

**ВПЛИВ НЕЙТРОННОГО ОПРОМІНЕННЯ НА КОРПУС АТОМНОГО РЕАКТОРУ ЗІ
СТАЛІ 15X2НМФА**

**ВЛИЯНИЕ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА КОРПУС АТОМНОГО РЕАКТОРА ИЗ
СТАЛИ 15X2НМФА**

**INFLUENCE OF NEUTRON IRRADIATION ON A NUCLEAR REACTOR VESSEL OF
15Cr2NiMoVA STEEL**

Науковий керівник - кафедра АЕС; доцент, , к.ф.-м.н.

Зотеев О.С., Зотеев О.Е., Zoteev O.E.

Магістр – Шматков Д.С., Шматков Д.С., D.S. Shmatkov

Аннотация. В работе проведен анализ образцов – свидетелей (ОС) из контейнеров второй и третьей выгрузки третьего блока Ровенской атомной электростанции. За основу работы было взято третью выгрузку, поскольку она на данный момент несет в себе основные данные, характеризующие состояния материала корпуса реактора (КР). Ценностью работы является получение подтверждения работоспособности КР и возможность осуществления продления ресурса за счет запаса прочности. Сравнение 2 и 3 выгрузки необходимо для обоснования существующих матмоделей и прогноза скорости деградации металла корпуса напротив АЗ. В целом проведенный анализ подтвердил работоспособность КР и возможность продления ресурса, однако при эксплуатации атомной установки после продолжения ресурса, согласно международных стандартов, необходима модернизация ОС. Целью модернизации программы ОС блока №3 Ровенской АЭС является обеспечение сопровождения эксплуатации КР до конца проектного срока службы и с учетом его продолжения при реализации компенсирующих мероприятий. Также была рассмотрена программа дистанционного контроля и продолжения ресурса, внедренная на Чешской станции Темелин.

Ключевые слова: Матмодели , деградация материалу , модернизация ЗС , продовження експлуатації.

Анотация. В работе проведен анализ зразків-свідків (ЗС) з контейнерів другого та третього вивантаження третього блоку Рівненської атомної електростанції. За основу роботи

було взято третє вивантаження , оскільки воно на даний момент несе в собі основні данні щодо стану матеріалу корпусу реактора (КР). Цінністю роботи є отримання підтвердження працездатності КР та можливість здійснення продовження ресурсу за рахунок запасу міцності. Порівняння 2 та 3 вивантаження необхідно для обґрунтування існуючих матмоделей та прогнозу швидкості деградації металу корпусу навпроти АЗ. В цілому проведений аналіз підтвердив працездатність КР та можливість продовження ресурсу, однак при експлуатації атомної установки після продовження ресурсу, згідно міжнародних стандартів, необхідна модернізація ЗС. Метою модернізації програми ЗС блоку №3 Рівненської АЕС є забезпечення супроводу експлуатації КР до кінця проектного терміну служби і з урахуванням його продовження при реалізації компенсуючих заходів. Також була розглянута програма дистанційного контролю та продовження ресурсу, впроваджена на Чеській станції Темелін.

Ключові слова: Матмоделі , деградація матеріалу , модернізація ЗС , продовження експлуатації.

Annotation. The analysis of survival – specimens (SS) from containers of the second and third unloading of the third block of the Rivne nuclear power plant is carried out. The third unloading was taken as a basis, as it currently carries the most recent data on the state of the reactor vessel (RV)material. The value of the work is to obtain confirmation of the working capacity of the RV and the possibility of extending the resource at the expense of the safety margin. Comparison of 2 and 3 unloading is necessary to substantiate the existing matmodels and predict the rate of degradation of the vessel metal opposite the reactor core. In general, the analysis confirmed the efficiency of the RV and the possibility of extending the life, but in the operation of a nuclear installation after the extension of the life, according to international standards, it is necessary to modernize the SS. The purpose of the modernization program of the SS of unit 3 of Rivne NPP is providing support operating the RV until the end of design life and taking into account its extension in the implementation of compensating measures.The program of distance control, resource extension that was implemented at the Czech Temelin NPP was considered too.

