

Досвід обстеження опроміненого ядерного палива на АЕС України за допомогою стенду інспекції і ремонту палива

- **Зуйок Валерій Анатолійович**, канд. фіз.-мат. наук
Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-4256-1714>

- **Красноруцький Володимир Семенович**, канд. фіз.-мат. наук
Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-8953-0723>

- **Грицина Віктор Михайлович**
Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-4341-007X>

- **Рудь Роман Олександрович**
Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна

- **Трет'яков Михайло Віталійович**
Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна

- **Куштим Яна Олексіївна**
Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-7600-4129>

- **Грудницький Вадим Володимирович**, канд. техн. наук
Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна

- **Зігунов Володимир Володимирович**
Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна

- **Слепцов Олексій Миколайович**, канд. фіз.-мат. наук
Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут», м. Харків, Україна

- **Касперович Ігор Леонідович**
Відокремлений підрозділ «Атомремонтсервіс» Державного підприємства «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом», м. Славутич, Україна

- **Соловйов Юрій Володимирович**
Відокремлений підрозділ «Атомремонтсервіс» Державного підприємства «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом», м. Славутич, Україна
- **Медінцов Володимир Вікторович**, канд. техн. наук
Відокремлений підрозділ «Атомремонтсервіс» Державного підприємства «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом», м. Славутич, Україна
- **Глушенков Роман Сергійович**
Державне підприємство «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-8920-8291>

Під час робіт із впровадження у ДП «НАЕК «Енергоатом» стенду інспекції і ремонту палива виробництва компанії «Westinghouse» (США) фахівцями Відокремленого підрозділу «Атомремонтсервіс» та Науково-технічного комплексу «Ядерний паливний цикл» розроблено і верифіковано методики обробки результатів інспекції тепловидільних збірок, отриманих обладнанням стенду інспекції і ремонту палива, та проведено комплекс робіт з модифікації стенду для забезпечення можливості інспекції тепловидільних збірок виробництва компанії АТ «ТВЭЛ» (РФ) і встановлення формозмінених тепловидільних збірок.

Продемонстровано, що обладнання стенду інспекції і ремонту палива із реалізованими модифікаціями дозволяє з використанням розроблених методик отримати дані, які характеризують технічний стан твелів та тепловидільних збірок, які наразі експлуатуються на АЕС України з реакторами ВВЕР-1000 типу В-320.

На підставі результатів обстеження близько 86 тепловидільних збірок типу ТВЗ-W/WR (компанії «Westinghouse», США) та 10 тепловидільних збірок типу ТВЗА (компанії АТ «ТВЭЛ», РФ) зроблено висновок, що отримані значення параметрів, які характеризують технічний стан збірок типу ТВЗА і ТВЗ-W/WR, не перевищують межі, закладені під час проєктування палива і обґрунтування безпеки паливних завантажень, у яких експлуатувалися ці тепловидільні збірки. Всі тепловидільні збірки, планова інспекція яких проводилася після 1-3 років експлуатації, використовувалися у наступних паливних завантаженнях. Значення параметрів, які характеризують технічний стан тепловидільних збірок типу ТВЗА і ТВЗ-W/WR після експлуатації протягом чотирьох паливних циклів, вказують на те, що ядерне паливо не вичерпало свій ресурс і має достатній запас контрольованих параметрів для досягнення більш високих глибин вигорання.

Запропоновано додаткові види інспекції, які можуть дозволити визначити фактори, що дозволять установити запас надійності палива для запобігання різним видам розгерметизації і розробити рекомендації з підвищення безпеки та ефективності його експлуатації. Ці види інспекції охоплюють контроль формозміни оболонки твелів залежно від глибини вигорання і контроль місця контакту оболонки твелів з дистанціонуючими решітками, які виготовлені з цирконієвого та хромонікелевого сплавів.

Ключові слова: ВВЕР-1000, вигин, інспекція, подовження, скручування, стенд інспекції і ремонту палива, тепловидільна збірка, ядерне паливо.

© Зуйок В. А., Красноруцький В. С., Грицина В. М., Рудь Р. О., Трет'яков М. В., Куштим Я. О., Грудницький В. В., Зігунов В. В., Слепцов О. М., Касперович І. Л., Соловйов Ю. В., Медінцов В. В., Глушенков Р. С., 2022

Вступ

Модернізація та вдосконалення конструкції тепловидільних збірок (ТВЗ) та твелів, оптимізація режимів їх експлуатації є багатофакторним завданням, що охоплює великий комплекс розрахунково-експериментальних робіт. Серед цих робіт важливе місце займають дослідження ТВЗ та твелів під час та після експлуатації у реакторі. На цей час тенденції з дослідження ядерного палива значною мірою спрямовані на необхідність оперативного отримання статистично значущих даних про його

стан після експлуатації певної паливної кампанії за умови мінімізації часу та витрат на проведення таких досліджень. Ефективність використання результатів післяреакторних досліджень залежить від повноти та достовірності інформації про технічний стан і поведінку палива, які зі свого боку залежать від методичного і технічного забезпечення досліджень.

Отримання оперативної інформації про стан ТВЗ у процесі та після експлуатації набуває все більшого значення у зв'язку з необхідністю впровадження нових паливних циклів з підвищеним вигоранням і збільшеною тривалістю, забезпечення

надійності роботи органів регулювання системи управління та захисту (ОР СУЗ), управління якістю виготовлення ТВЗ, а також здійснення ремонту негерметичного палива. Для цих цілей за кордоном активно застосовуються стенди, що експлуатуються на діючих АЕС, за допомогою яких проводиться контроль і ремонт негерметичних ТВЗ з метою їх подальшого використання [1]-[3].

Обладнання стенду інспекції і ремонту палива (СІРП) для АЕС України було спроектовано та виготовлено компанією «Westinghouse» (США) з метою здійснення контролю технічного стану ядерного палива, яке передбачено програмою ліцензування ТВЗ-WR для впровадження на АЕС України з 2014 року. Саме в цьому році було підготовлено концептуальне технічне рішення про впровадження ТВЗ-WR вдосконаленої конструкції на енергоблоці № 3 Відокремленого підрозділу «Южно-Українська АЕС» (ВП ЮУАЕС)¹ і вже у 2015 році в режимі дослідно-промислової експлуатації перша перевантажувальна партія ТВЗ-WR була завантажена в активну зону (а.з.) цього блока. Паливо ТВЗ-WR – це модернізоване паливо ТВЗ-W, яке вперше було завантажено в 2011 році, із більш жорсткою конструкцією [4].

Зауважимо, що свіже ядерне паливо для енергоблоків ВВЕР-1000 АЕС України постачалося згідно з довгостроковими комерційними контрактами з АТ «ТВЭЛ» (РФ) та компанією «Westinghouse» (США). Нині внаслідок збройної агресії РФ проти народу України постачання палива виробництва АТ «ТВЭЛ» припинено, втім буде здійснюватися завантаження та експлуатація раніше поставленого цим виробником палива. Отже, на АЕС України з реакторами ВВЕР-1000 типу В-320 (на блоках цієї модифікації можна встановлювати СІРП) ще експлуатується паливо типу ТВЗА (виробництва компанії АТ «ТВЭЛ», РФ), а також типу ТВЗ-WR і ТВЗ-W (виробництва компанії «Westinghouse», США).

Відповідальним підрозділом за впровадження та експлуатацію СІРП, включно з усім комплексом робіт з його освоєння, проведення інспекцій та ремонту ядерного палива на всіх енергоблоках АЕС України, є Відокремлений підрозділ «Атомремонтсервіс» Державного підприємства «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» (ВП АРС). У період 2015-2016 рр. персонал ВП АРС, який пройшов відповідне навчання та сертифікацію компанії «Westinghouse» (США), виконував операції з обстеження ядерного палива під контролем фахівців цієї компанії. З 2017 року обстеження ядерного палива персонал ВП АРС проводить самостійно [5]. Починаючи з 2018 року Науково-технічний комплекс «Ядерний паливний цикл» Національного

¹ З 21.04.2022 Відокремлений підрозділ «Южно-Українська АЕС» перейменовано на Відокремлений підрозділ «Південноукраїнська АЕС». У цій статті, з огляду на період, що розглядається, буде використана стара назва

наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут» (НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ) виконує обробку результатів інспекції ядерного палива за допомогою альтернативних розроблених і верифікованих методик.

У 2019 році проведено комплекс робіт з модифікації СІРП, зокрема для забезпечення можливості інспекції ТВЗ типу ТВЗА. У тому ж році виконано дослідну експлуатацію модифікованого СІРП і проведено інспекцію двох ТВЗА на енергоблоці № 3 Відокремленого підрозділу «Рівненська АЕС». За результатами позитивної дослідної експлуатації модифікований СІРП введений у дослідно-промислову експлуатацію відповідним технічним рішенням. Багатофункціональні можливості СІРП дозволили провести інспекцію та повернути до подальшої експлуатації дві ТВЗ типу ТВЗА, достроково вивантажені після першого року експлуатації. Також у 2021 році була проведена інспекція восьми ТВЗ типу ТВЗА на енергоблоці № 2 Відокремленого підрозділу «Хмельницька АЕС».

Результати, отримані під час інспекцій палива за допомогою обладнання СІРП, необхідні для оцінки технічного стану елементів ТВЗ і надають додаткову інформацію для підтвердження відповідності механічних (міцнісних, деформаційних), теплофізичних та корозійних критеріїв проектування твелів і ТВЗ, які визначають їх експлуатаційний ресурс [6]-[9]. З наукового погляду, результати, отримані під час використання обладнання СІРП, можуть бути застосовані для розуміння процесів, які відбуваються в матеріалах ТВЗ або твелів в умовах опромінення в а.з. ВВЕР-1000, оцінки стабільності геометричних параметрів твелів і ТВЗ, прогнозування їх подальшої поведінки й обґрунтування безпечної експлуатації ТВЗ у наступному паливному циклі [10].

