны. Эти образцы принято называть образцами-свидетелями (ОС) корпуса реактора.

Комплекты ОС размещаются в энергетических реакторах в специальных облучательных устройствах – контейнерных сборках. Такие программы контроля называют – «Программами образцов-свидетелей».

Предусматриваются промежуточные выгрузки отдельных комплектов образцов-свидетелей с целью определения состояния материалов корпуса реактора после определенного времени эксплуатации и сравнения радиационного охрупчивания металла образцов-свидетелей с оценкой, получаемой с помощью соответствующей нормативной зависимости. По скорости накопления флюенса быстрых нейтронов результаты исследований образцов-свидетелей являются наиболее представительными, поскольку коэффициент опережения в скорости их облучения по отношению к корпусу реактора не высок и оценивался как $0,5 \div 3$.

Одним из недостатков реализующихся программ облучения ОС материалов корпусов ВВЭР-1000 с расположением на выгородке реактора считался предполагаемый перегрев образцов до 20°C по сравнению с внутренней поверхностью КР. В рамках международного проекта ТАСИС R 2.06/96 была проведена валидация результатов измерения температуры облучения ОС при помощи плавких мониторов. По результатам выполнения проекта было определено, что температура облучения не превышает 300°C , и программы образцов-свидетелей ВВЭР-1000 являются представительными в части температуры облучения.

Исследование материалов КР ВВЭР-1000 после облучения в каналах энергетических реакторов ВВЭР-1000 при стабильной температуре облучения 290°C , а также результаты исследования первых комплектов образцов-свидетелей материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 показали ускоренный по сравнению с планируемым ход РО, особенно на материалах с повышенным содержанием никеля (более 1,5%).

Статистическая обработка баз данных осуществляется на основе регрессионного анализа. Оптимальный выбор моделей регрессии существенно повышает надежность получаемых корреляционных соотношений в части их интерполяционных и экстраполяционных

возможностей. В настоящее время во всех странах, эксплуатирующих энергетические реакторы корпусного типа, включая Россию, в качестве нормативных используются корреляционные соотношения, основанные на относительно простых эмпирических моделях. Чаще всего эти соотношения имеют вид:

$$\Delta T_k = A_F(C_{Ni}, C_{Mn}, \dots) \cdot F^n \quad (1),$$

где: ΔT_k – сдвиг критической температуры хрупкости под облучением; A_F – химический фактор; F^n – дозовый фактор.

На рисунке 1 представлены результаты испытаний образцов-свидетелей на ударный изгиб для МШ программ ОС ВВЭР-1000.

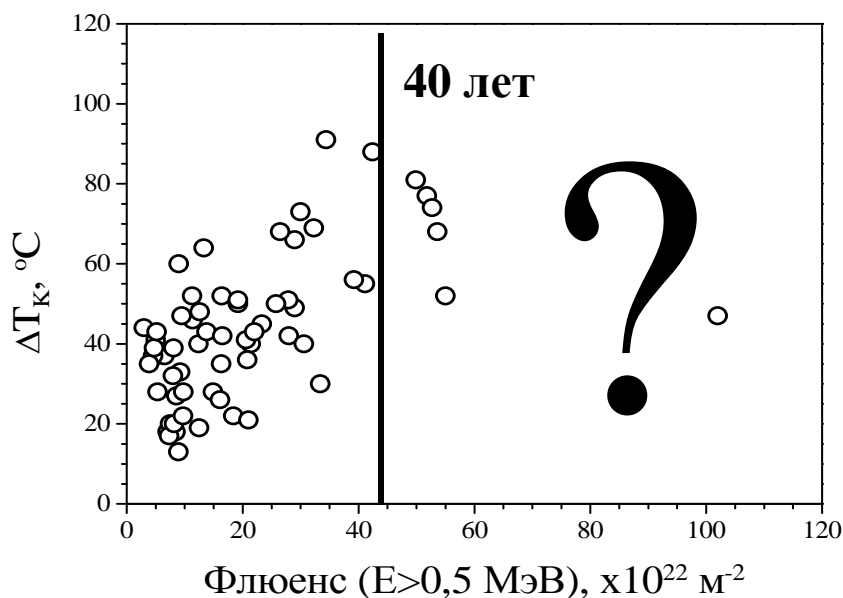


Рисунок 1 – Результаты испытаний образцов-свидетелей металла сварного шва на ударный изгиб

Из рисунка 1 следует, что к настоящему времени область результатов, соответствующих 30÷40 годам эксплуатации корпуса реактора по флюенсу быстрых нейтронов, достаточно наполнена представительными результатами.

Анализ базы данных ОС позволил разработать зависимость прогнозирования изменения сдвига критической температуры хрупкости материала корпуса реактора от флюенса быстрых нейтронов и времени, вошедшую в руководящие документы организации, эксплуатирующей атомные станции РФ. Данная зависимость справедлива для флюенса быстрых нейтронов до $6,4 \times 10^{23}$ нейтрон/м².

Что касается прогнозных значений для 60 и более лет, то очевидно, что по существующим данным полноценного прогноза на основе результатов испытания образцов-свидетелей на сегодняшний день сделать нельзя. Получение новых экспериментальных данных по исследованию ОС с высокими значениями флюенса быстрых нейтронов и большими временами выдержки не ожидается, так как соответствующие комплекты ОС уже выгружены и исследованы.

Таким образом, необходимо получить экспериментальные результаты для области значений флюенсов быстрых нейтронов $\sim 6 \div 8 \times 10^{23}$ нейтрон/м².

