

УДК 629.039.58

ОТЖИГ КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР-440

Сосновский А.А.

Научный руководитель – старший преподаватель Романко В.А.

Одним из наиболее ответственных элементов конструкции реакторов ВВЭР 440 является корпус реактора. Надежность и работоспособность корпуса во многом определяет безопасность эксплуатации АЭС в целом. Под действием облучения в металле корпуса реактора развиваются радиационные дефекты, приводящие к охрупчиванию металла, то есть к возрастанию и сближению пределов текучести и прочности, сдвигу критической температуры хрупкости в сторону высоких температур, снижению ударной вязкости. Радиационное охрупчивание ограничивает срок безопасной эксплуатации корпуса, так как со временем возрастает вероятность хрупкого разрушения корпуса, особенно в ситуациях, связанных с аварийным расхолаживанием. Радикальным средством, позволяющим решить вопрос о продлении ресурса корпуса, является отжиг металла сварного шва, расположенного на уровне активной зоны. Размер зоны отжига ограничен только областью сварного шва. [1]

Процедура отжига разработана в НИЦ «Курчатовский институт». Процесс проходит в реакторном зале, реактор остается на своем штатном месте. Специальная печь для отжига монтируется на реактор и опускается внутрь корпуса. Металл медленно нагревают до температуры отжига (обычно около 475 градусов Цельсия) и затем выдерживают при этой температуре в течение 150 часов и более, после чего постепенно охлаждают.

Конструкционные материалы под действием облучения испытывают структурные превращения, оказывающие отрицательное влияние в первую очередь на механические свойства и коррозионную стойкость. Из всех видов облучения (нейтроны, α - и β - частицы, γ -излучение) наиболее сильное влияние оказывает нейтронное облучение.

На рисунке 1 представлена модель радиационных повреждений, возникающих при соударении высокоэнергетических нейтронов с атомами кристаллической решетки.

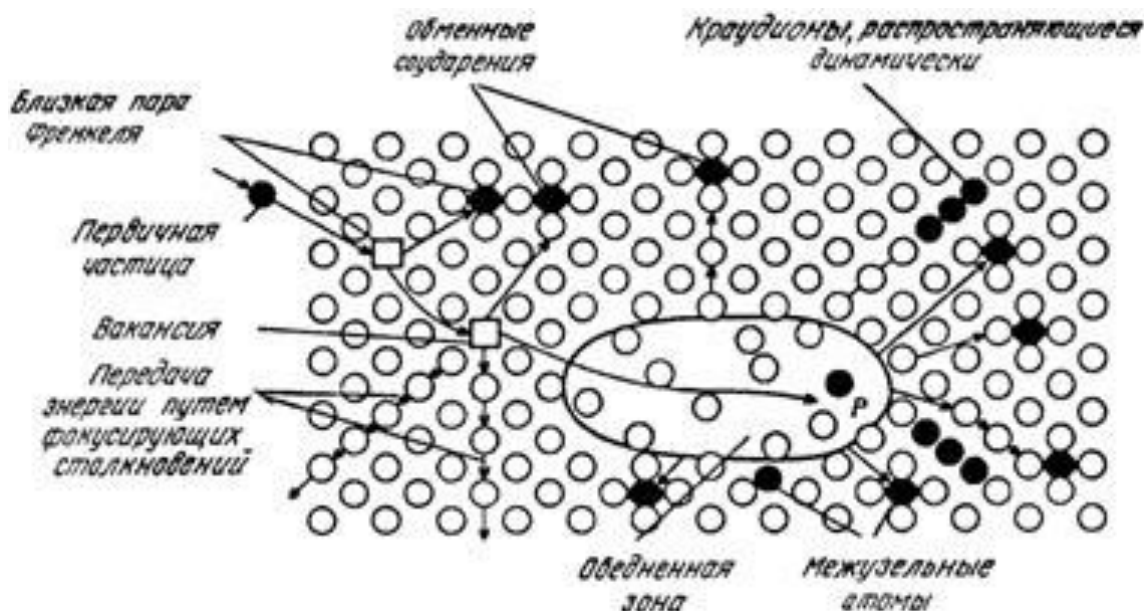


Рисунок 1. Модель радиационных повреждений, возникающих при соударении нейтронов с атомами кристаллической решетки (модель Зеегера)