Key words: Mathematical models , degradation of the material , modernization of survival specimen, continuation of the operation.

Вступ

Безпечна експлуатація реакторної установки залежить від багатьох інженерно - технічних, технологічних, економічних і організаційних чинників і визначається, головним чином, надійністю фізичних бар'єрів, що утримують продукти ядерних реакцій від поширення в навколишнє середовище. Одним з найбільш важливих бар'єрів безпеки в РУ ВВЕР-1000 є корпус реактора. Основною вимогою до корпусу реактора є збереження цілісності при нормальній експлуатації, при порушенні нормальної експлуатації та при аварійних ситуаціях протягом усього терміну експлуатації. Дія експлуатаційних факторів (нейтронного опромінення, підвищеної температури, циклічного навантаження) на метал КР (основний метал і метал зварних швів) призводить до зміни властивостей металу - перш за все, до зниження опору крихкому руйнуванню [1 -5]. При несприятливих умовах зміни температури і тиску теплоносія в перехідних і аварійних режимах може статися крихке руйнування КР. Крихке руйнування є найбільш небезпечним видом руйнування, оскільки воно відбувається миттєво без помітного контрольованого зміни розвитку деформацій і може привести до повного руйнування корпусу. Тому дані про розвиток процесу радіаційного окрихчення металу КР важливі з точки зору безпечної експлуатації АЕС. Здійснення контролю за станом металу корпусу реактора в процесі експлуатації є одним з основних умов забезпечення безпеки КР і реакторної установки в цілому. Контроль стану металу КР здійснюється неруйнівними і руйнівними методами. Контроль зміни властивостей металу КР неруйнівними методами проводиться за програмою ОС шляхом випробувань зразків-свідків, які встановлюються в реактор згідно з вимогами нормативної та конструкторської документації [6 -9].

Визначення об'єкта дослідження

Отримання підтвердження працездатності корпусу реактора і можливість здійснення продовження ресурсу за рахунок запасу міцності.

Цілі та обґрунтування необхідності дослідження

За допомогою зразків-свідків контролюється зміна механічних властивостей (межі текучості, тимчасового опору розриву, відносного подовження, відносного звуження) і характеристик опору крихкому руйнуванню (критичної температури переходу металу з вузького в крихке стан, в'язкість руйнування).

Результати випробувань ЗС є представницькими і можуть бути використані для оцінки властивостей металу КР тільки в тому випадку, якщо з необхідною точністю відомі умови

опромінення зразків в реакторі і самої КС. Отже, програма ЗС повинна супроводжуватися ретельною дозиметрією ЗС і КР.

Основною метою програми зразків-свідків є підтвердження консервативності залежностей зміни властивостей, прийнятих в обґрунтуванні призначеного терміну служби корпусу реактора. Реалізація програм контролю властивостей металу КР за зразками-свідкам є додатковою можливістю отримання експериментальної інформації по радіаційному охрупчіванню матеріалів корпусів реакторів для встановлення фактичних змін властивостей матеріалу КР в процесі експлуатації і уточнення нормативних залежностей при оцінці радіаційного охрупчівання матеріалів КР.

Методика випробування зразків на статичний розтяг 2-ой вивантаження

Для визначення характеристик міцності і пластичності зразків-свідків матеріалів корпусу реактора Ров.АЕС-3 були проведені випробування на одноосьовий статичний розтяг зразків основного металу і металу зварного шва контрольного комплекту (в неопромінених стани), після опромінення і термічного старіння. Зразки випробовувалися на універсальній розривній машині фірми INSTRON тисячі двісті п'ятдесят три і універсальній випробувальній машині 1668 зі швидкістю навантаження 2 мм / хв при температурах + 23 ° і + 350 ° С. На кожну температуру відчувалося по три зразка. Випробувальні машини мають свідоцтво про проходження щорічного планового державної перевірки. Випробування і обробка результатів проводилася згідно ГОСТ 1497-84 [Метали. Методи випробування на розтягування при кімнатній температурі] і ГОСТ 9651-84 [Метали. Методи випробування на розтягування при підвищених температурах].