1. Основні можливості СІРП

СІРП є конструкцією блочного типу, базова одиниця (блок) якого розміщується в універсальному відсіку – басейні витримки та забезпечує встановлення в нього перевантажувальною машиною ТВЗ для інспекції та/або ремонту. Також, конструкція стенду передбачає можливість кріплення додаткових вимірювальних систем і пристроїв. Залежно від того, які цілі ставляться під час проведення інспекції та ремонту палива, на блоці СІРП можуть бути змонтовані шість вимірювальних систем для інспекції та/або дві системи, призначені для ремонту ТВЗ.

Під час проведення планових інспекцій, обсяг та види вимірювань яких передбачено Планом-графіком інспекцій ядерного палива та під час яких не передбачається розбирання ТВЗ, переважно задіяні тільки системи вимірювання. Подальша обробка

Таблиця 1 – Похибка вимірювання параметрів вимірювальними системами СІРП

№	Параметр, одиниця виміру	Похибка вимірювання
1	Довжина ТВЗ, мм	$\pm 0,127$
2	Вигин ТВЗ, мм	$\pm 2,54$
3	Скручування ТВЗ, град	$\pm 1,25$
4	Зусилля затирання поглинаючого стрижня системи управління та захисту (ПС СУЗ), кгс	$\pm 0,5$
5	Осьовий зазор, мм	$\pm 1,0$
6	Подовження твела, мм	$\pm 1,0$
7	Міжтвельний зазор, %	± 10
8	Товщина оксидної плівки твелів, мкм	± 5
9	Розмір «під ключ» дистанціонуючих решіток (ДР) ТВЗ, мм	$\pm 0,127$
10	Діаметр оболонки твела, мм	$\pm 0,0051$

даних, отриманих за допомогою цих систем, дозволяє отримати такі параметри, що характеризують технічний стан ТВЗ (таблиця 1). Відповідно до технічної специфікації вимірювальні системи СІРП забезпечують вимірювання основних характеристик ТВЗ з похибкою, що не перевищує значень, наведених у таблиці 1.

Для отримання параметрів, що характеризують технічний стан твелів і ТВЗ, фахівцями НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ було розроблено і верифіковано методики обробки результатів вимірювань. Ці методики є альтернативними методикам, які використовують у своїх розрахунках фахівці компанії «Westinghouse» (США). Причому похибка обробки результатів інспекції не перевищує зазначену в таблиці 1. Це дозволило проводити інспекцію ядерного палива з наступною обробкою результатів без залучення фахівців виробника цього типу палива.

2. Методологія отримання параметрів, які характеризують технічний стан ТВЗ та твелів

Вимірювання, які проводяться за допомогою систем СІРП, не є прямими [11], тобто не дозволяють отримати інформацію про відповідний технічний параметр ТВЗ або твелів безпосереднім порівнянням з еталонним значенням. Через це, фахівцями НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ було запропоновано підходи з обробки результатів інспекції, які лягли в основу розроблених методик. Ці методики є системою розрахункових алгоритмів, заснованих на обробці результатів вимірювань (у вигляді протоколів, відеофайлів, масиву цифрових даних) методом ма-

тематичних перетворень, і призначені для визначення з регламентованою точністю параметрів, що характеризують технічний стан ТВЗ.

У цій статті як приклад наведено методику визначення довжини і вигину ТВЗ.

Вимірювання довжини ТВЗ (фактично вимірюється довжина центральної труби) проводиться за допомогою системи вимірювання довжини ТВЗ відповідно до інструкції з експлуатації СІРП. Система дозволяє вимірювати довжину ТВЗ відносно еталону, який використовується для завдання еталонного розміру. Під час визначення довжини ТВЗ алгоритм розрахунку враховує таке:

коефіцієнт теплового розширення (КТР) ТВЗ, каркас якої виготовлено з цирконієвого сплаву ZIRLO®, а головка та хвостовик – з нержавіючої сталі;

КТР вимірювального інструменту (стрижня) за температури вимірювання (за температури каркасу ТВЗ);

КТР еталонної труби, яка виготовлена з нержавіючої сталі;

вимірювання довжини вимірювального інструменту (стрижня) під час його переміщення із зони еталонування в зону знаходження ТВЗ.

Верифікація результатів, отриманих під час проведення розрахунків за розробленою методикою, проведена порівнянням з результатами, отриманими фахівцями компанії «Westinghouse» (США). Для цього був використаний один і той самий масив (протоколи вимірювань) результатів інспекції ядерного палива, проведених у період планово-попереджувальних ремонтів (ППР) 2013-2017 рр. на ВП ЮУАЕС та Відокремленому підрозділі «Запорізька АЕС» (ВП ЗАЕС). Порівняння результатів вимірю-

вання довжини ТВЗ, отриманих із застосуванням розробленої методики, показало їхню збіжність з результатами, отриманими фахівцями компанії «Westinghouse», або те, що вони знаходяться в межах установленної похибки ($\pm 0,127$ мм) (рисунк 1).

Далі отримані методики були верифіковані за допомогою засобів вимірювання, які пройшли метрологічну атестацію.

Отже, розроблена методика визначення довжини ТВЗ дозволяє отримати результат, зівставний з результатом, отриманим фахівцями компанії «Westinghouse» (США), і може застосовуватися як альтернативна.

Так само було розроблено і верифіковано всі інші методики розрахунку параметрів, які характеризують технічний стан ТВЗ і твелів (п.1 цієї статті) з точністю, що задовольняє значенням, вказаним в таблиці 1.

3. Основні узагальнені результати планових інспекцій ТВЗ

На час систематизації матеріалу і написання цієї статті, починаючи з 2018 року, фахівцями України проведено інспекцію 56 ТВЗ-W/WR на енергоблоках № 3 ВП ЮУАЕС, №№ 3 і 5 ВП ЗАЕС. Водночас, фахівцями України було проведено обробку результатів, отриманих під час інспекції палива на енергоблоці № 5 ВП ЗАЕС в ППР-2017. Тому, загальна кількість ТВЗ-W/WR, які пройшли інспекцію в СІРП, склала 64 одиниці, а з урахуванням інспекцій, проведених фахівцями компанії «Westinghouse» (США) в період ППР 2013-2017 рр. – понад 86 шт.

Інспекція ТВЗ типу ТВ3А на АЕС України проводилася тільки фахівцями України. На сьогодні проінспектовано 10 ТВЗ цього типу.

Кожне з вимірювань, результати яких наведено нижче у графіках, проведено під час окремої паливної кампанії у відповідному порядку.

3.1. Візуальна оцінка стану елементів ТВЗ

Візуальна оцінка загального стану ТВЗ проводиться на підставі оцінки стану зовнішнього вигляду таких елементів ТВЗ:

- дистанціонуючих решіток;
- периферійних рядів твелів шести граней по всій висоті ТВЗ;

- головки та хвостовика.

Критерії візуальної оцінки ТВЗ розроблені виробниками палива та наведені в технічних умовах, конструкторській документації на паливо, обґрунтованні безпечної експлуатації, розроблені і узагальнені в межах робіт з науково-технічного супроводу та зазначені в Методичних вказівках щодо контролю ядерного палива для АЕС та СОУ ДП «НАЕК «Енергоатом» [12].

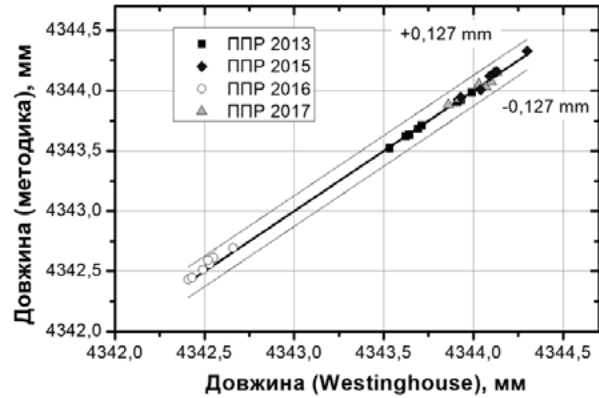


Рисунок 1 – Порівняння результатів обробки даних вимірювання довжини центральної труби ТВЗ, отриманих фахівцями компанії «Westinghouse» та з застосуванням альтернативних методик

Візуальна оцінка стану ТВЗ здійснюється візуальним оглядом напівширини або всієї ширини грані збірки по всій довжині. Під час такої оцінки оглядають ТВЗ від головки до хвостовика з відеофіксацією отриманого зображення. Далі проводиться обробка отриманих даних і визначається їх відповідність проектним та експлуатаційним критеріям для оцінки стану елементів ТВЗ. Матеріали відеозйомки використовуються для відстеження загального стану палива, зокрема: ободів ДР, наявності відкладень та аномальних корозійних проявів на поверхні оболонок твелів, сторонніх предметів, механічних пошкоджень елементів конструкції ТВЗ.

За ініціативою НТК ЯПЦ ННЦ ХФТІ та підтримки Відокремленого підрозділу «Науково-технічний центр» ДП «НАЕК «Енергоатом» проведено візуальний огляд стану поверхні оболонок шести твелів / твегів, вилучених з різних рядів ТВЗ-WR на енергоблоці № 3 ВП ЮУАЕС після чотирьох років експлуатації. Візуальне обстеження твелів проводиться з метою отримання даних для підтвердження наявності та неперевиконання проектного значення фретинг-зношення в місцях контакту пуклівок та пружин ДР з оболонками твелів. Проведено аналіз стану поверхні оболонок з метою виявлення дефектів оболонки, що з'являються під час експлуатації в а.з. реактора.