Соударения вызывают смещения атомов или каскад смещений в решетке в зависимости от количества энергии, передаваемой нейтроном атому металла. Подвергшийся удару нейтроном первый атом, подобно бильярдному шару, ударяя по другим атомам, вызывает в решетке дополнительные смещения. В результате развития каскада образуются объемы с

высокой концентрацией вакансий, по периферии, окруженные зонами с повышенной плотностью межузельных атомов. [2]

Исторически сложилось, что прочность RPV (от англ. Reactor pressure vessel – реакторный сосуд высокого давления) оценивается посредством испытания образцов-свидетелей, помещаемых в ядерный реактор. Оценку производят такими показателями, как деградация вязкости разрушения (определяется по радиационному сдвигу температуры перехода TT_{41J} на энергетическом уровне 41 Дж), а также по изменению уровня энергии верхнего слоя материала USE (от англ. upper-shelfenergy).

Экспериментально эффективность проведения отжига проверяется на образцах Шарпи с V-надрезом. Результаты испытаний на ударный изгиб представлены в виде графика для двух образцов, один из которых был подвергнут облучению. В качестве примера рассмотрен отжиг образца при температуре 454°C в течении 168 часов, хотя возможны процедуры при температуре 343°C/168 ч, 454°C/24 ч, 454°C/96 ч и др. График представлен на рисунке 2. На нем также отображены проценты восстановления образцов. [3]

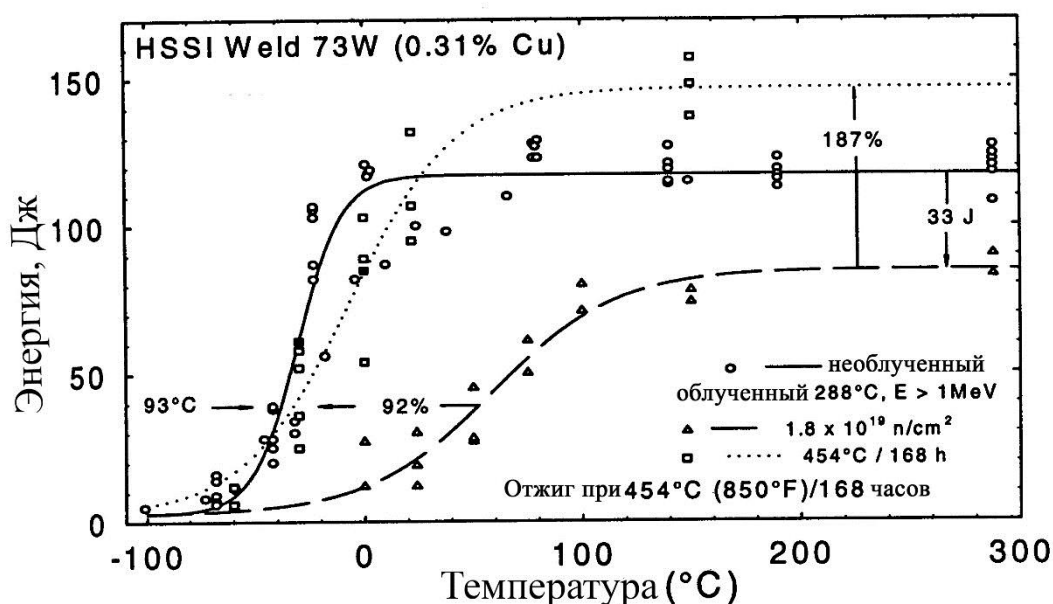


Рисунок 2. Результаты испытаний на ударный изгиб облученных и необлученных образцов Шарпи с V-надрезом, подвергнутых отжигу при температуре 454°C в течении 168 часов

Результаты отжига на материалах реакторов в США показали, что отжиг при 454 ° C привел к полному восстановлению USE, и 75% или более восстановлению температуры перехода TT Шарпи на энергетическом уровне 41 J. Отжиг при 343 ° C обеспечил значительно меньшую выгоду.

