

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ НА РЕАКТОРЕ ВВР-М

А.Н. Лапин

Создание и развитие объектов атомной энергетики тесно связано с решением материаловедческих проблем работоспособности выбранных конструкционных материалов в эксплуатационных условиях при воздействии нейтронного облучения, повышенных температур и рабочих сред.

В мировой практике решение этих проблем стало возможным с вводом в эксплуатацию исследовательских атомных реакторов различного типа. Одним из самых первых исследовательских реакторов, внесших свой достойный вклад в развитие отечественной и мировой атомной энергетики, явился реактор ВВР-М, построенный в г. Гатчине (район «Орлова роща») в декабре 1959 г., в то время в филиале Ленинградского физико-технического института АН СССР, а в настоящее время – Петербургского института ядерной физики Российской академии наук.

Сразу после запуска в эксплуатацию реактора ВВР-М было начато проектирование, а затем и строительство «горячей» материаловедческой лаборатории ЦНИИ-48 (в настоящее время ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей»), материаловедческие разработки которой в тот период были приняты при проектировании и промышленном освоении на различных металлургических заводах страны при создании промышленных стационарных и транспортных атомных энергетических установок.

По завершении строительства этой лаборатории фактически в г. Гатчине был создан Ленинградский центр радиационного материаловедения (ПИЯФ АН и ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей») по образу и подобию существовавшего уже в то время Московского центра – Института атомной энергии им. И.В. Курчатова и НИИАР в Димитровграде.

Ещё в процессе строительства «горячей» лаборатории коллективом научных сотрудников (физиков) ПИЯФ РАН и научных сотрудников (материаловедов) ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей» на экспериментальной базе реактора ВВР-М были начаты методические разработки, ставшие основой для развития радиационного материаловедения в созданном научном центре.

Была создана методика расчетно-экспериментального измерения нейтронно-спектральных характеристик реактора ВВР-М, а именно, плотности и флюенса нейтронного потока, энергетического спектра нейтронов и т. д., а также методика расчета, измерения и регулирования температурного режима облучаемых в реакторе образцов конструкционных материалов.

Была спроектирована, изготовлена и установлена на реакторе ВВР-М газовакуумная система регулирования и поддержания температуры облучения образцов, что значительно улучшило качество и повысило достоверность результатов экспериментов.

Были решены вопросы доставки высокоактивных образцов из реактора ВВР-М в «горячую» лабораторию (корпус 67) с помощью спроектированного,

изготовленного и сертифицированного упаковочного транспортного комплекта (защитного контейнера).

В результате комплекса материаловедческих исследований, проведенных на реакторе ВВР-М и в «горячей» лаборатории (корпус 67), были решены следующие металловедческие и народнохозяйственные проблемы:

- дано экспериментальное обоснование расчетных характеристик радиационной повреждаемости конструкционных материалов корпусов реакторов, активных зон, внутрикорпусных устройств применительно к реакторам типа ВВЭР;

- исследовано влияние на радиационное охрупчивание практически всех легирующих и примесных элементов, которые входят в состав сталей, применяемых в настоящее время для изготовления корпусов водо-водяных реакторов, или которые могут быть использованы в новых сталях для корпусов реакторов повышенной безопасности. Установлена также зависимость радиационного охрупчивания от процентного содержания указанных элементов.

Полученные результаты исследований являются уникальными, так как они отсутствовали как у отечественных исследователей радиационного охрупчивания (ГНЦ «Курчатовский институт» и ОАО «НИИАР»), так и зарубежных, включая США, Англию, Францию, Германию и др.

С использованием результатов этих исследований были разработаны новые с повышенной радиационной стойкостью стали марок 15X2МФА-А и 15X2НМФА-А, впоследствии – сталь 15X2МФА-А модификаций А и Б и их сварочные материалы. Эти стали и сварочные материалы внедрены при изготовлении реакторов типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, а модифицированная сталь 15X2МФА-А внедряется при создании современных проектов АЭУ, как стационарных, так и плавучих АЭС.