Результати візуальної інспекції шести твелів показали, що після чотирьох паливних циклів у верхній частині всіх твелів, які пройшли інспекцію, у місцях контакту «твел – комірка ДР» спостерігаються сліди взаємодії у вигляді вузьких смуг витягнутої овальної форми темного кольору шириною 0,5 – 0,7 мм та довжиною 4 – 6 мм, розташованих уздовж осьової лінії твела. Сліди взаємодії «твел – комірка ДР» добре помітні на висотних відмітках ДР12-ДР16 (рисунк 2). Починаючи з ДР8 однознач-

но визначити місце контакту «твел – комірка ДР» досить складно. У нижній частині твелів (включно з ділянкою нижньої заглушки твелів) однозначно ідентифікувати область контакту «твел – комірка ДР» практично неможливо.

За весь період проведення планових інспекцій палива не було виявлено пошкоджень оболонки твелів, корозійних пошкоджень (піттинги, дебріз, фретинг), відкладень продуктів корозії конструкційних матеріалів першого контуру на поверхні оболонки твелів. Поверхня ободів дистанціонуючих решіток без слідів деформації, механічних та корозійних пошкоджень. На деяких ДР присутні одиничні і численні поздовжні подряпини, що утворилися внаслідок виконання транспортно-технологічних операцій з ТВЗ.

Сторонніх предметів, які застрягли між ДР і оболонкою твелів або в міжтвельному просторі, не виявлено. На головках і хвостовиках деяких ТВЗ присутні поодинокі поздовжні подряпини косметичного характеру. Значної неоднорідності поверхні головок і хвостовиків всіх ТВЗ, які пройшли інспекцію, не виявлено.

3.2. Подовження ТВЗ

Під час експлуатації в а.з., внаслідок інтенсивного опромінення нейтронами, ТВЗ-W/WR зазнають комбінованого впливу ефектів радіаційного росту і радіаційно-термічної повзучості, які проявляються у вигляді збільшення довжини направляючих каналів (НК), що виготовлені з цирконієвих сплавів. Зміна довжини НК також залежить від осьових навантажень, що діють з боку пружинного блока головки ТВЗ. На рисунку 3 зображено залежність зміни номінальної довжини від середньої глибини вигорання всіх ТВЗ, які пройшли інспекцію за допомогою обладнання СІРП.

Згідно з отриманими даними, відбувається квазілінійне збільшення довжини ТВЗ протягом усього періоду експлуатації. Для ТВЗ з максимальною глибиною вигорання ~46 ГВт·доб/тU (після чотирьох років експлуатації) усереднене подовження становить 0,05 %. Швидкість росту ТВЗ-W/WR зівставна зі швидкістю росту ТВЗ інших конструкцій з НК зі сплаву ZIRLO®.

Зміна довжини ТВЗ типу ТВ3А дещо вище номінальної зміни довжини ТВЗ-W/WR і при глибині вигорання ~51,3 ГВт·доб/тU (максимальна глибина вигорання ТВ3А, які пройшли інспекцію на час написання статті) становить 0,086% (рисунку 4).

Проведення цих вимірювань дозволило підтвердити, що зростання НК ТВ3А та ТВЗ-W/WR нижче очікуваного значення та не перевищує проєктної межі, яка використовувалася в аналізі безпеки під час розрахунку напружено-деформованого стану НК та пружинного блока головки ТВЗ.

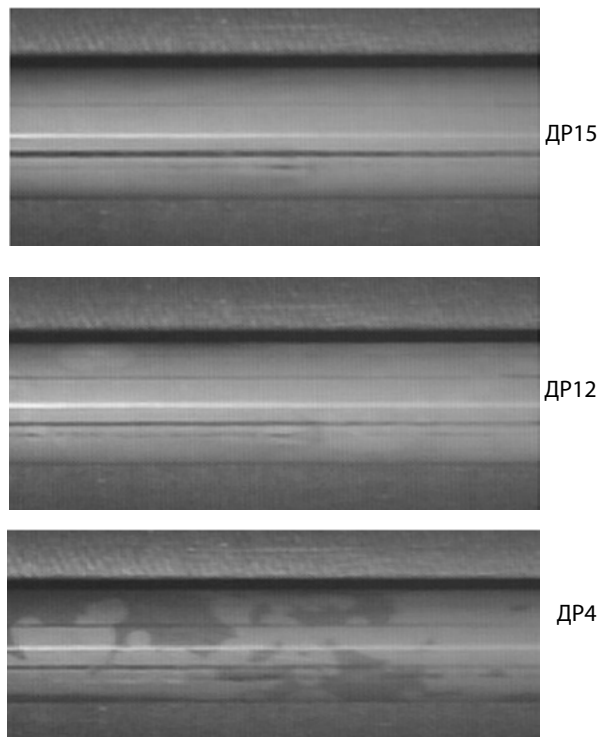


Рисунок 2 – Ділянки твелів у місцях контакту з ДР

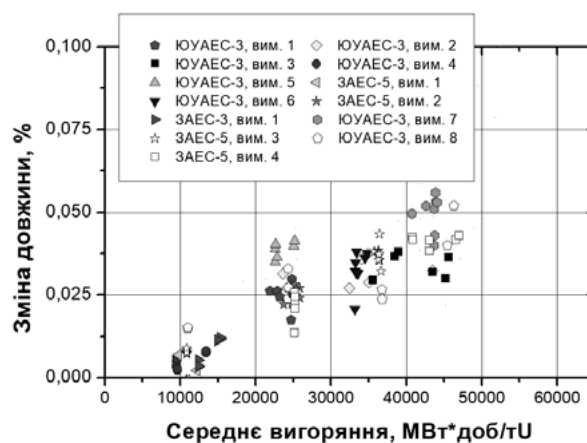


Рисунок 3 – Узагальнена залежність зміни номінальної довжини від середньої глибини вигорання ТВЗ-W/WR

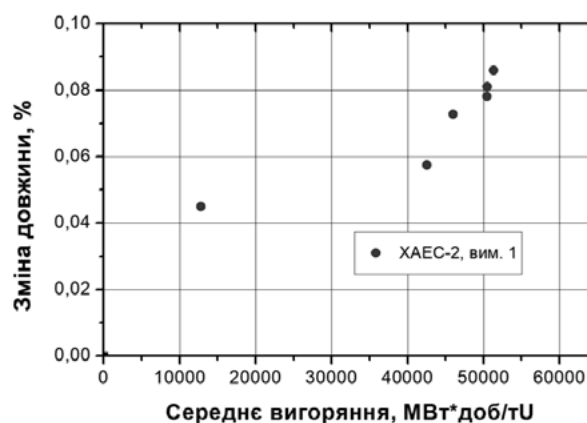


Рисунок 4 – Узагальнена залежність зміни реальної довжини від середньої глибини вигорання ТВ3А

3.3. Вигин та скручування ТВЗ

Деформація та форма викривлення ТВЗ в а.з. залежать від поперечної жорсткості ТВЗ, міцності її силового каркасу та умов експлуатації. Деформація вигину та форма викривлення ТВЗ однакової конструкції і з однаковим строком експлуатації можуть значно відрізнятись. Такі відмінності, переважно, спричинені такими факторами: тепловим навантаженням, місцем розташування в а.з., типом конструкції оточуючих ТВЗ.

Вигин та скручування є одними з найважливіших параметрів, які впливають на безпеку експлуатації конкретної конструкції ТВЗ. Вони впливають на зусилля затирання ПС СУЗ в НК ТВЗ та зусилля затирання під час встановлення / вилучення ТВЗ в/з а.з. Зі свого боку зусилля затирання ТВЗ в а.з. залежить як від геометричних параметрів самої ТВЗ, так і від оточуючих її ТВЗ.

Обладнання СІРП та розроблені методики дозволяють отримувати значення вигину ТВЗ відносно головки і хвостової частини, за трьома гранями та з візуалізацією (графічне представлення) вигину залежно від висоти ТВЗ (рисунок 5) [11].

Прогин ТВЗ-W/WR, як і ТВЗА, характеризується «С» або «S» формою. В а.з. ТВЗ можуть одночасно мати і «С», і «S» форму прогину.

Під час розробки ТВЗ (як ТВЗА, так і ТВЗ-WR) та під час обґрунтування її безпечної експлуатації, використовувався параметр максимального вигину (≤ 30 мм) та максимальний кут скручування (≤ 5 градусів), неперевикнення якого гарантує переміщення ПС СУЗ та встановлення ТВЗ в а.з. із зусиллями, які не перевищують проєктного значення.

На рисунку 6 зображено залежність зміни максимального вигину (а) та кута скручування (б) від середньої глибини вигоряння ТВЗ-WR, які пройшли інспекцію за допомогою обладнання СІРП.

За результатами визначення геометричних параметрів ТВЗ-W/WR встановлено, що деформація (вигин та скручування) ТВЗ не залежить від вигоряння (рисунок 6) та визначається жорсткістю каркасу. Згідно з рисунком 6, вигин ТВЗ-W/WR у діапазоні вигорянь 9000 – 46000 МВт·доб/тU залишається постійним та варіюється в інтервалі від 1,6 до 9,86 мм, а кут скручування в середньому становить 2,5 градуса.