Пополнение экспериментальной базы результатов можно выполнить за счет ускоренных облучений материалов контрольных или температурных комплектов ОС до необходимых флюенсов быстрых нейтронов, что, в свою очередь, требует разработки процедур для правильной интерпретации и применения результатов, получаемых при ускоренном облучении. Для корпусов реакторов ВВЭР-1000, металл которых не обеспечивает проектный ресурс, предлагается проводить восстановительный отжиг. Получение данных по повторному после отжига радиационному охрупчиванию в настоящее время возможно только используя ускоренное облучение и, следовательно, для корректной оценки результатов также нужно учитывать возможное влияние плотности потока нейтронов и эффектов температурного старения на сдвиг критической температуры хрупкости.

В последние годы на исследовательском реакторе ИР-8 НИЦ «Курчатовский институт» была создана современная экспериментальная база, позволяющая выполнять облучение корпусных материалов в стабильных и заданных по температуре и флюенсу быстрых нейтронов условиях. Поэтому реактор ИР-8, являясь высокоэффективным нейтронным источником, одновременно с проведением исследований в области ядерной физики и физики твердого тела, в настоящее время обеспечивает выполнение программы по обоснованию продления эксплуатации реакторов ВВЭР-1000 в части исследования поведения конструкционных материалов при облучении до больших значений флюенса быстрых нейтронов.

Цель работы

Разработка процедуры получения и использования результатов испытаний ускоренно облученных образцов корпусных материалов ВВЭР-1000 для опережающего прогнозирования изменения свойств металла корпуса реактора.

Для выполнения поставленной цели решались следующие задачи:

1) Разработка и формирование базы данных по радиационному охрупчиванию материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 для исследовательских программ (ИП):

– Проведение переоценки результатов исследования образцов ИП после облучения в блоке №5 Нововоронежской АЭС (НВАЭС-5), обусловленной изменением методики определения флюенса быстрых нейтронов, изменением требований ГОСТ к маятниковым копрам и введением РД по определению значения критической температуры хрупкости по результатам испытаний на ударный изгиб.

– Получение новых данных по механическим свойствам после реализации ускоренных облучений образцов в исследовательском реакторе ИР-8.

2) Выполнение оценки влияния плотности потока быстрых нейтронов на степень радиационного охрупчивания материалов корпусов реактора ВВЭР-1000, для чего необходимо проведение статистической

обработки массивов данных экспериментальных результатов программ образцов-свидетелей и образцов из исследовательских программ.

3) Разработка и проверка расчетно-экспериментальной процедуры использования результатов ускоренных облучений материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 для прогноза изменения свойств материалов корпуса реактора на продленный ресурс.

Научная новизна работы

1) Переоценена и сформирована база данных по радиационному охрупчиванию материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 из исследовательских программ.

2) Установлено пороговое содержание никеля в материале, при превышении которого необходим учет влияния плотности потока для результатов, полученных при ускоренных облучениях. Показано, что для основного металла и металла сварного шва с содержанием никеля менее 1,3 % нет необходимости учитывать влияние плотности потока быстрых нейтронов на темп радиационного охрупчивания. Для металла сварного шва с содержанием никеля выше 1,3 % выявлено влияние плотности потока быстрых нейтронов, и для сдвига критической температуры хрупкости оно может быть учтено по формуле $\Delta T_F^{\text{низкий флак}} = 1,25 \Delta T_F^{\text{высокий флак}}$.

3) Показана необходимость учета эффектов температурного старения при использовании результатов ускоренных облучений для прогноза изменения свойств материалов корпусов реакторов.

4) Разработана расчетно-экспериментальная процедура применения результатов ускоренного облучения материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 для прогнозной оценки изменения их свойств.

Практическая значимость работы

1) База данных результатов исследовательских программ по радиационному охрупчиванию материалов КР ВВЭР-1000 приведена в гармонизированный вид с результатами исследований программ образцов-свидетелей по методу оценки флюенса и T_k , что позволяет использовать ее для оценок эффекта флакса.

2) Результаты исследования влияния плотности потока на изменение свойств материалов корпусов реакторов под облучением будут учитываться при обработке результатов ускоренных облучений материалов ОС в рамках работ по аттестации стали марки 15X2НМФА(-А) и ее сварных соединений до значений флюенса быстрых нейтронов порядка 8×10^{23} нейтрон/м² ($E > 0,5$ МэВ).

3) Показана предпочтительность использования для ускоренных облучений материалов температурных образцов-свидетелей с максимально большими временами экспозиции, как наиболее представительных с точки

зрения корректности учета механизмов деградации материала в процессе эксплуатации.

4) Разработанная расчетно-экспериментальная процедура может быть использована при обосновании продления сроков эксплуатации корпусов реакторов ВВЭР-1000, в том числе, и после восстановительного отжига.

Основные положения, выносимые на защиту

1) База данных результатов радиационного охрупчивания материалов КР ВВЭР-1000 после ускоренного облучения в НВАЭС-5 (переоценка результатов) и ИР-8 (получение новых данных).

2) Оценка влияния плотности потока быстрых нейтронов на степень радиационного охрупчивания материалов КР ВВЭР-1000 на базе результатов исследования ОС и ИП.

3) Расчетно-экспериментальная процедура применения результатов ускоренного облучения материалов КР ВВЭР-1000 для прогнозной оценки изменений характеристик материалов КР ВВЭР-1000 с учетом механизмов деградации материала при воздействии повышенной температуры и нейтронного облучения.

Апробация работы

Материалы, представленные в диссертации, были доложены на конференциях:

- 11-я Международная конференция «Проблемы материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС», ЦНИИ КМ «Прометей», г. Санкт-Петербург, 14-18 июня 2010 г.
- IAEA Technical Meeting on Irradiation Embrittlement and Life Management of Reactor Pressure Vessels, Зноймо, Чешская Республика, 18-22 октября 2010 г.
- 7-я Международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск, 17-20 мая 2011 г.
- Fracture Mechanics Against Catastrophic Failures (19th European Conference on Fracture ECF19), г. Казань, 26-31 августа 2012 г.
- XX Международная конференция по физике радиационных явлений и радиационному материаловедению, г. Алушта, Украина, 10-15 сентября 2012 г.
- Международная научно-техническая конференция «Конструкционная прочность материалов и ресурс оборудования АЭС» (Ресурс-2012), Институт проблем прочности им. Г. С. Писаренко, Киев, Украина, 2-5 октября 2012 г.