В отчете EPI TR-106001, декабрь 1995 года, опубликованы результаты некоторых исследований радиационного охрупчивания и повторного отжига. Отжиг при 454 ° C привел к восстановлению 80-100% температуры перехода и 100% восстановление USE. Отжиг при 343 ° C привел к примерно 40% восстановлению температуры перехода.

Поэтому температуру 454°C считают оптимальной «сухой» температурой отжига.

Восстановление механических характеристик зависит от:

- Разности температур облучения и термического отжига;
- Времени отжига;
- Химического состава материалов;
- Степени радиационных повреждений материала.

Выбор температуры отжига требует некоторых компромиссов: более высокие температуры (и более длительные периоды отжига) обеспечивают лучшее восстановление вязкости разрушения и прочностных свойств при растяжении, но могут стимулировать термическое старение. Однако высокие температуры также создают большие инженерные

проблемы, чтобы гарантировать, что операция отжига не повреждает сосуд, опоры, трубопроводы охлаждающей жидкости, опоры для труб, соседние бетон, изоляцию и т. д.

В настоящее время выделяют два основных типа отжига: влажный и сухой.

Влажный отжиг проводят при температурах $<650\text{ }^{\circ}\text{F}$ ($343\text{ }^{\circ}\text{C}$). Охлаждающая вода реактора обычно нагревается насосами. Данный метод не столь сложный с инженерной точки зрения, поскольку температура первичной воды контролируется нагревом насоса до расчетной температуры емкости $343\text{ }^{\circ}\text{C}$. Поскольку нормальная рабочая температура многих коммерческих PWR в США составляет приблизительно $288\text{ }^{\circ}\text{C}$, то влажный отжиг является лишь частично эффективным, так как температурный перепад между нормальной рабочей температурой и температурой отжига $343\text{ }^{\circ}\text{C}$ недостаточно высок для получения значительных механических регенерационных свойств. Влажный отжиг не является практическим решением для текущих действующих реакторов PWR.

Сухие отжики проводят при более высоких температурах, чем влажные. В данном случае нагревается не вода, как при влажном отжиге, а воздух внутри реактора. Для нагрева используют электрический нагревательный источник. Сухой отжиг требует удаления основных внутренних структур и первичной воды, так что источник радиационного нагрева может быть вставлен вблизи стенки сосуда, чтобы локально нагревать зону охрупченной зоны реактора. Однако, при проведении данной процедуры важно провести соответствующие расчеты, чтобы гарантировать, что другие участки реакторной установки (например, бетон, или трубопроводы) не были повреждены высокими температурами. [4]

Как и механизмы разрушения облучением, которые вызывают охрупчивание материалов реактора, механизмы термического отжига, которые приводят к восстановлению прочности материала, являются довольно сложными. При облучении материала с медными примесями образуются богатые медью осадки диаметром около 1-2 нм и различные формы разрушения матрицы (например, дислокационные петли). Обработка термическим отжигом растворяет большинство малых кластеров и комплексов дефектов, вызванных облучением, но растворение медных образований фактически приводит к увеличению их размера до 3 - 5 нм.

По имеющимся данным рассеяния нейтронов с малым углом (SANS) и атомно-зондовой томографии (APT) по облучению / отжигу / переоблучению медносодержащих материалов можно сделать заключение:

- В облученном состоянии наблюдалась высокая плотность сверхтонких осадков, обогащенных Cu, Mn, Ni и Si (рисунок 3).