3.4. Зусилля затирання ПС СУЗ під час встановлення / вилучення в/з ТВЗ

Зусилля затирання ПС СУЗ в НК є характеристикою стабільності геометричних параметрів ТВЗ. Максимальне зусилля затирання ПС СУЗ у ТВЗ установлюється та обґрунтовується виробником палива, зважаючи на досвід експлуатації, під час виконання регламентних вимог за часом падіння ПС СУЗ. Це значення не повинно перевищувати 8 кгс

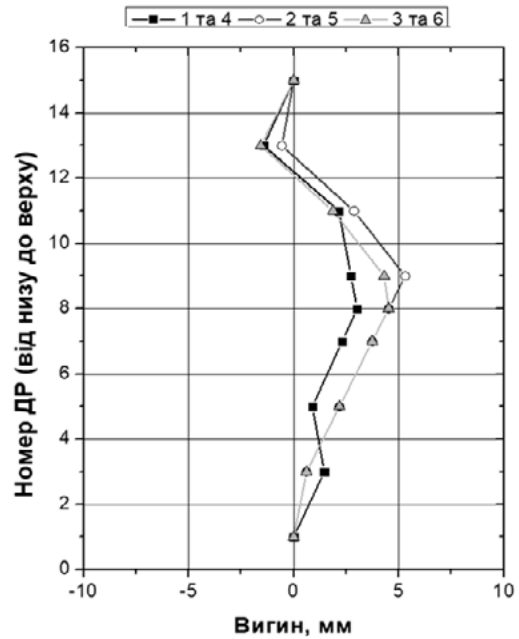
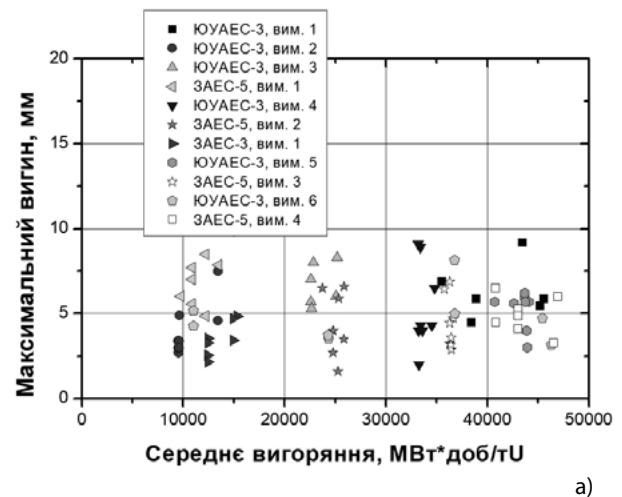
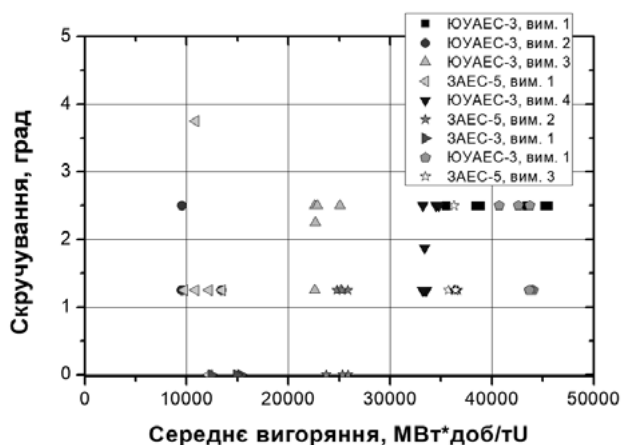


Рисунок 5 – Результати визначення вигину на прикладі однієї з ТВЗ-WR



а)



б)

Рисунок 6 – Узагальнена залежність зміни максимального вигину (а) та кута скручування (б) від середньої глибини вигоряння ТВЗ-WR, які пройшли інспекцію за допомогою обладнання СІРП

для ТВЗ-W, 14,7 кгс – для ТВЗ-WR і 13 кгс – для ТВЗА. Перевищення проєктної межі зусилля затирання ПС СУЗ може бути наслідком деформації ТВЗ (великий вигин або скручування, складна форма прогину) та під час спрацьовування аварійного захисту призвести до збільшення часу введення ОР СУЗ, їх неповного введення і навіть заклинювання в НК.

Зусилля затирання ПС СУЗ визначаються під час протяжки імітатора ПС СУЗ практично по всій висоті НК ТВЗ [11]. На різних висотних відмітках ТВЗ зусилля має різне значення з максимумом у нижній частині ТВЗ (ПС СУЗ введений на всю довжину ТВЗ). Також зусилля затирання відрізняються під час руху ПС СУЗ вгору та вниз. Для ТВЗ, які пройшли інспекцію, зусилля затирання під час уведення ПС СУЗ в НК вище, ніж під час вилучення.

На рисунку 7 зображено залежність максимальних зусиль затирання ПС СУЗ в НК від середньої глибини вигоряння ТВЗ-W/WR за даними, отриманими за допомогою обладнання СІРП.

Максимальні зусилля затирання ПС СУЗ під час уведення в НК ТВЗ-W/WR знаходяться в межах від 1 кгс до 7 кгс, що значно нижче максимальної проєктної межі (14,9 кгс) [12]. Час спрацювання ОР СУЗ здебільшого не перевищує 1,5 с. Максимальні зусилля затирання ПС СУЗ в НК, отримані під час інспекції ТВЗА, зіставні з отриманими для ТВЗ-W/WR (див. рисунок 7).

3.5. Осьовий зазор між заглушками твелів та опорними плитами головки та хвостовика ТВЗ

Осьовий зазор у ТВЗ-W/WR – це сумарний зазор між кінцевими заглушками твелів та опорними плитами головки та хвостовика ТВЗ. Для ТВЗА, з огляду на іншу конструкцію, зазор визначається тільки між верхніми кінцевими заглушками твелів та опорною плитою головки. Розмір зазору залежить від зміни довжини НК ТВЗ і зміни довжини твелів за радіаційно-термічної повзучості та радіаційного зростання. Протягом усього строку експлуатації та зберігання палива (або інших операцій з паливом) для всіх типів ТВЗ осьовий зазор повинен зберігатися в межах, які унеможливають заклинювання, подальше викривлення та руйнування твелів. Проєктною межею передбачено, що протягом чотирирічного паливного циклу радіаційно-термічне подовження елементів ТВЗ-W/WR (НК, твелів / твегів) не повинно призводити до зменшення осьового зазору менше ніж 20,5 мм, для ТВЗА – менше ніж 33 мм.

Системи СІРП дозволяють оцінити осьовий зазор усіх твелів / твегів, виконати його вимірювання для периферійного ряду [11]. На рисунку 8 зображено залежність середнього осьового зазору між твелями та опорними плитами головки та хвостовика від середньої глибини вигоряння ТВЗ-W/WR, а на рисунку 9 – залежність середнього осьового зазо-

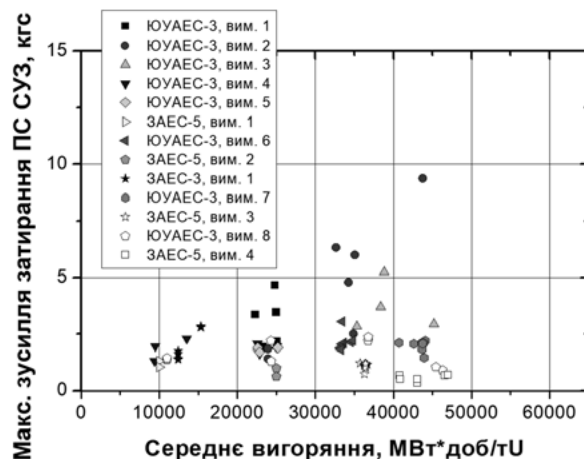


Рисунок 7 – Узагальнена залежність максимального зусилля затирання ПС СУЗ в НК від середньої глибини вигоряння ТВЗ-W/WR

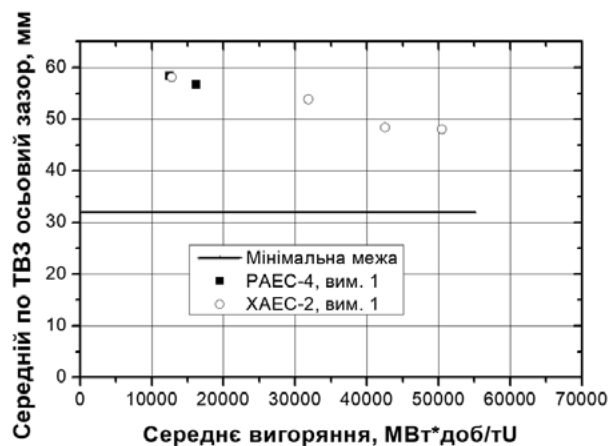


Рисунок 8 – Залежність середнього осьового зазору між заглушками твелів та опорними плитами головки та хвостовика від середньої глибини вигоряння ТВЗ-W/WR

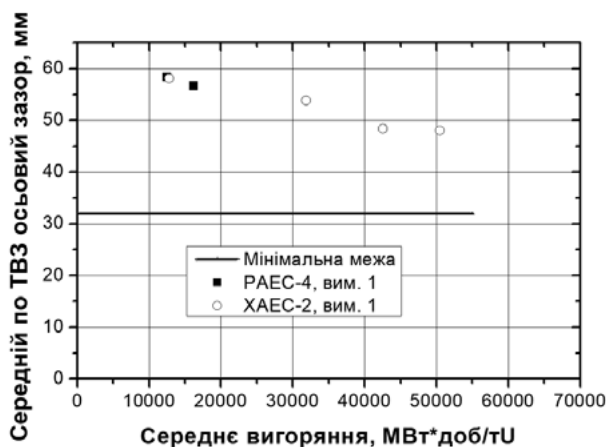


Рисунок 9 – Залежність середнього осьового зазору між твелями та опорною плитою головки від середньої глибини вигоряння ТВЗА

ру між твелями та опорною плитою головки ТВЗ від середньої глибини вигорання ТВЗА. Зі збільшенням глибини вигорання відбувається лінійне зменшення осьового зазору.