Методика випробування зразків на статичний розтяг 3-ой вивантаження

Виготовлення реконструйованих зразків ОМ і МШ для випробувань на в'язкість руйнування проводилася відповідно до половинок штатних ОС типу СОД і ударний вигин типу Шарпі. Ширина використовуваної вставки дорівнювала 20 мм. Зразок наведено на мал. 1.

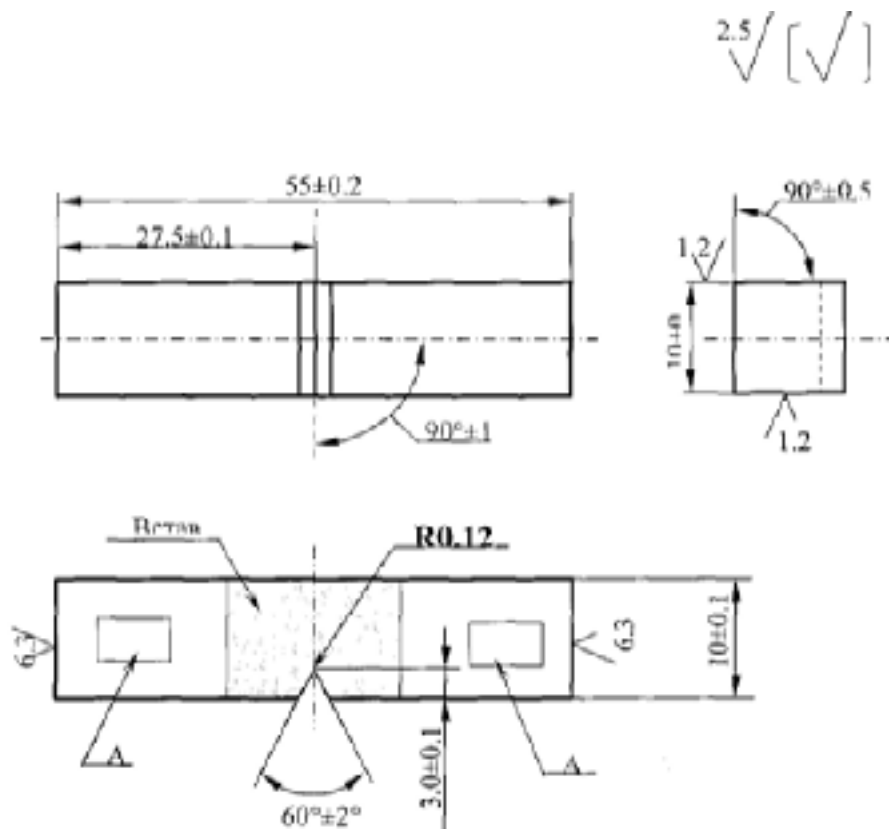
При виконанні даної роботи базової експериментальною установкою, яка використовується як для вирощування вихідних втомних тріщин в зразках, так і для випробувань, була автоматизована універсальна випробувальна машина «Румуль МІКРОТРОН» потужністю 2000 кГс (Швейцарія), навантажує рама якої встановлена в захисній від радіоактивного випромінювання камері. Керуючий модуль установки оснащений персональним комп'ютером і відповідним програмним забезпеченням, що дозволяє проводити роботи в режимі повністю

автоматизованого контролю. Вирощування вихідних втомних тріщин проводилося відповідно до вимог стандарту і методики в автоматичному режимі контролю величин навантаження, кількості циклів і довжини тріщини. Випробування зразків проводилися в режимі контролю зміщення але осі навантаження зі швидкістю 0,1 мм / хв. При цьому записувалася діаграма навантаження в координатах "переміщення-навантаження". Навантаження доводилося до моменту стрибкоподібного руйнування зразка або до проходження максимального навантаження. Для створення необхідної температури випробування використовувалася термокамера, встановлена на рамі випробувальної машини. Похибка дотримання заданої температури зразка в перерізі з тріщиною не перевищувала $\pm 2^\circ \text{C}$. Контроль температури здійснювався за допомогою повірених термопар типу "ХА" і цифрового термометра.