Личный вклад автора

Автор принимал активное участие в постановке и реализации экспериментальных исследований, обработке полученных результатов, статистической обработке и анализе данных.

Публикации

По результатам исследований при участии автора в научных изданиях опубликовано 6 работ, в том числе, 5 – в ведущих рецензируемых научных журналах и изданиях. Список опубликованных работ приведен в конце автореферата.

Объем и структура работы

Диссертация состоит из введения, 4 глав и заключения. Работа выполнена на 140 страницах, включая 55 рисунков и 28 таблиц. Библиографический указатель состоит из 40 источников.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во **введении** обоснована актуальность работы, обусловленная необходимостью использования ускоренных облучений для прогнозирования изменения свойств материалов основного металла и металла сварного шва корпусов ВВЭР-1000. Сформулированы цели диссертационной работы и решаемые задачи. Приведены основные положения, выносимые автором на защиту, представлена научная новизна полученных результатов и их практическая значимость.

В **первой главе** представлены результаты обзора литературы, посвященной исследованию радиационного и температурного старения, а так же проявлению эффекта флакса для малоуглеродистых низколегированных сталей, применяемых в атомной энергетике, в том числе, и корпусной стали марки 15X2НМФА(-А). Проведен анализ опубликованных результатов по механизмам радиационного охрупчивания сталей КР, а так же зависимостей радиационного охрупчивания, построенных на основании результатов программ образцов-свидетелей.

Во **второй главе** проведена переоценка экспериментальных результатов механических свойств материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 из исследовательских программ, полученных до 2002 года после облучения в НВАЭС-5. Переоценка обусловлена изменением методики определения флюенса быстрых нейтронов, изменением требований ГОСТ к маятниковым копрам, а также введением РД по определению значения критической температуры хрупкости по результатам испытаний на ударный изгиб.

В экспериментах 1989-1991 гг. при определении флюенса быстрых нейтронов (ФБН) использовался единый спектральный индекс для всех образцов при переходе от значений потоков нейтронов с энергией выше

3,0 МэВ, определенном экспериментально по измерениям активности ^{54}Mn , к нормативному значению потока нейтронов с энергией выше 0,5 МэВ. В дальнейшем, при исследовании образцов, облученных в 1998-1999 гг., использовалось распределение спектрального индекса по этажам контейнерных сборок, полученное в результате нейтронного расчета методом «синтеза» двух двумерных (R θ и RZ) и одномерного (R) расчетов.

На сегодняшний день при исследовании образцов, облученных в реакторах типа ВВЭР-1000, для определения ФБН используются результаты трехмерных расчетов, более точно описывающие параметры нейтронных полей в местах расположения сборок с образцами.

Методические вопросы по проведению испытаний на ударный изгиб и обработке результатов также менялись. Изменения связаны с введением в июле 1987 г. новых «Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок» ПНАЭ Г-7-002-86 взамен «Норм расчёта на прочность элементов реакторов, парогенераторов, сосудов и трубопроводов атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок» 1977 года. Кроме этого, за период подготовки и введения норм изменилась база государственных стандартов по данному методу и методике, в частности, изменились требования стандарта по техническим условиям на маятниковые копры. Поэтому исследовательские образцы первой, второй и третьей загрузок (1988, 1993 и 1998 гг.) испытывались на различных установках. Основное изменение выявилось в изменении уровня верхней полки кривой вязко-хрупкого перехода, в соответствии с новыми стандартами уровень верхней полки поднялся на 40 Дж при общем уровне для материала в исходном состоянии ~200-250 Дж, что в некоторых случаях существенно влияет на определяемое значение критической температуры хрупкости.

В 2004 году было введено в действие РД ЭО 0598-2004 «Методика определения критической температуры хрупкости материалов корпусов реакторов по результатам испытаний малоразмерных образцов».

Обобщенные результаты испытаний для базы данных исследовательских программ до и после переоценки представлены на рисунке 2 для основного металла и рисунке 3 для металла сварного шва.

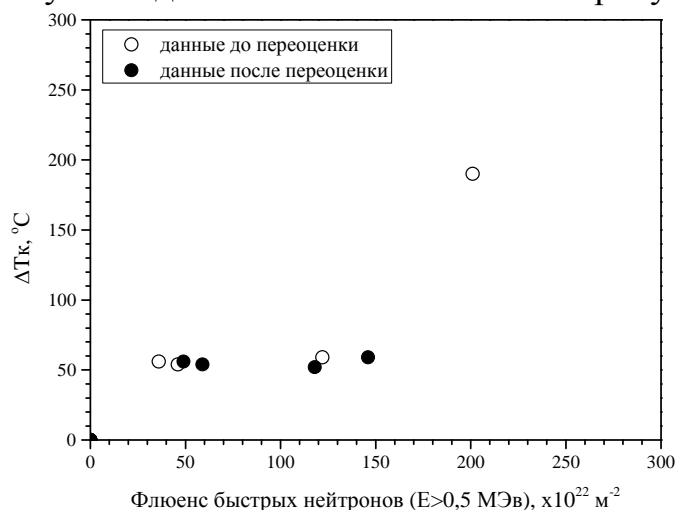


Рисунок 2 – Обобщенные результаты испытаний на ударный изгиб для базы данных исследовательских программ до и после переоценки для основного металла