Отримані під час проведення інспекцій дані свідчать про те, що мінімальний осьовий зазор ТВЗ-W/WR становить не менше 34-37 мм, що значно більше проєктної межі, встановленої для чотирирічного паливного циклу (20,5 мм) [12]. Для ТВЗА, які пройшли інспекцію після четвертого року експлуатації, осьовий зазор вище та становить близько 48 мм. Проведення цього вимірювання дозволило підтвердити, що для всіх ТВЗ, які пройшли інспекцію (ТВЗ-W/WR, ТВЗА), протягом усього строку їх експлуатації осьовий зазор зберігатиметься в межах, що унеможливають заклинювання, подальше викривлення і руйнування твелів.

3.6. Подовження твелів по 6-ти граням ТВЗ

Під час експлуатації важливим фактором є деформація виробів з цирконієвих сплавів, яка визначає працездатність а.з. загалом. Подовження твелів відбувається внаслідок радіаційного впливу, який проявляється у вигляді радіаційно-термічної повзучості та радіаційного зростання. Тому, під час ліцензування палива одним з критеріїв є деформаційний, що встановлює граничні значення зміни діаметра і подовження твелів / твегів. З цією метою на стадії проєктування проводиться розрахунок зміни діаметра і довжини оболонки твелів, а вимірювання, проведені за допомогою СІРП, повинні підтвердити правильність проведених розрахунків. Граничне значення деформації оболонки для стаціонарного режиму експлуатації твелів у кінці паливної кампанії має становити менше 1 %.

Системи СІРП дозволяють оцінити подовження всіх твелів / твегів ТВЗ та виконати його вимірювання для периферійного ряду [11]. На рисунку 10 зображено залежність середнього подовження твелів периферійного ряду від середньої глибини вигорання ТВЗ порівняно зі значеннями бази даних компанії «Westinghouse» (США). Згідно з наведеними даними (рисунком 10), в області вигорання 9000 – 46000 МВт·доб/тU з підвищенням глибини вигорання відбувається лінійне збільшення довжини твелів. Для ТВЗА лінійність збільшення довжини твелів зберігається до вигорання 51,3 ГВт·доб/тU (рисунком 11). З огляду на опубліковану інформацію, за досягнення вигорання, вище якого відбувається щільний контакт паливної таблетки з оболонкою, ця тенденція деформації твелів може змінитися [6], [7].

Згідно з накопиченим досвідом проведення інспекцій ядерного палива на АЕС України в ТВЗ-W/WR з глибиною вигорання ~46 ГВт·доб/тU середнє подовження твелів знаходиться в межах 0,21...0,30%. Це не призводить до зменшення осьового зазо-

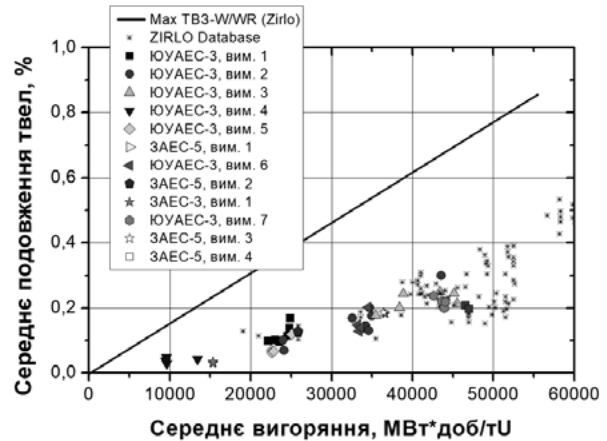


Рисунок 10 – Залежність середнього подовження твелів у ТВЗ-W/WR від середньої глибини вигорання

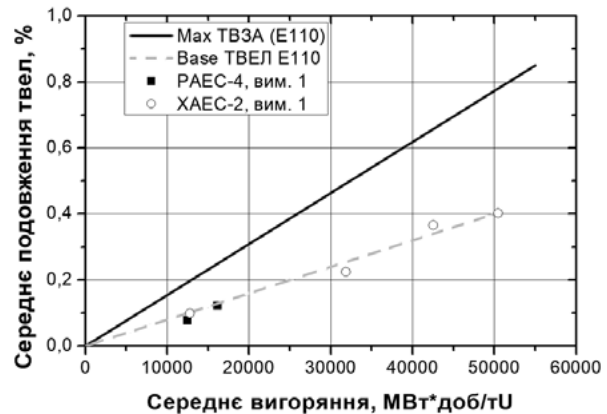


Рисунок 11 – Залежність середнього подовження твелів у ТВЗА від середньої глибини вигорання

ру нижче очікуваного для цієї глибини вигорання (~ 34...37 мм) і, відповідно, знаходиться нижче допустимої межі безпечної експлуатації ТВЗ. Для твелів ТВЗА, оболонки яких виготовлено зі сплаву E110, значення подовження твелів дещо вище і для глибини вигорання 51,3 ГВт·доб/тU становить 0,40 %.

Використання обладнання СІРП дозволило підтвердити, що граничне значення деформації оболонки для стаціонарного режиму експлуатації твелів наприкінці паливної кампанії не перевищує межу безпечної експлуатації для кожного з типів ТВЗ, які експлуатуються на АЕС України.

3.7. Профілометрія оболонок твелів ТВЗ-WR

Під час реакторного опромінення збільшення глибини вигорання супроводжується зменшенням діаметра оболонки твелів унаслідок радіаційно-термічної повзучості. У разі досягнення деякого значення глибини вигорання, коли «проміжок оболонка – паливна таблетка» зникає, починаєть-

ся зворотне збільшення діаметра оболонки через розпухання паливної таблетки. Як показують вимірювання, проведені на оболонках твелів ТВЗА, зміна діаметра може досягати до 0,080 мм.

Роботи з вимірювання діаметра одиничного твела проводяться за розібраної ТВЗ на вилученому твелі. Здебільшого для обґрунтування працездатності твела необхідно визначити не діаметр твела, на будь-якій висотній відмітці, а зміну діаметра по всій довжині твела (профілометрія). Головка профілометра обладнана двома вимірювачами перетворювачами лінійного переміщення (ВПЛП). Твел розміщується між кінчиками ВПЛП і направляючими роликів навпроти ВПЛП. Зовнішній діаметр твела спричиняє відносне переміщення лінійного перетворювача і створює напруження, відповідне розмірам твелів з точністю 5 мкм (таблиця 1). На час написання цієї статті профілометричні вимірювання було проведено лише для 6 твелів / твегів однієї ТВЗ-WR після четвертого року експлуатації.

Діаметр оболонок твелів / твегів ТВЗ-WR становить 9,144 мм та може відрізнятись від зазначеного розміру на +0,037/-0,038 мм. Допустима овальність оболонки твелів / твегів становить 0,025 мм.

У всіх випадках для твелів / твегів ТВЗ, які пройшли інспекцію, максимальна зміна діаметра оболонки не перевищує 0,66 % (рисунок 12), що нижче значення проєктної межі, яка становить 1 % [12]. Максимальна овальність складає 0,020 мм і майже співпадає з проєктною для зазначених оболонок трубок, але нижче проєктної межі, отриманої під час обґрунтування експлуатації цих ТВЗ (> 0,050 мм).

Використання обладнання СІРП дозволило підтвердити, що граничне значення зміни діаметра оболонки твелів / твегів у кінці четвертої паливної кампанії не перевищує межу безпечної експлуатації.

3.8. Міжтвельний зазор на 6-ти гранях по всій висоті ТВЗ

Результати оцінки міжтвельного зазору необхідні для підтвердження дотримання теплофізичних критеріїв та запобігання перегріву твелів. Для ТВЗ-W/WR максимальне значення зменшення міжтвельного зазору не повинно перевищувати 50 %, а для ТВЗА це значення вище та становить близько 64 %. У разі значення, що перевищує максимальне, може відбуватися перегрів оболонки твелів або локальне збільшення потужності.

Системи СІРП дозволяють визначити зміну міжтвельного зазору на 15-ти прольотах між ДР [11], але тільки для видимих (11 штук) твелів периферійного ряду по всім 6 граням. У ТВЗА, з огляду на особливості її конструкції (наявність кутиків), на одній грані тільки 7 видимих твелів.

Згідно з накопиченим досвідом проведення інспекцій ТВЗ на АЕС України максимальне значення

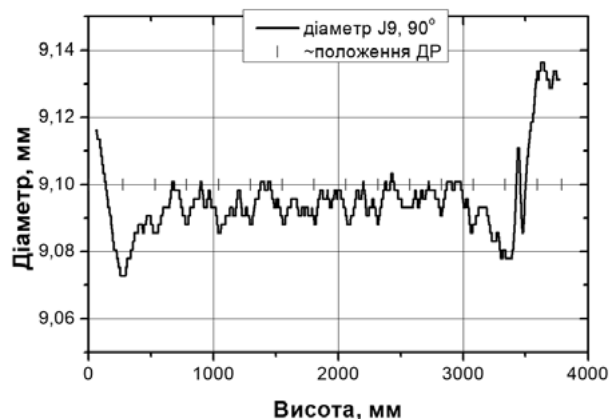


Рисунок 12 – Розподіл діаметра оболонки твелів J9 у взаємно перпендикулярних напрямках по висоті твелів

зменшення міжтвельного зазору для всіх типів ТВЗ, які експлуатуються на цих станціях, не перевищує 13-15 %. В одному випадку для ТВЗ-W з глибиною вигорання ~46 ГВт-доб/тU було зафіксовано зменшення зазору на 33,7 %. Причому залежності міжтвельного зазору від глибини вигорання не виявлено. Отримані значення дозволили підтвердити виконуваність зазначеного критерію.