Обробка діаграм випробування і розрахунок характеристики КІс проводилися за формулами документів . Вимірювання довжини тріщини на зламах зразків здійснювалося за допомогою катетометри КМ-6. Побудова температурної залежності в'язкості руйнування проводилося незалежно за двома методиками. Перша використовує експонентну функцію виду для встановлення температурної

$$K_{Ic} = 25 + b \cdot \exp(z \cdot T)$$

кривої середніх значень в'язкості руйнування без розгляду меж коректних значень КІс по параметру поперечної деформації і без перерахунку на товщину стінки КР. Ця методика позначається як «двопараметрична модель». Друга методика заснована на концепції базової кривої і викладена в першій частині документа .



А - місця для маркування зразка (два місця)

Мал. 1 - Ескіз реконструйованого зразка на в'язкість руйнування (типу СОД) для випробувань на триточковий згин.

Висновки

На підставі аналізу результатів випробувань зразків-свідків третє опромінене і температурного комплектів матеріалів корпусу реактора енергоблоку № 3 Рівненської АЕС встановлено наступне.

1. Мінімальні і максимальні значення флюенсів нейтронів для контейнерних зборок ЗЛ1-ЗЛ5 рівні:

індекс КС	$F(E)^{\min_{E>0.5}}$	індекс КС	$F(E)^{\max_{E>0.5}}$
	M^{-2}		M^{-2}
ЗЛ1	$1.42 \cdot 10^{23}$	ЗЛ1	$7.19 \cdot 10^{23}$
ЗЛ2	$1.41 \cdot 10^{23}$	ЗЛ2	$6.31 \cdot 10^{23}$
ЗЛ3	$0.926 \cdot 10^{23}$	ЗЛ3	$4.35 \cdot 10^{23}$
ЗЛ4	$1.26 \cdot 10^{23}$	ЗЛ4	$6.53 \cdot 10^{23}$
ЗЛ5	$1.48 \cdot 10^{23}$	ЗЛ5	$7.36 \cdot 10^{23}$

2. Випробування на статичну одновісне розтягнення зразків в стані після теплової витримки протягом ~ 128500 годин роботи реактора показали наступне:

- Термічне старіння призвело до підвищення пластичності зразків-свідків основного металу і металу зварного шва. Для металу зварного шва цей ефект досяг 3.5% при $T_{ісп} = 23^\circ \text{C}$ і 3.9% при $T_{ісп} = 350^\circ \text{C}$.

- Характеристики міцності основного металу в результаті термічного старіння при $T_{ісп} = 23^\circ \text{C}$ практично не змінилися і при $T_{ісп} = 350^\circ \text{C}$ також не великі.

- Для металу зварного шва термічне старіння призвело до значимого знеміцнення. Так при $T_{ісп} = 23^\circ \text{C}$ $\Delta R_{p0.2}$: досягає -70 МПа.

- Таким чином, термічне старіння не привело до істотного зниження експлуатаційних характеристик основного металу і металу зварного шва, що визначаються за результатами випробувань на статичний розтяг.

3. Випробування на статичну одновісне розтягнення зразків в стані після опромінення різними флюенсами швидких нейтронів показали наступне:

- Для основного металу і металу зварного шва при $T_{ісп} = 23^\circ \text{C}$ і $T_{ісп} = +350^\circ \text{C}$ спостерігається радіаційне зміцнення - збільшення межі плинності і межі міцності.

- Пластичність основного металу і металу зварного шва в результаті опромінення підвищилася.