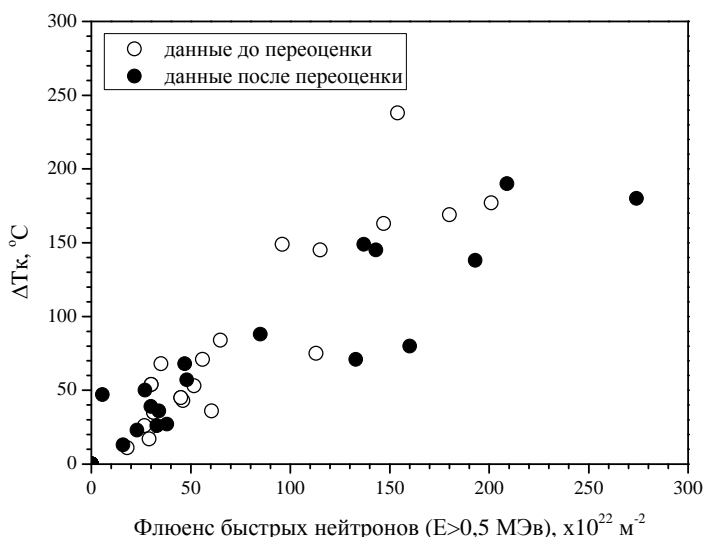


Рисунок 3 – Обобщенные результаты испытаний на ударный изгиб для базы данных исследовательских программ до и после переоценки для металла сварного шва

Из рисунков 2 и 3 видно, что переоценка по набранному ФБН и определению значения T_k привела к изменению базы данных для образцов из исследовательских программ, реализованных в НВАЭС-5.

В третьей главе представлены результаты получения данных после ускоренных облучений образцов основного металла и металла сварного шва в реакторе ИР-8.

В период 2007÷2009 годов было необходимо реализовать ускоренное облучение материалов корпуса реактора ВВЭР-1000 до различных значений флюенса быстрых нейтронов. Для реализации ускоренных облучений был выбран исследовательский реактор ИР-8, для которого необходимо было разработать технику ускоренных облучений конструкционных материалов на вертикальных каналах. При разработке были учтены требования по однородности набранного флюенса быстрых нейтронов и температуре облучения для образцов каждой испытательной группы. Облучение материалов возможно проводить в ячейках бериллиевого отражателя реактора ИР-8.

Для снижения уровня энерговыделения и недопустимости перегрева образцов за счет поглощения гамма-излучения было предложено использовать защитный экран из вольфрама и/или стали. Для того, чтобы испытание опытных образцов проводилось на заданном уровне температуры в ампульном устройстве также должен быть электронагреватель.

Ограниченность облучаемого объема потребовала использования вставок для последующего изготовления образцов на ударный изгиб с применением технологии реконструкции и использования малоразмерных Шарпи образцов.

Таким образом, проектирование облучательного ампульного устройства для реакторного испытания конструкционных материалов (РИМ) в исследовательском реакторе ИР-8 основывается на учете:

- 1 необходимого объема материала для дальнейших исследований;
- 2 требований по равномерности облучения быстрыми нейтронами и температуре облучения;

3 требований по поддержанию необходимой температуры облучения и обеспечению набираемого значения флюенса быстрых нейтронов.

Для облучения в ИР-8 были выбраны материалы и изготовлены образцы и/или вставки из стали марки 15Х2НМФА-А основного металла ОМ-1,29К и образцы и/или вставки из металла сварных швов МШ-1,74К, МШ-1,76К, МШ-1,88К.

В результате планирования выполнения работ по облучению было сформировано четыре ампульных устройства типа РИМ, проведено облучение в различных рядах отражателя ИР-8 с различной плотностью потока быстрых нейтронов. После облучения ампульные устройства были перевезены в «горячие» камеры ИКМЗК, где из них были извлечены образцы и/или вставки, подготовлены образцы для испытаний на статическое растяжение и ударный изгиб и проведены испытания.

Экспериментальная матрица по материалам, состояниям и типам образцов ускоренных облучений в ИР-8 представлена в таблице 1.

Таблица 1 – Матрица эксперимента исследования материалов КР после облучения в ИР-8

Материал	Состояние	Флюенс, $\times 10^{24} \text{ м}^{-2}$	Испытываемые образцы		
			Растяжение	Шарпи	Мини-Шарпи
ОМ-1,29К	исходное	0	+	+	+
	облученное	3÷4	+	+	-
		5÷6	+	+	+
МШ-1,74К	исходное	0	+	+	-
	облученное	3÷4	-	+	-
		5÷6	-	+	-
МШ-1,76К	исходное	0	+	-	+
	облученное	2÷3	-	-	+
МШ-1,88К	исходное	0	+	-	+
	облученное	2÷3	-	-	+

Полученная с учетом переоценки флюенса быстрых нейтронов и результатов испытаний на ударный изгиб, а также дополненная результатами, полученными после облучения в ИР-8, база данных исследовательских программ представлена на рисунках 3 и 4.

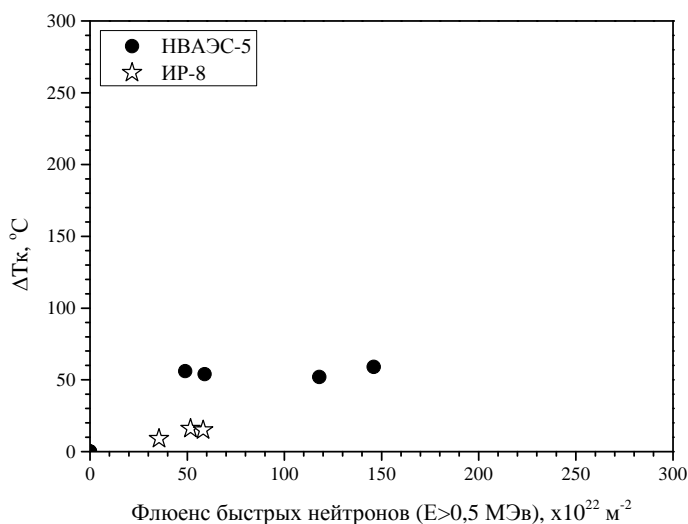


Рисунок 3 – Обобщенные результаты испытаний для базы данных образцов основного металла из ИП