3.9. Розподіл оксидної плівки на оболонці твелів по всій висоті

Для оболонок твелів ТВЗ-W/WR, виготовлених зі сплаву ZIRLO®, виконання теплофізичних та механічних критеріїв забезпечується за товщини оксидної плівки, яка не перевищує 101,5 мкм у межах проєктного строку експлуатації [12]. Локальна товщина оксидної плівки на оболонці твелів, розрахована для односторонньої довірчої ймовірності 99 %, не повинна перевищувати 152,4 мкм.

Система вимірювання товщини оксидної плівки СІРП дозволяє проводити вимірювання на ділянці твелів між сусідніми ДР по всій висоті ТВЗ [11]. На рисунку 13 зображено залежність товщини оксидної плівки на поверхні оболонки шести інспектованих твелів після четвертого року експлуатації від висотної координати ТВЗ. Як видно з наведеної залежності, товщина оксидної плівки змінюється залежно від висотної координати твелів. Максимальна товщина оксиду фіксується у верхній частині ТВЗ.

Залежність максимальної товщини оксидної плівки від середньої глибини вигорання твелів зображено на рисунку 14. Максимальна товщина оксиду на оболонці твелів після четвертого року експлуатації знаходиться в межах 13...25 мкм. Водночас, оксидна плівка щільна, без тріщин та відшарувань, має хорошу відбивну здатність на всіх висотних координатах. Колір поверхні оболонки змінюється від темно-сірого в нижній частині до світло-сірого у верхній частині твелів. Також, спо-

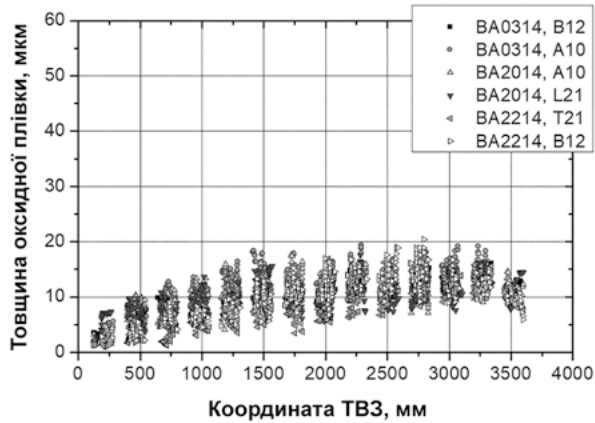


Рисунок 13 – Розподіл товщини оксидної плівки по висоті шести інспектованих твелів різних ТВЗ після четвертого року експлуатації

стерігаються оксидні плями і контури різного ступеня контрастності та розміру.

Отримані результати вимірювань товщини оксидного шару на поверхні твелів значно нижче максимальної проектної межі (<101,5 мкм), установленної на етапі проектування та під час отримання дозволу на експлуатацію палива в а.з. Відповідно, використання обладнання СІРП дозволило підтвердити виконувальність зазначеного критерію.

3.10. Розмір «під ключ» ДР

Зміна розміру ДР «під ключ», зумовлена здебільшого радіаційним ростом, залежить від флюенсу нейтронів, часу опромінення, положення ТВЗ в а.з. і матеріалу, з якого виготовлено ДР (цирконієвий сплав, нержавіюча сталь). Для ДР, виготовлених з цирконієвих сплавів, збільшення розміру «під ключ» зумовлено внеском двох механізмів: радіаційного подовження і збільшення об'єму внаслідок

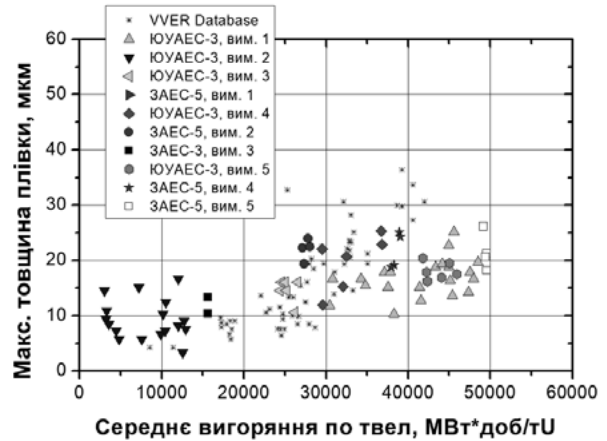


Рисунок 14 – Залежність максимальної товщини оксидної плівки від середньої глибини вигорання твелів

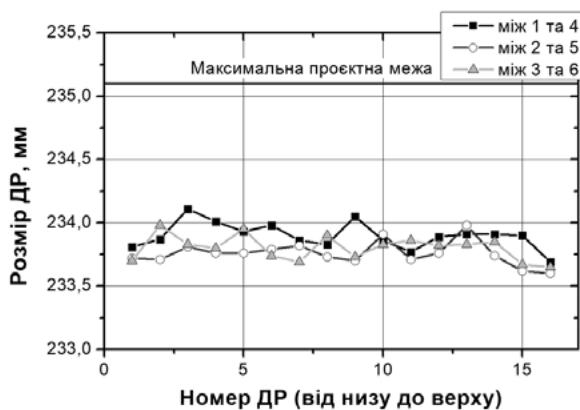
гідрування. Максимальне збільшення розміру «під ключ» ДР обмежене міжкasetним зазором. Для ТВЗ-W/WR максимальний розмір ДР не повинен перевищувати 235,1 мм. На АЕС України експлуатуються дві модифікації ТВЗ цього виробника:

до 2015 року ТВЗ-W з ДР, виготовленими з цирконієвого сплаву Zircaloy-4 та хромонікелевого сплаву Alloy-718;

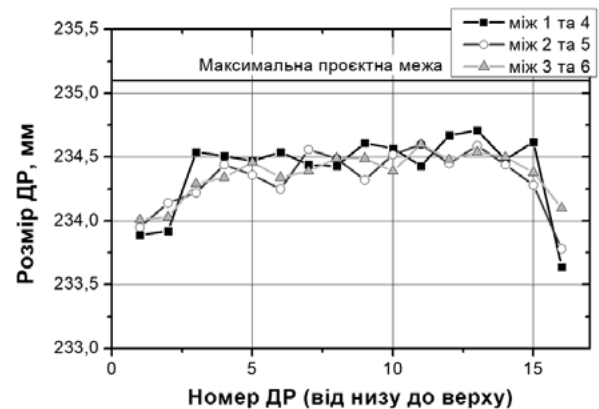
після 2015 року ТВЗ-WR з ДР, виготовленими з Alloy 718;

з 2019 року на енергоблоці № 3 ВП ЮАЕС продовжилася експлуатація ТВЗ з ДР двох типів.

Обладнання СІРП [11] та методика визначення росту габаритних розмірів шестигранної ДР ТВЗ дозволяє отримувати: мінімальне, максимальне, середнє та абсолютне значення габаритних розмірів шестигранної ДР ТВЗ. Розмір ДР визначається між двома паралельними гранями ДР. На рисунку 15 наведено розміри кожної з ДР однієї з ТВЗ-WR (а) після четвертого року експлуатації та однієї з ТВЗ-W (б) після третього року експлуатації.



а)



б)

Рисунок 15 – Залежність середнього розміру «під ключ» ДР для взаємно паралельних граней від висоти ТВЗ-WR (а) та ТВЗ-W (б) після четвертого та третього року експлуатації відповідно

Як і очікувалося, зміна розміру ДР ТВЗ-WR, виготовлених зі сплаву Alloy-718, під дією опромінення практично не відбувається. Протягом чотирьох років проводилося вимірювання розмірів «під ключ» ДР чотирьох ТВЗ. Залежність зміни розміру 16-ти ДР однієї з цих ТВЗ від глибини вигорання наведено на рисунку 16. Результати, отримані за період проведення інспекцій, знаходяться в межах точності вимірювання системи ультразвукового контролю (УЗК) і показують, що ДР, виготовлені зі сплаву Alloy-718, не змінюють свій розмір під дією опромінення протягом чотирьох паливних циклів.

Для ТВЗ-W після третього року експлуатації розподіл розмірів ДР, які виготовлені з цирконієвого сплаву, по висоті ТВЗ (рисунок 15 (б)) має максимум у верхній частині ТВЗ. Зміна розміру ДР зівставна з профілем вигорання палива в ТВЗ, що свідчить про вплив радіаційного подовження на зміну розміру ДР. На час систематизації цього матеріалу були відсутні дані за розмірами зазначених ДР після четвертого року експлуатації, що не дозволяє побудувати залежність розміру ДР «під ключ» від середньої глибини вигорання ТВЗ-W подібно до тієї, що наведена на рисунку 16.

Під час проведення інспекції отримані результати вимірювань розміру ДР «під ключ» дозволили підтвердити, що розмір ДР як ТВЗ-WR, так і ТВЗ-W нижче проєктної межі безпечної експлуатації (235,1 мм) [12], встановленої на етапі проєктування та під час отримання дозволу на експлуатацію палива в а.з. ВВЕР-1000.

4. Обговорення

У період ППР 2017-2019 рр. фахівці України провели інспекцію 64 ТВЗ-W/WR на ВП ЗАЕС та ВП ЮУ-АЕС з використанням обладнання СІРП, здійснили попередній аналіз і обробку отриманих результа-

тів вимірювань з метою отримання параметрів, що характеризують технічний стан ТВЗ-W/WR після експлуатації в активній зоні реактора ВВЕР-1000, і оформили звіти з науково-технічного супроводження інспекції ядерного палива на ВП АЕС ДП «НАЕК «Енергоатом».

Перед початком робіт з науково-технічного супроводу інспекції ядерного палива було розроблено і верифіковано методики обробки результатів вимірювань, що являють собою систему розрахункових алгоритмів, заснованих на обробці результатів інспекції ТВЗ методом математичних перетворень. Основна мета розробки методик – визначення з регламентованою точністю параметрів, що характеризують технічний стан ТВЗ.