- Зміни під дією опромінення межі текучості і межі міцності основного металу при $T_{ісп} = 23^\circ \text{C}$ значно більше, ніж для металу зварного шва. При $T_{ісп} = 350^\circ \text{C}$ зміни під дією опромінення цих характеристик основного металу і металу зварного шва близькі.

- Зміна під дією опромінення межі текучості і межі міцності основного металу і металу зварного шва не носить критичного характеру.

4. Для визначення впливу термічного старіння і радіаційного окрихчення на матеріал зразків-свідків корпусу реактора Ров.АЕС-3 повинні використовуватися наступні значення $T_{к0}$: для ОМ: $T_{к0} = -88^\circ \text{C}$; для МШ: $T_{к0} = -68^\circ \text{C}$; для ЗТВ: $T_{к0} = -73^\circ \text{C}$.

5. Термічне старіння протягом ~ 128500 годин роботи реактора призвело до наступних змін критичної температури крихкості зразків-свідків матеріалів корпусу реактора Ров.АЕС-3: для ОМ: $\Delta T_T = +11^\circ \text{C}$; для МШ: $\Delta T_T = +24^\circ \text{C}$; для ЗТВ: $\Delta T_T = -2^\circ \text{C}$.

Отримані для ОМ і МШ зрушення в 11 і 24°C свідчить про перевищення експериментальних значень над розрахунковими: відповідно до моделі, прийнятої для розрахунку матеріалів корпусів реакторів ВВЕР-1000 на опір крихкому руйнуванню зрушення критичної температури крихкості після 50000 годин термічного старіння приймається рівним 0°C . Од-

нак можна припустити, що отримані зміни критичної температури крихкості не носять критичного характеру для забезпечення крихкої міцності корпусу реактора РАЕС-3.

6. Для забезпечення показності результатів дослідження третього променевого комплекту Ров.АЕС-3 була використана методика реконструкції. Групи однорідно опромінених штатних і реконструйованих зразків, сформовані для визначення значень критичної температури крихкості, у всіх випадках були не менш 12 зразків. Всі значення критичної температури крихкості, отримані в цьому звіті за результатами дослідження основного металу і металу зварного шва третього опроміненого комплекту зразків - свідків Ров.АЕС-3, є представленими для аналізу радіаційного окрихчення корпусу реактора.

7. Забезпечення показності даних по радіаційному охрупчіванню матеріалу зони термічного впливу з використанням методики реконструкції неможливо. Сформовані для випробувань на ударний вигин групи зразків зони термічного впливу не можуть розглядатися представницькими з точки зору вимог норм розрахунку на міцність і певні по цих групах зразків значення критичної температури крихкості можуть розглядатися лише як оціночні.

8. Випробування зразків на ударний вигин третього променевого комплекту РАЕС-3 показали наступне:

- Для зразків-свідків основного металу, металу зварного шва і зони термічного впливу радіаційне окрихчення, в середньому (тобто лінія регресії), нижче нормативного. Всі експериментальні точки, отримані при дослідженні 3-го опроміненого комплекту зразків-свідків, також лежать нижче нормативних залежностей.

- Для зразків-свідків основного металу і металу зварного шва були отримані значення критичної температури крихкості для флюенса швидких нейтронів, що перевищують призначені проектом рівні. З огляду на високий ступінь показності отриманих з використанням методики реконструкції експериментальних даних для основного металу і металу зварного шва це дає підставу припускати, що радіаційне окрихчення основного металу і металу зварного шва корпусу реактора Ров.АЕС-3 при проектному флюенсу нейтронів не перевищить нормативних значень.

9. Проведено реконструкцію та випробування зразків на в'язкість руйнування типу СОД ОМ і МШ в початковому стані. В якості вихідного матеріалу використані половинки випробуваних штатних зразків типу СОД контрольного комплекту.

- При використанні двопараметричної моделі отримані наступні результати: для ОМ: $T_{0JC} = -158 \text{ } ^\circ \text{C}$; для МШ: $T_{0JC} = -143 \text{ } ^\circ \text{C}$.