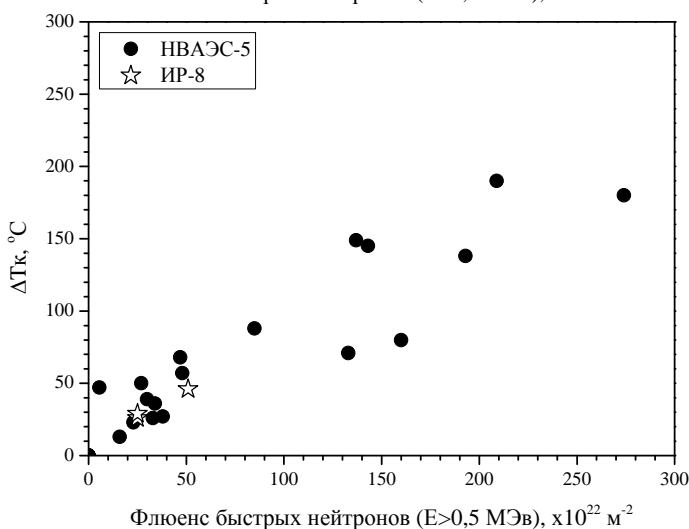


Рисунок 4 – Обобщенные результаты испытаний для базы данных образцов металла сварного шва из ИП

В четвертой главе разработана и обоснована процедура использования результатов испытаний образцов после ускоренного облучения для прогнозирования изменения свойств материалов КР ВВЭР-1000. Выполнена оценка влияния плотности потока быстрых нейтронов на степень радиационного охрупчивания материалов корпусов реактора ВВЭР-1000, для чего была проведена статистическая обработка массивов данных по образцам-свидетелям и образцам из исследовательских программ.

При необходимости прогнозирования изменения свойств материалов корпусов реакторов на сроки эксплуатации до 60 и более лет экспериментальные данные можно получить за счет выполнения ускоренных облучений материалов контрольных или температурных комплектов ОС до необходимых флюенсов быстрых нейтронов. При этом необходимо правильно учитывать возможное влияние плотности потока при ускоренном облучении и эффектов температурного старения. Под «ускоренным» облучением предполагается облучение с плотностью потока быстрых нейтронов ($E > 0,5 \text{ МэВ}$) $100 \div 3000 \times 10^{14}$ нейтрон/ $\text{м}^2\text{сек}$.

В соответствии с модельным представлением общий сдвиг критической температуры хрупкости МКР ВВЭР-1000 можно представить в виде суммы радиационной $\Delta T_F(F)$ и термической части $\Delta T_T(t)$.

$$\Delta T_K(F, t) = \Delta T_T(t) + \Delta T_F(F) \quad (1)$$

Пересчет сдвига критической температуры хрупкости с ускоренного облучения к неускоренному можно представить в виде:

$$\Delta T_K(F, t) = \Delta T_F^{\text{ускоренное облучение}} + \Delta T_{\text{ФЛАКС}} + \Delta T_T, \quad (2)$$

Где $\Delta T_F^{\text{ускоренное облучение}}$ - результат сдвига критической температуры хрупкости вследствие воздействия облучения;

$\Delta T_{\text{ФЛАКС}}$ - поправка, учитывающая влияние плотности потока в радиационной составляющей сдвига критической температуры хрупкости;

ΔT_T - учет вклада температурного старения.

Учет влияния температурного старения может быть реализован двумя способами. Первый способ заключается в том, что к полученному результату ускоренного облучения, скорректированного с учетом эффекта флакса, добавляется величина, соответствующая прогнозируемому времени по имеющейся зависимости изменения сдвига критической температуры хрупкости вследствие температурного старения. В этом случае необходимо знать зависимость изменения $\Delta T_T(t)$ (рисунок 5). Второй способ представляется более корректным и заключается в ускоренном облучении образцов температурных комплектов образцов-свидетелей, выдержанных при рабочей температуре значительное время (>100000 часов) без облучения (рисунок 6). В этом случае в материале изначально как бы уже создано повреждение, связанное с термическим старением, а затем при ускоренном облучении к нему добавляется радиационная составляющая. Добавка на эффект флакса учитывает разницу в неучтенной доле повреждения материала, реализуемой по упрочняющему (образование радиационно-индуцированных фаз) и неупрочняющему (образование сегрегаций примесей) механизмам, в сравнении с неускоренно облученным материалом.

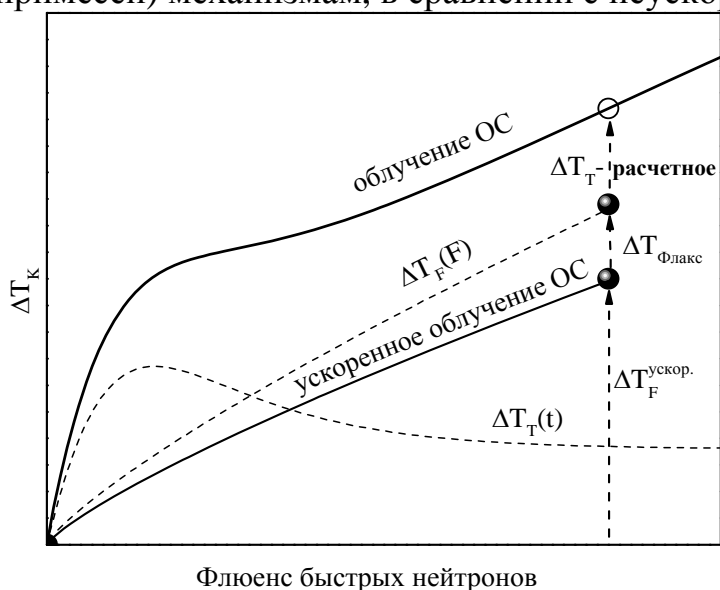


Рисунок 5 – Схема получения прогнозного значения радиационного охрупчивания материала КР ВВЭР-1000 при ускоренном облучении материала из исходного или отожженного состояния