Верифікацію методик проведено порівнянням з результатами, отриманими під час проведення інспекції ТВЗ-W/WR фахівцями компанії «Westinghouse» (США). Для обробки даних був використаний той самий масив результатів інспекції ядерного палива в період ППР 2013-2017 рр. Результати, отримані за допомогою розроблених методик, збігаються з результатами, отриманими фахівцями компанії «Westinghouse» (США), або знаходяться в межах необхідної точності. Отже, методики, розроблені фахівцями з України, дозволяють отримати результати, зівставні з результатами, отриманими фахівцями компанії «Westinghouse» (США).

Для кращого розуміння корінних чинників, що впливають на надійну і безвідмовну експлуатацію ядерного палива, проведено попередній контроль зміни діаметра шести твелів / твєгів і області взаємодії ДР з оболонкою твелів / твєгів ТВЗ-WR. Вимірювальні системи, які входять до складу СІРП, дозволяють проводити оцінку зміни діаметра твелів, а також обстеження області контакту оболонки твелів з пуклівками і пружиною ДР, але не дозволяють вимірювати глибину дефектів на оболонці твелів.

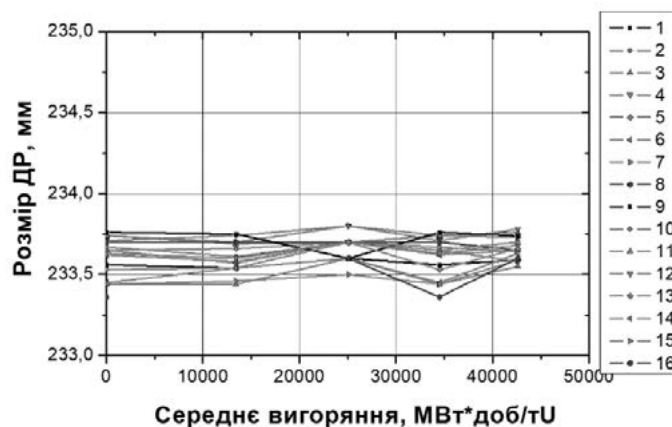


Рисунок 16 – Залежність зміни середнього розміру ДР «під ключ» від середньої глибини вигорання на прикладі однієї з інспектованих ТВЗ-W

Необхідність у проведенні таких систематизованих досліджень у першому випадку спричинена зміною геометричних параметрів твелів, зумовлених процесами повзучості, радіаційного зростання матеріалу оболонки, розпухання палива і термо-механічною взаємодією паливних таблеток з оболонкою твелів. Глибина вигорання в твелах, за якої настає зникнення зазору «паливо-оболонка» для ТВЗ-W/WR експериментально не визначена.

У другому випадку необхідність досліджень зумовлена тим, що превалюючими причинами відмови палива в легководних реакторах є фретинг-корозія оболонок твелів під ДР з подальшим фретингом, спричиненим дебрис-частинками. Імовірність протікання фретинг-корозії залежить від низки причин і головною серед них є недотримання проєктних зазорів між пуклівками, пружиною і оболонкою твелів. Інспекція шести твелів / твегів одної з ТВЗ-WR на енергоблоці № 3 ВП ЗАЕС дозволила підтвердити відсутність запроєктного фретинг зносу оболонок твелів / твегів, але тільки для ТВЗ, в якій ДР виготовлені зі сплаву А718. Для цирконієвих ДР подібні дані відсутні.

За можливості вищезазначений комплекс досліджень ТВЗ буде ініціюватися під час планування наступних інспекцій та проведено на наступних етапах робіт з інспекції ядерного палива на АЕС України.

5. Рекомендації щодо подальшої модернізації обладнання СІРП

Одним з ключових елементів твелів, який впливає на надійну й безвідмовну експлуатацію ядерного палива, є паливна таблетка. На цей час в Україні для палива виробництва компанії «Westinghouse» (США) під час експлуатації в а.з. ВВЕР-1000, не існує результатів експериментального дослідження радіаційного росту паливної таблетки / стовпа, зазору між паливним стовпом та кінцевими елементами твелів, зазору між паливними таблетками. У світовій практиці ці параметри паливної таблетки та твелів отримують під час гамма-сканування твелів по всій їх довжині, що дозволяє визначити інтенсивність випромінювання паливними таблетками залежно від глибини їх вигорання. Нині СІРП зразка 2013 року не має відповідного обладнання або системи.

На цей час науковою громадськістю, зокрема й ННЦ ХФТІ, напрацьовано велику кількість розробок та технологічних рішень у сфері детекторів та блоків реєстрації для гамма-сканування, які, ймовірно, можуть працювати в умовах басейну витримки та опроміненого палива. Подібні детектори з відповідними блоками реєстрації можуть працювати як в токовому режимі за високої інтенсивності опромінення, так і в режимі сканування для отримання енергетичного спектра гамма-випроміню-

вання. У разі достатньої енергетичної роздільної здатності вказане обладнання ще може бути використане для визначення глибини вигорання ядерного палива та ізотопного складу по всій довжині твелів без проведення калібрувальних вимірювань (по гамма-спектру).

Впровадження до обладнання СІРП сучасних детекторів та відповідних блоків реєстрації дозволить, щонайменше, вирішити такі питання:

визначити додаткові характеристики ядерного палива, які впливають на його надійну й безвідмовну експлуатацію, а саме радіаційний ріст паливної таблетки/стовпа, зазор між паливним стовпом та кінцевими елементами твелів, зазор між паливними таблетками;

експериментально виміряти розподіл глибини вигорання по всій довжині твелів, що разом з даними щодо геометричних параметрів оболонки твелів (що залежать від глибини вигорання) дозволять краще зрозуміти корінні чинники, які впливають на надійну й безвідмовну експлуатацію ядерного палива та підтвердження проєктних критеріїв проєктування твелів.

Зауважимо, що зараз великий інтерес становить гамма-спектрометрія та томографія ТВЗ. Вимірювання глибини вигорання відпрацьованого ядерного палива та залишкового енерговиділення, як одиничного твела, так і ТВЗ, є потенційно перспективним напрямком інспекції палива, оскільки отримання експериментальних даних дозволить уникнути зайвого консерватизму під час обґрунтування зберігання відпрацьованого ядерного палива та забезпечить максимально щільне завантаження (меншу кількість поглинаючих вставок та/або завантаження більшої кількості відпрацьованого ядерного палива) за виконання всіх вимог ядерної безпеки. Експериментальні результати вимірювання глибини вигорання можуть бути основою для верифікації систем внутрішньо-реакторного контролю. Вимірювання розподілу глибини вигорання та ізотопного складу відпрацьованого одиничного твела по висоті можуть бути використані для верифікації нейтронно-фізичних розрахунків та розрахункових моделей, а також дозволять уникнути зайвого консерватизму під час проєктування а.з., що дозволить досягнути більш високих глибин вигорання палива при неперевищенні існуючих проєктних критеріїв.

Доповнення СІРП системою гамма-сканування, як окремих твелів, так і всієї ТВЗ, дозволить краще зрозуміти корінні чинники, які впливають на надійну й безвідмовну експлуатацію ядерного палива та підтвердження проєктних критеріїв проєктування твелів, а визначення глибини вигорання та остаточного енерговиділення дозволить уникнути зайвого консерватизму під час проєктування а.з. та компонування ємностей із відпрацьованим ядерним паливом.

Висновки

1. Компанія «Westinghouse» (США) забезпечила ДП «НАЕК «Енергоатом» унікальним для України обладнанням (СІРП), яке дозволяє проводити не тільки вимірювання параметрів, що характеризують технічний стан ТВЗ з високою точністю, а й ремонт опромінених ТВЗ-W/WR;

2. Розроблені та верифіковані методики обробки результатів інспекції ТВЗ, отриманих за допомогою обладнання СІРП, дозволяють розрахувати параметри, які характеризують технічний стан ТВЗ з точністю не нижче, ніж методики, які використовують фахівці компанії «Westinghouse» (США). Це означає, що розроблені методики можуть бути використані як альтернативи методикам виробника цього палива і використовуватися для отримання параметрів, які характеризують технічний стан ТВЗ у процесі і після експлуатації в а.з. ВВЕР-1000.

3. Зібрано та систематизовано результати інспекцій ядерного палива в період ППР 2017-2021 рр. на енергоблоках № 3, № 5 ВП ЗАЕС та енергоблоці № 3 ВП ЮАЕС. Розраховано параметри, які характеризують технічний стан понад 64 ТВЗ-W/WR з глибиною вигорання до 46 ГВт-добрт/тУ, що свідчать про вдалу експлуатацію палива на АЕС України з реакторами ВВЕР-1000.

4. Проведено комплекс робіт з модифікації СІРП для забезпечення можливості інспекції ТВЗ виробництва АТ «ТВЭЛ» (РФ). Після позитивного результату дослідної експлуатації модифікований СІРП, який зокрема дозволяє здійснювати інспекцію ТВЗА, введений у дослідно-промислову експлуатацію і проведено інспекцію 10 ТВЗА на енергоблоках № 3 Відокремленого підрозділу «Рівненська АЕС» та № 2 Відокремленого підрозділу «Хмельницька АЕС».

5. Показано, що отримані значення параметрів, які характеризують технічний стан як ТВЗА, так і ТВЗ-W/WR, не перевищують меж, закладених під час проектування палива і обґрунтування безпеки паливного завантаження. Усі ТВЗ, інспекція яких проводилася після 1-3 років експлуатації, використовувалися в наступних паливних завантаженнях. Значення параметрів, які характеризують технічний стан як ТВЗА, так і ТВЗ-W/WR після чотирьох паливних циклів, вказують на те, що ядерне паливо не вичерпало свій ресурс і має достатній запас контрольованих параметрів для досягнення більш високих глибин вигорання.

