

УДК 621.039.58

А.Н.Сташок (6 курс, каф. УЯР), Г.П.Вологодина, к.т.н., доц.

РАБОТОСПОСОБНОСТЬ И НАДЕЖНОСТЬ КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ ВВЭР

Для обеспечения надежности корпусов реакторов необходимо прогнозирование поведения материалов корпусов под облучением. В процессе эксплуатации под действием механических и термических напряжений, коррозионных процессов, ионизирующего излучения и др., в металле происходят структурные изменения, сопровождаемые образованием дефектов, приводящих в конечном итоге к возникновению трещин. Со временем они развиваются и могут привести к разрушению оборудования АЭС.

Возобновить работоспособность корпусов реакторов, отработавших проектный срок эксплуатации, могли только их замена или отжиг. Были проведены отжиг всех корпусов первого поколения и соответствующие исследования, которые привели к следующему результату – темп охрупчивания отожженного металла снизился в несколько раз. Отжиг не только восстанавливает свойства корпусной стали, но и благоприятно ее модифицирует [1].

Работоспособность и надежность материалов корпусов первого поколения ВВЭР (60 – 70-е гг.) не контролировались в рамках программы образцов-свидетелей.

Применялись три различных схемы распределения топлива для уменьшения воздействия нейтронного потока на корпус реактора, тем самым, позволяя повысить их надежность и продлить срок службы.

Во второй половине 80-х годов в Советском Союзе были развернуты работы по непосредственному изучению свойств материалов корпусов реакторов, выводимых из эксплуатации, как наиболее информативному (хотя и крайне трудоемкому) способу определения степени фактического воздействия на эти свойства комплекса эксплуатационных условий. К настоящему времени реализованы 4 отечественные программы вырезки сквозных образцов (трепанов) (рис. 1) из корпусов энергетических и корабельных реакторов, проработавших рекордно длительные периоды времени (20 лет – 1-й блок Нововоронежской АЭС, 1987 г., 30 лет – стенд-прототип 27/ВМ, 1992 г., 20 лет – 2-й блок Нововоронежской АЭС, 1995 г., 19 лет – корпус реактора атомного ледокола «Ленин», 1998 г.). При исследовании материалов трепанов установлены новые особенности закономерностей и механизмов охрупчивания.

Установление для материала каждого конкретного корпуса реактора фактических свойств достигается путем исследования в «горячих» лабораториях темплетов (кусков металла, вырезанных с внутренней поверхности основного металла и шва №4 корпуса реактора). Отбор темплетов был произведен: на 3 блоке Нововоронежской АЭС – 03.1991 и 03.1995, на 4 блоке 09.1991 и 10.1995; на 1 блоке АЭС «Козлодуй» - 09.1996, на 2 блоке – 04.1992; на 2 блоке Кольской АЭС – 08.1999, на 1 блоке – 07.2001.

Долгое время основной программой контроля состояния материала корпуса являлась программа образцов-свидетелей. Облучение образцов может производиться как в исследовательских, так и в энергетических реакторах, как в сухих ампулах, так и в потоке теплоносителя. Разработанная с учетом требований нормативной документации программа охватывает весь комплекс вопросов, связанных с обеспечением контроля свойств металла корпуса реактора реакторной установки с ВВЭР по образцам-свидетелям [3].

Разработан стенд «КОРПУС» для облучения корпусных материалов в условиях, соответствующих современным требованиям. Стенд может быть использован для облучения образцов-свидетелей реакторов ВВЭР и для облучения образцов при обосновании новых проектов. Результаты исследований повысят достоверность заключений по ресурсу и

продлению срока эксплуатации реакторов первого и второго поколения, будут способствовать реализации стратегии развития атомной энергетики.



Рис. 1. Объекты исследований

Современные неразрушающие методы для натурального контроля состояния металла: метод кинетической твердости основан на записи диаграммы вдавливания индентора в координатах: «нагрузка на индентор – глубина внедрения индентора»; метод кинетической ферритометрии предлагается, как натуральный неразрушающий метод оценки степени усталостного повреждения путем определения изменения ферритной фазы в аустенитной стали в процессе пластического деформирования; магнитный метод заключается в активном воздействии на объект контроля магнитным полем по заданному циклу намагничивания, и измерении параметров магнитного гистерезиса при помощи приставного магнитного устройства.

Внедрение в практику эксплуатационного контроля безобразцовой технологии оценки состояния металла наиболее нагруженных зон позволило не только аргументировано и статистически достоверно оценивать текущее состояние оборудования и трубопроводов АЭС, но и заложить прочную базу в обоснование сроков эксплуатации сверх проектного [2].

Основные положения Стратегии развития атомной энергетики до 2010 г. предусматривают обеспечение безопасности и рентабельности реакторов первого и второго поколения при продлении сроков их эксплуатации на основе определения реального ресурса, в первую очередь, корпуса реактора и других незаменимых элементов.

ЛИТЕРАТУРА:

1. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86) / Госатомэнергоназор СССР. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
2. Баландин Ю.Ф., Горынин И.В., Звездин Ю.И., Марков В.Г. Конструкционные материалы АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1984, - 280 с.
3. Кеворкян Ю.Р. Физические аспекты проблемы радиационной стойкости материалов корпусов реакторов АЭС: Обзор. – М.: ЦНИИатоминформ, 1989. – 76 с.