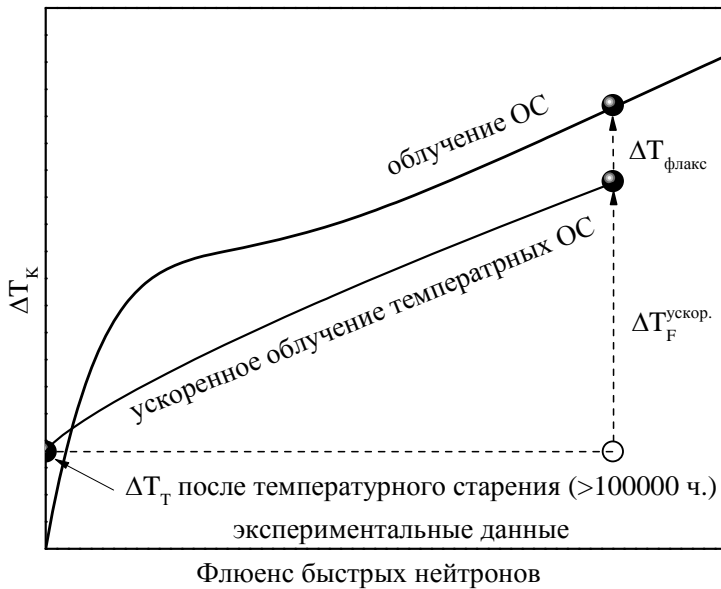


Рисунок 6 – Схема получения прогнозного значения радиационного охрупчивания материалов КР ВВЭР-1000 при ускоренном облучении материала после температурной выдержки в реакторе

Для исследования влияния плотности потока должно быть проведено сравнение темпов изменения «чисто радиационной» (ΔT_F) части сдвига критической температуры хрупкости.

Для образцов-свидетелей радиационная часть рассчитывается по формуле $\Delta T_F^{OC}(F) = \Delta T_K^{OC} - \Delta T_T(t)$, где температурное старение описывается действующей нормативной зависимостью.

Для исследовательских программ радиационная часть принимается равной экспериментальному значению $\Delta T_F^{III}(F) = \Delta T_K^{III}$, так как за время облучения при температуре 290 - 300°C менее 7500 часов механизмы температурного старения, которые связаны, в первую очередь, с сегрегационными процессами, не реализуются и принимается, что $\Delta T_T(t) = 0$.

Тогда при описании радиационной части облучения зависимостью $\Delta T_F = A_F \cdot F^n$ при фиксации параметра степени n переводная формула, учитывающая влияние плотности потока при облучении предлагается в виде:

$$\Delta T_F^{\text{низкий флакс}} = \beta \Delta T_F^{\text{высокий флакс}} = \frac{A_F^{OC}}{A_F^{III}} \Delta T_F^{\text{высокий флакс}} \quad (5)$$

Для проверки зависимости коэффициента радиационного охрупчивания от химического состава стали: основного металла и ее сварных соединений проводился корреляционный анализ, который показал, что для металла сварного шва с содержанием никеля выше 1,3 % выявлено влияние концентрации никеля и марганца, что было учтено при дальнейшем анализе.

В результате статистической обработки баз данных установлено, что для основного металла и металла сварного шва с содержанием никеля менее 1,3 % не выявлено влияния плотности потока быстрых нейтронов. Для металла сварного шва выявлено влияние плотности потока быстрых нейтронов, и для сдвига критической температуры хрупкости оно может быть учтено по формуле $\Delta T_F^{\text{низкий флакс}} = 1,25 \Delta T_F^{\text{высокий флакс}}$.

Далее в главе 4 представлена реализация проверочного эксперимента по ускоренному облучению металла ОС из исходного состояния, и после длительной температурной выдержки ($t > 100000$ часов) в составе комплекта 3М до флюенса быстрых нейтронов, сопоставимого с результатами испытаний образцов-свидетелей облучаемого комплекта с тем же временем выдержки.

Пример реализации ускоренного облучения для схемы 1: ускоренное облучение материала шва с содержанием Ni=1,76 % в исходном состоянии в исследовательском реакторе ИР-8. Учет эффекта флакса выполнен в соответствии с зависимостью (4), а температурного старения - по действующей в настоящее время нормативной зависимости для времени больше 100 000 часов. Результат выполненной оценки представлен на рисунке 5.

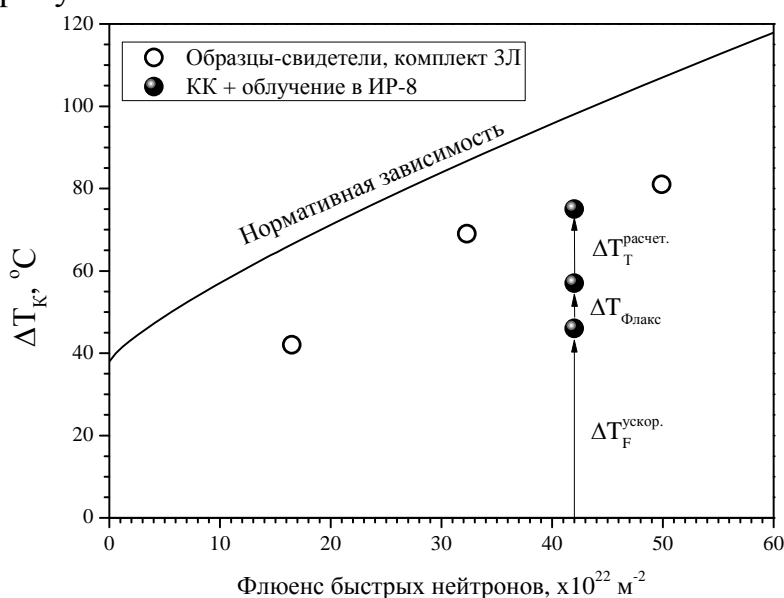


Рисунок 7 – Пример реализации схемы 1 для облучения из исходного состояния

Пример реализации схемы 2 использования результатов ускоренного облучения того же, что и в примере 1, материала сварного шва корпуса реактора ВВЭР-1000 с содержанием никеля 1,76% приведен на рисунке 8. В исследовательском реакторе ИР-8 выполнено ускоренное облучение материала с содержанием Ni=1,76 % из термосостаренного состояния. Эффект флакса учитывался в соответствии с зависимостью (4), а величина температурного старения учтена уже реализованным термоохрупчиванием в материале образцов третьего температурного комплекта образцов-свидетелей.