Одновременно были проведены работы по исследованию влияния термической обработки (структуры) на закономерности изменения служебных характеристик конструкционных материалов АЭУ различного типа и назначения. Кроме того, были изучены методы регулирования темпа радиационного повреждения материалов корпуса реактора на основе управления процессом дефектообразования в период эксплуатации путем варьирования режимов нейтронного облучения с целью разработки компенсирующего мероприятия для увеличения срока службы корпуса реактора. В итоге была разработана и внедрена методика расчета на хрупкую прочность корпусов транспортных реакторов при нестационарном температурном режиме эксплуатации. С помощью этой методики был установлен допустимый радиационный ресурс эксплуатации транспортных реакторов, изготовленных из стали типа 15X2МФА-А и 15X2НМФА-А.

С использованием образцов, облученных в каналах реактора ВВР-М, был, примерно в 70-х годах прошлого века, разработан и запатентован режим восстановительного отжига корпусов реакторов, а также захватов промежуточных штанг стационарных реакторов ВВЭР-440 после наработки до заданного ресурса их эксплуатации. Внедрение восстановительного отжига на АЭС позволило продлить срок эксплуатации 13 корпусов реакторов отечественных и зарубежных АЭС. Ряд разработчиков и участников проведения отжига на корпусах реакторов АЭС были

удостоены премии Совета Министров СССР. В их числе – сотрудники ЦНИИ КМ «Прометей» В.И. Баданин, В.А. Игнатов и Н.Н. Алексеенко.

В настоящее время на реакторе ВВР-М и в «горячей» лаборатории наряду с обоснованием расчетных характеристик радиационной стойкости стали 15Х2МФА (модификации А и Б) проводятся исследования радиационной стойкости основного металла и металла сварных швов, разработанных в ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей» корпусных сталей марки 15Х2В2ФА-А, обладающих более высокой скоростью спада наведенной активности, для корпусов перспективных энергетических реакторов.

В последние годы ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей» и ПИЯФ РАН активно сотрудничают в области работ по обоснованию остаточного ресурса несменяемых и неремонтопригодных металлоконструкций реакторов типа РБМК на АЭС России. Только по результатам изучения фактических свойств материалов этих металлоконструкций может быть выполнен обоснованный прогноз их состояния на различные периоды дальнейшей работы реактора.

В связи с этим несомненную актуальность приобретают работы, проведенные в 2007–2008 годах на исследовательском реакторе ВВР-М по подготовке канала отражателя к облучению образцов и получению в нем расчетного флюенса при минимальных рабочих температурах сталей марок 10ХСНД и 10ХН1М и их сварных соединений для несущих металлоконструкций реактора РБМК-1000.

В 2008 году на основе использования полученных результатов и испытания образцов из указанных материалов, облученных в ВВР-М, разработано «Руководство по оценке прочности и остаточного ресурса элементов металлоконструкций реакторов РБМК-1000». На основе этих исследований выполнен прогноз упрочнения и охрупчивания сталей в составе металлоконструкций РБМК и приняты Технические решения о продлении сроков службы энергоблоков.

Наряду с исследованиями низколегированных конструкционных корпусных реакторных сталей и материалов металлоконструкций проводятся исследования радиационной стойкости основного металла и металла сварных швов стали типа 08Х18Н10Т, используемой для элементов внутрикорпусных устройств реакторов различного типа, а также для корпуса строящегося в настоящее время реактора ПИК.

Безусловно, должно и далее продолжаться творческое сотрудничество коллективов наших институтов при разработке обоснования ресурса собственно реактора ВВР-М сверх проектного срока эксплуатации.

Тесное творческое взаимодействие наших коллективов будет продолжено и принесёт свои успехи в области дальнейшего развития атомной энергетики.