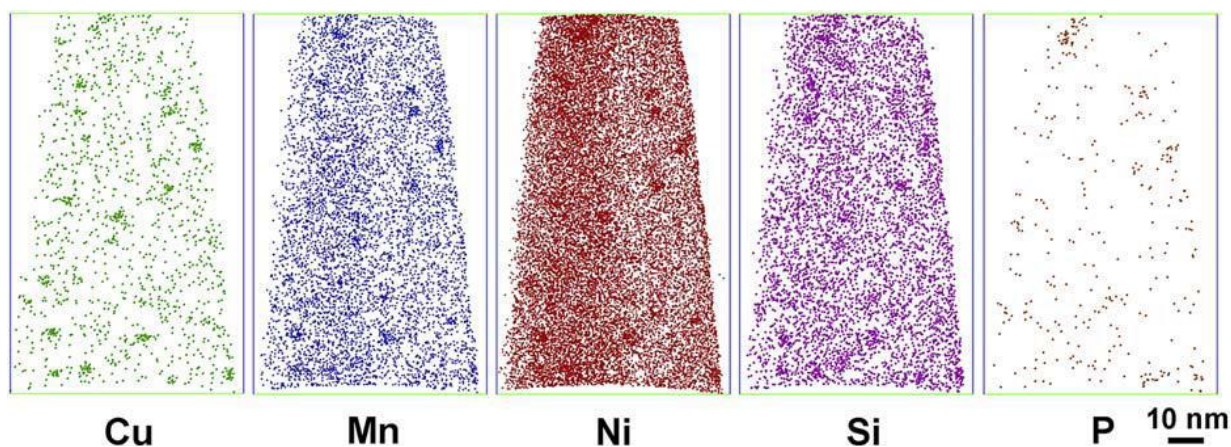


Рисунок 3. Атомно-зондовая томография облученного материала

- В условиях облучения с последующим отжигом плотность и число обогащенных Cu осадков уменьшилась более чем на порядок, и их размер (радиус) значительно увеличился.
- В условиях облучения, последующего отжига и повторного облучения наблюдалась высокая плотность сверхтонких осадков, обогащенных Cu, Mn, Ni и Si, что очень похоже

на облученное состояние. Кроме того, было обнаружено растворенное растворение Cu, Ni, Mn, Si и P в дислокациях. [5]

Литература

1. Шрахта, П. Отжиг корпуса реактора ВВЭР-440 / П. Шрахта // IAEA publications [Электронный ресурс]. – 2004. – Режим доступа: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/29/018/29018579.pdf. – Дата доступа: 05.04.2017.
2. Зборщик, А.М. Новые материалы в металлургии / А.М. Зборщик. - Донецк: ГБУЗ «ДонНТУ», 2008. – 253 с.
3. Gelles, D.S. Effects of Radiation on Materials: 17th International Symposium / D.S. Gelles // Google Books [Electronic resource]. – West Conshohocken, 1996. – Mode of access: <https://books.google.by/books?id=LyahDj2GyW0C&pg=PA287&lpg=PA287&dq=HSSI+weld+73W&source=bl&ots=8uMCbZBSeI&sig=kWDpdcV7bRd34GHXkee9DPSibYI&hl=ru&sa=X&ved=0ahUKEwjTuNXzoJrTAhUJS5oKHZ9wDyYQ6AEIGDAA#v=onepage&q=HSSI%20weld%2073W&f=false>. – Date of access: 05.04.2017.
4. Server, W. Thermal annealing of reactor pressure vessels is a needed mitigation option / W. Server // IAEA publications [Electronic resource]. –Vienna, 2013. – Mode of access: https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2013/2013-11-05-11-08-TM-NPE/38.Server_USA.pdf. – Date of access: 05.04.2017.
5. Патент РФ № 99115486/02, 13.07.1999. Сталь для корпусов атомных реакторов повышенной надежности и ресурса // Патент России № 2166559. 2001. Бюл. № 33. / Горынин И.В., Карзов Г.П., Филимонов Г.Н. [и др.].