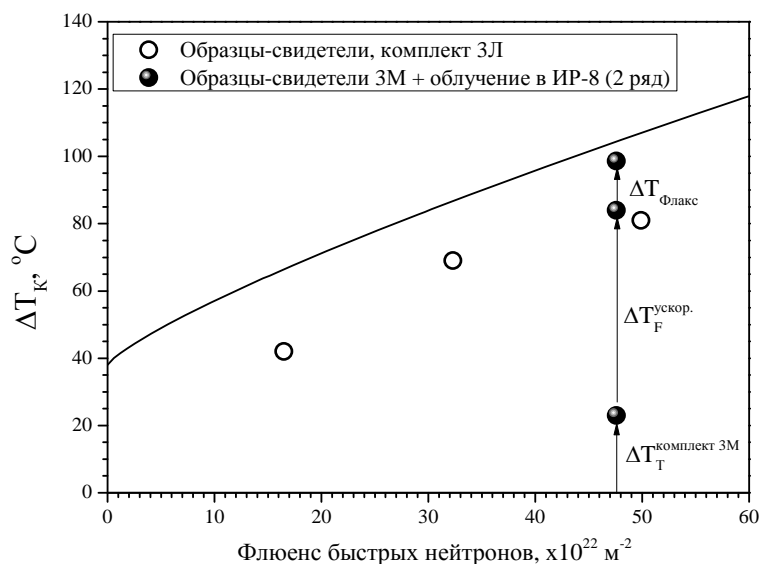


Рисунок 8 – Пример реализации схемы 2 для облучения после температурной выдержки в реакторе

Эксперимент показал, что при облучении материала температурного комплекта ОС получена более корректная оценка изменения свойств. Следовательно, для прогнозирования изменения свойств материалов для длительных сроков эксплуатации предпочтительней второй способ.

При рассмотрении возможности продления срока службы корпусов реакторов ВВЭР-1000 до 60 и более лет выявлена необходимость проведения восстановительного отжига для критических сварных швов с высоким содержанием никеля, расположенных напротив активной зоны реактора. В настоящее время в НИЦ «Курчатовский институт» ведутся работы по обоснованию эффективности восстановительного отжига, возвращающего тонкую структуру и уровень зернограницных сегрегаций примесей облученного металла корпуса реактора в исходное состояние. Для подтверждения эффективности выбранного отжига выполняется исследование повторного после отжига охрупчивания материалов корпусов реакторов с применением ускоренных облучений в реакторе ИР-8. При решении этой задачи может быть использована только схема 1, поскольку восстановительный отжиг приводит сталь практически в исходное состояние, при этом после ускоренного облучения отожженного материала интегральная оценка изменения свойств материалов корпусов реакторов выполняется с учетом расчетной добавки на термостарение и эффект флакса. Пример реализации ускоренного облучения по схеме 1 для ускоренного облучения материала шва с содержанием Ni=1,88% в состоянии после восстановительного отжига в исследовательском реакторе ИР-8 приведен на рисунке 9.

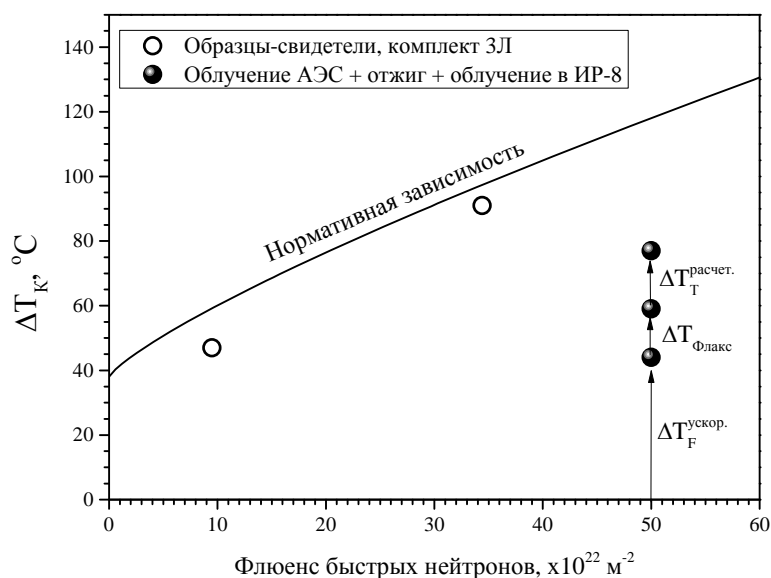


Рисунок 9 – Пример реализации схемы 1 для ускоренно облученного металла сварного шва после восстановительного отжига

В заключение необходимо отметить, что при разработке выше рассмотренной процедуры использованы модельные представления по охрупчиванию материалов, используемые в настоящее время в качестве нормативных.