6. Запропоновано додаткові види інспекції, проведення яких необхідно для кращого розуміння основних факторів, що дозволяють встановити запас надійності палива до різних видів розгерметизації. Для ТВЗ-W/WR рекомендується проведення досліджень формозміни оболонки твелів

залежно від глибини вигорання і дослідження місця контакту оболонки твелів (цирконієвий сплав) з ДР (хромонікелевий сплав). Для ТВЗА, на час написання статті, не проведено вимірювань розміру ДР «під ключ» і розподілу товщини окисного шару по висоті твелів. Проведення цих вимірювань не потребує значної і витратної модифікації СІРП, тому що всі необхідні системи входять в його базову комплектацію.

7. Розроблено рекомендації щодо подальшої модернізації обладнання СІРП, а саме доповнення системою гамма-сканування як окремих твелів, так і всієї ТВЗ, що дозволить краще зрозуміти корінні чинники, які впливають на надійну й безвідмовну експлуатацію ядерного палива та підтвердження проєктних критеріїв проєктування твелів, а визначення глибини вигорання та остаточного енерговиділення дозволять уникнути зайвого консерватизму під час проєктування а.з. та компонування кошиків з відпрацьованим ядерним паливом.

Список використаної літератури

1. Poolside Inspection, Repair and Reconstitution of LWR Fuel Elements. Proceedings of a Technical Committee Meeting (TECDOC-1050). Bad Zurzach, Switzerland, October 7-10, 1997. Vienna : IAEA, 1998. 135 p.

2. Examination of Fuel Assembly for Water Cooled Power Reactor. Specialists Meeting, Tokyo, Japan 9-13 November 1981. Vienna : IAEA, 1982.

3. Иванов Н. А., Бромирский Д. В., Суков Д. В., Первушин Л. А., Тишков А. Н., Семенов А. В., Павлов С. В., Амосов С. В. Стенд инспекции и ремонта тепловыделяющих сборок для проекта АЭС-2006. Тяжелое машиностроение, 2017. № 4. С. 25-28.

4. Abdullayev A., Aleshin Y., Kulish G., Lashevich P., Latorre R., Slyeptsov O., Slyeptsov S., Sokolov D., Sparrow J. Westinghouse Fuel Assemblies Performance after Operation in South-Ukraine NPP Mixed Core. 10th International Conference on WWR Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 7-14 September, 2013, Sandanski, Bulgaria.

5. Мединцов В. В. Обследование ядерного топлива с помощью стенда инспекции и ремонта топлива, повышение безопасной эксплуатации ТВС на АЭС Украины. VI Международная научно-практическая конференция «Безопасность и эффективность атомной энергетики», Одесса – 2018.

6. Павлов С. В. Методы и средства исследований ТВС ВВЭР для экспериментального сопровождения внедрения нового топлива на АЭС. Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук: 05.14.03. – Димитровград. – 2015, 339 с.

7. Марков Д.В. Основные закономерности изменения свойств и характеристик топлива ВВЭР и РБМК нового поколения в период эксплуатации по результатам комплексных послереакторных исследований. Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук: 05.14.03.- Москва. – 2017, 397 с.

8. Звир Е.А., Ионов В.Б., Павлов С.В. и др. Послереакторное состояние твэлов и ТВС ВВЭР. Атлас. М., 2013. – 227 с.

9. Roddy J. W., Claiborne H. C., Ashline R. C., Johnson P. J., Rhyne B. T. Physical and decay characteristics of commercial LWR spent fuel. ORNL/TM-959 I/VI and RI, OAK RIDGE NATIONAL LAB, January 1986.

10. Соколова И. Д. Опыт эксплуатации топлива в реакторе PWR. Атомная техника за рубежом. 2010. № 6. С. 3-11.

11. ИЭ-И.61.001-15. Инструкции по эксплуатации СИРТ и измерительных систем, входящих в его состав. Государственное предприятие «Национальная атомная энергогенерирующая компания «Энергоатом». Обособленное подразделение «Атомремонтсервис» (ОП АРС ГП НАЭК «Энергоатом»).

12. СОУ НАЕК 170:2019 Обращение с ядерным топливом. Контроль ядерного топлива с применением стенда инспекции и ремонта топлива.

7. Markov, D. (2017). The main patterns of changes in the properties and characteristics of new generation VVER and RBMK fuel during operation based on the results of comprehensive post-irradiation studies. Thesis for the degree of Doctor of Technical Sciences: 14 May 2003. Moscow, 397 p.

8. Zvir, E., Ionov, V., Pavlov, S. et al. (2013). Post-reactor state of VVER fuel rods and fuel assemblies. Atlas. Moscow, 2013. 227 p.

9. Roddy, J. W., Claiborne, H. C., Ashline, R. C., Johnson, P. J., Rhyne, B. T. (1986). Physical and decay characteristics of commercial LWR spent fuel. ORNL/TM-959 I/VI-R1. Oak Ridge National Lab.

10. Sokolova, I. (2010). Experience in operating fuel in a PWR reactor. Nuclear Technology Abroad, 6, 3-11.

11. IE-I.61.001-15. Operating instructions for SIRT and measuring systems included in its composition. State Enterprise "National Nuclear Power Generation Company Energoatom". Separated subdivision "Atomremontservis". SE ARS of SE NNEGC Energoatom.

12. SOU NAEK 170:2019. Nuclear fuel management. Nuclear fuel control using a fuel inspection and repair equipment. Approved by SE NNEGC Energoatom Order No. 215 of 6 March 2019.

References

1. Poolside Inspection. Repair and reconstitution of LWR fuel elements. Proceedings of a Technical Committee Meeting (TECDOC-1050). Bad Zurzach, Switzerland, 7-10 October, 1997. Vienna, IAEA, 1998. 135 p.

2. Examination of fuel assembly for water cooled power reactor. Specialists meeting, Tokyo, Japan, 9-13 November 1981. IAEA, Vienna, 1982.

3. Ivanov, N., Bromyrskyi, D., Surov, D., Pervushyn, L., Tyshkov, A., Sementsov, A., Pavlov, S., Amosov, S. (2017). Equipment for inspection and repair of fuel assemblies for the AES-2006 project. Heavy Engineering, 25-28.

4. Abdullayev, A., Aleshin, Y., Kulish, G., Lashevich, P., Latorre, R., Slyeptsov, O., Slyeptsov, S., Sokolov, D., Sparrow, J. (2013). Westinghouse fuel assemblies performance after operation in South-Ukraine NPP mixed core. 10th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 7-14 September, Sandanski, Bulgaria.

5. Medyntsov, V. (2008). Inspection of nuclear fuel using the fuel inspection and repair equipment, improving safe operation of fuel assemblies at nuclear power plants of Ukraine. Safety and efficiency of nuclear energy. VI International Scientific and Practical Conference, Odessa.

6. Pavlov, S. (2015). Methods and tools for research of VVER fuel assemblies for experimental support of the introduction of new fuel at nuclear power plants. Thesis for the degree of Doctor of Technical Sciences: 14 May 2003. Dimitrovgrad, 339 p.

Experience of Irradiated Nuclear Fuel Examination at Ukrainian NPPs Using Fuel Inspection and Repair Equipment

V. Zuyok¹, V. Krasnorutskyy¹, V. Grytsyna¹, R. Rud¹, M. Tretyakov¹, Ya. Kyshtym¹, V. Hrudnytskyy¹, V. Zigunov¹, O. Slyeptsov¹, I. Kasperovych², Yu. Solovyov², V. Medintsov², R. Glushenkov³

¹ Science and Technology Establishment "Nuclear Fuel Cycle" of National Science Center "Kharkiv Institute of Physics and Technology", Kharkiv, Ukraine

² Separated Subdivision "Atomremontservis" of State enterprise "National Nuclear Energy Generating Company "Energoatom", Slavutych, Ukraine

³ State enterprise "National Nuclear Energy Generating Company "Energoatom", Kyiv, Ukraine

Fuel Inspection and Repair Equipment (FIRE) was produced by the Westinghouse Company for SE "NNEGC" Energoatom to inspect fuel assemblies (FAs). Experts from Separated Subdivision "Atomremontservis" and Science and Technology Establishment "Nuclear Fuel Cycle" developed and verified methods for processing the results of FA

inspection obtained using FIRE and carried out a set of activities on FIRE modification to provide the possibility of inspection of fuel assemblies manufactured by the TVEL Company and detect fuel assemblies with deformation.

It is shown that the FIRE equipment, developed methods and modifications allow obtaining the data that characterize the integrity of fuel rods and fuel assemblies operated at Ukrainian NPPs with VVER-1000/320.

Based on the results of examining about 86 Westinghouse FAs (WFA, RWFA) and 10 TVEL FAAs it was concluded that the obtained values of the parameters characterizing the integrity of FAAs and W/RWFAs do not exceed the limits set at the stage of fuel design and safety justification of fuel loading, in which the indicated fuel assemblies were operated. All FAs, whose scheduled inspection was conducted after 1-3 years of operation were loaded in the following fuel cycles. The values of the parameters characterizing the integrity of FAAs and W/RWFAs after four fuel cycles indicate that nuclear fuel service life is not expired and nuclear fuel has a sufficient margin of controlled parameters to achieve higher burnup.

Additional inspection types are proposed, which are necessary for better understanding the main factors that allow establishing the reliability margin of FAs regarding different types of leakage and developing recommendations for improvement of safety and efficiency of fuel operation, namely control of fuel rod cladding deformation depending on burnup, control of contact points of the cladding with spacer grids produced of zirconium and nickel-chromium alloys.

Keywords: bow, fuel assembly, Fuel Inspection and Repair Equipment, growth, inspection, nuclear fuel, twist, VVER-1000.

Отримано 08.12.2021