- Перехідні області для реконструйованих зразків лежать правіше на 10°C для ОМ і на 14°C - для МШ в порівнянні з результатами, отриманими раніше на штатних зразках. Крім цього, для штатних зразків нижня полиця має значно вищий рівень порівняно з реконструйованими зразками. На цій підставі, зроблено висновок, що результати випробувань штатних ОС на в'язкість руйнування непередставницьким для оцінки зміни властивостей матеріалів корпусу реактора РАЕС-3, і прийнято рішення не використовувати результати випробування штатних ОС типу СОД для оцінки ступеня радіаційного та теплового охрупчivanja ОМ і МШ стінки КР.

- Встановлено, що як для ОМ, так і для МШ базова крива некоректно описує масив експериментальних даних. Більше половини точок лягають поза 90% області довірчої ймовірності. При цьому значна частина їх виявилася нижче 5% кордону, що свідчить про заниження величини ТК (0) (К_Т) для ОМ і МШ щодо реальної. У зв'язку з цим, оцінку ступеня теплового і радіаційного окрихчення ОМ і МШ третього терміну огляду слід проводити по двох параметричної моделі.

10. Проведено реконструкцію та випробування зразків на в'язкість руйнування типу СОД ОМ і МШ в стані після теплової витримки. В якості вихідного матеріалу використані половинки штатних зразків типу СОД Зего теплового комплекту.

- При використанні двопараметричної моделі отримані наступні результати:

для ОМ: $\text{ТТТС} = -139^{\circ}\text{C}$; $\Delta\text{ТТТС} = 19^{\circ}\text{C}$;

для МШ: $\text{ТТТС} = -140^{\circ}\text{C}$; $\Delta\text{ТТТС} = 3^{\circ}\text{C}$.

Отриманий для ОМ зрушення в 19°C свідчить про перевищення експериментальних значень над розрахунковими: відповідно до моделі, прийнятої для розрахунку матеріалів корпусів реакторів ВВЕР-1000 на опір крихкому руйнуванню зрушення критичної температури крихкості після 50000 годин термічного старіння приймається рівним 0°C . Слід зазначити, що отримане значення лежить в межах оцінюваної похибки величини $\Delta\text{ТТТС}$.

- Для МШ скільки-небудь значимого зсуву температурної залежності в'язкості руйнування внаслідок теплової витримки не виявлено.

11. Проведено реконструкцію та випробування зразків-свідків третього терміну огляду на в'язкість руйнування типу СОД ОМ і МШ в стані після опромінення. В якості вихідного матеріалу использова

Література

1. Зотеев О. Е. Основные методы анализа влияния нейтронного излучения на корпус реактора. // Сборник докладов “Повешения безопасности на АЕС”(07.12.2010). – 2010. – С. 71-75.
2. Принципиальные положения контроля свойств металла корпуса реактора ВВЭР в процессе эксплуатации по образцам-свидетелям. РИЦ “Курчатовский институт”. -1993 с.
3. Образцы-свидетели. Техническое описание и инструкция по эксплуатации. 1152.75.00.000. ТУ 108-11-414-79. - СКБ “Ижорские заводы”. -1981.
4. Нейтронно-активационные индикаторы и индикаторы температуры облучения для модернизированных образцов-свидетелей металла корпуса реактора ВВЭР-1000. Технические условия ТУ 62-1953. - РИЦ “Курчатовский институт”. - 2003.
5. Образцы-свидетели. Ровенская АЭС, блок № 3. Формуляр. - 1980.
6. Образцы-свидетели. Ровенская АЭС, блок № 3. 1152.75.00.000. Формуляр. - 1980.
7. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПНАЭ Г-7-002-86.
8. Правила и устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПНАЭ Г-7-008-89.
9. Методика прогнозирования температурной зависимости вязкости разрушения материалов корпусов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. РД ЭО 0350-2.
10. Обґрунтування методики визначення критичної температури крихкості корпусної сталі при випробуванні малорозмірних зразків на ударний вигин. - М .: ІАЕ. - 1990.