В последнее время в НИЦ «Курчатовский институт» проводится комплекс работ по исследованию эффекта температурного старения: по анализу причин разброса данных по механическим свойствам температурных образцов-свидетелей основного металла ВВЭР-1000; получению данных для температурных образцов-свидетелей со временем температурной выдержки 200000 часов, анализу радиационно-стимулированной межзеренной сегрегации в материалах корпусов реакторов ВВЭР-1000. Анализ этих данных показывает, что, вероятно, может появиться необходимость пересмотра или корректировки нормативной зависимости для описания температурного старения материалов корпусов реакторов.

При изменении нормативных подходов к описанию процессов охрупчивания материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 за время продленной эксплуатации должна быть выполнена ревизия предложенной процедуры с точки зрения величин добавок на эффект флакса и термостарения. При этом получение прогнозных значений по схеме 2 не потребует значительных изменений в случае использования ускоренного облучения материалов образцов-свидетелей с максимально возможным временем выдержки (200 000 часов и более).

Заключение

1 Проведена переоценка экспериментальных результатов исследовательских программ материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 полученных до 2002 года после облучения в блоке №5 Нововоронежской АЭС, обусловленная изменением методики определения флюенса быстрых нейтронов, изменением требований ГОСТ к маятниковым копрам, а также

введением РД по определению значения критической температуры хрупкости по результатам испытаний на ударный изгиб.

2 Получена дополнительная база данных по результатам ускоренных облучений при использовании исследовательского реактора ИР-8.

3 Выполнена оценка влияния плотности потока быстрых нейтронов на степень радиационного охрупчивания материалов корпусов реактора ВВЭР-1000, для чего была проведена статистическая обработка массивов данных по образцам-свидетелям и образцам из исследовательских программ.

4 Не выявлено влияние плотности потока быстрых нейтронов на темп радиационного охрупчивания для основного металла и металла сварного шва с содержанием никеля менее 1,3 %. Для металла сварного шва с содержанием никеля выше 1,3 % выявлено влияние плотности потока быстрых нейтронов, и для сдвига критической температуры хрупкости оно может быть учтено по формуле $\Delta T_F^{\text{низкий флакс}} = 1,25 \Delta T_F^{\text{высокий флакс}}$.

5 Разработана расчетно-экспериментальная процедура применения результатов ускоренного облучения материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 для прогнозной оценки изменения их свойств. При прогнозировании изменения свойств материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 по результатам ускоренного облучения необходимо учитывать:

- эффект флакса в радиационной составляющей сдвига критической температуры хрупкости (ΔT_F) для материалов сварных швов с содержанием никеля выше 1,3 %;
- вклад эффектов температурного старения.

6 Учет влияния температурного старения может быть реализован как добавкой величины, соответствующей прогнозируемому времени по имеющейся расчетной зависимости изменения сдвига критической температуры хрупкости вследствие температурного старения, так и ускоренным облучением образцов температурных комплектов образцов-свидетелей, выдержанных при рабочей температуре значительное время ($t > 100000$ часов) без облучения.

7 Реализован проверочный эксперимент по прогнозированию состояния материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 по ускоренному облучению в соответствии с двумя предложенными способами. Показано, что облучение материала после длительной температурной выдержки материала, соответствующего конкретному корпусу реактора, дает более корректную оценку для прогноза изменения свойств данного корпуса реактора.

8 Разработанная расчетно-экспериментальная процедура может быть использована при обосновании продления сроков эксплуатации корпусов реакторов ВВЭР-1000, в том числе и после восстановительного отжига.

9 Несмотря на хорошие прогнозные качества предлагаемой процедуры, она основана на теоретических допущениях и содержит

расчетные поправки, определённые статистическими методами. Следовательно, прогнозные оценки изменения свойств материалов корпусов реакторов действующих ВВЭР-1000, полученные с помощью этой процедуры, должны со временем быть подтверждены результатами исследований образцов-свидетелей, в том числе, с большим временем выдержки при рабочей температуре корпуса реактора.

Основное содержание диссертации представлено в следующих публикациях

- 1 Erak D., Gurovich B., Shtrombakh Ya., Zhurko D. Degradation and recovery of mechanical properties of VVER-1000 pressure vessel materials. In: Proceedings of the International Symposium Fontevraud 7. 2010. – A096-T01.
- 2 Ерак Д.Ю., Гурович Б.А., Кулешова Е.А., Штромбах Я.И., Забусов О.О., Журко Д.А., Папина В.Б. Процедура использования результатов ускоренного облучения для прогнозирования состояния материала сварных швов корпусов реакторов ВВЭР-1000, соответствующего длительным временам эксплуатации // История науки и техники. – 2013. – №8. – С.45-53.
- 3 Салтыков М.А., Забусов О.О., Гурович Б.А., Артамонов М.А., Дементьев А.П., Кулешова Е.А., Федотова С.В., Журко Д.А. Особенности микроструктуры поверхности разрушения материалов корпусов реакторов ВВЭР–1000 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика радиационных повреждений и явлений в твердых телах». – 2013. – №2. – С.75-81.
- 4 Забусов О.О., Салтыков М.А., Гурович Б.А., Кулешова Е.А., Федотова С.В., Журко Д.А. Радиационно–стимулированная межзеренная сегрегация в материалах корпусов реакторов ВВЭР–1000 // Вопросы атомной науки и техники серия «Физика радиационных повреждений и явлений в твердых телах». – 2013. – №2. – С.82-89.
- 5 Штромбах Я.И., Гурович Б.А., Кулешова Е.А., Ерак Д.Ю., Федотова С.В., Журко Д.А., Забусов О.О. Николаев Ю.А. Экспериментальная оценка эффективности восстановительного отжига корпусов ВВЭР-1000 // Атомная энергия. – 2010. – Т.109. – Вып.4. – С.205–212.
- 6 Gurovich B., Kuleshova E., Shtrombakh Ya., Fedotova S., Zabusov O., K. Prikhodko, D. Zhurko. Evolution of weld metals nanostructure and properties under irradiation and recovery annealing of VVER-type reactors // Journal of Nuclear Materials. – 2013. – 434. – P.72–84.