

Голові спеціалізованої вченої ради
ДФ 41.052.002
у Одеському національному
політехнічному університеті
д-ру техн. наук, проф. Корольову О. В.
адреса: 65044, Україна, м. Одеса,
пр. Шевченка, 1

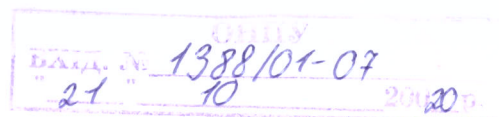
ВІДГУК

офіційного опонента, завідуючого відділенням атомної енергетики
Інституту проблем безпеки АЕС НАН України,
доктора технічних наук Борисенка Володимира Івановича
на дисертаційну роботу **Мазурка Олександра Сергійовича**
на тему: «Удосконалення методики теплогідравлічного аналізу в рамках
робіт по продовженню ресурсу корпусних реакторів», поданої на здобуття
ступеня доктора філософії за спеціальністю 143 – Атомна енергетика.

Актуальність теми дисертації. В Україні на чотирьох АЕС експлуатуються 15 енергоблоків (є/б) ВВЕР (ВВЕР-440 – 2 є/б, ВВЕР-1000 – 13 є/б) із сумарною встановленою потужністю – 13,835 ГВт. За останні роки на АЕС виробляється від 82 до 92 млрд кВт·год електроенергії, що становить до 55 % від загального обсягу електроенергії, що виробляється всіма видами генерації в Україні. Таким чином очевидним є той факт, що ядерна енергетика України є важливим фактором енергетичної стабільності та незалежності держави. В «Енергетичній стратегії України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність», яка визначила стратегічні орієнтири розвитку паливно-енергетичного комплексу України, ядерна енергетика визнана одним з найбільш економічно ефективних низьковуглецевих джерел енергії, а подальший розвиток ядерного енергетичного сектору на період до 2035 року прогнозується виходячи з того, що виробництво електроенергії на АЕС в Україні буде збільшуватися, а частка ядерної генерації в загальному обсязі виробництва електроенергії буде на рівні ~50 %.

Для досягнення поставленої мети важливою є задача продовження експлуатації є/б з ВВЕР у понадпроектні строки.

Станом на 15 жовтня 2020 р. для 11 є/б обґрунтовано можливість безпечної експлуатації у понадпроектні строки на період 10-20 років (проектний строк



експлуатації для ВВЕР-440 і ВВЕР-1000 становить 30 років). До кінця 2020 р. очікується прийняття рішення щодо продовження проектного строку експлуатації енергоблоку № 5 Запорізької АЕС. Надалі рішення стосовно подальшого продовження строків експлуатації енергоблоків з ВВЕР прийматимуться виходячи з можливості убезпечення експлуатації протягом визначеного часу понадпроектної (довгострокової) експлуатації.

Таким чином, роботи з обґрунтування можливості безпечної експлуатації е/б з ВВЕР у понадпроектні строки (до 60 років) тривають, тому нові наукові розробки в цій галузі знань є актуальними і затребуваними.

При виконанні робіт з обґрунтування безпечної експлуатації е/б з ВВЕР у понадпроектні строки необхідно враховувати різні аспекти, серед яких: нові нормативні вимоги щодо обґрунтування безпеки АЕС; нові науково-технічні знання щодо процесів в ядерній енергетичній установці, які отримані за останні 30-40 років; необхідність заміни технічно застарілого обладнання.

Найбільш важливим елементом е/б з ВВЕР є корпус реактора, характеристики міцності якого перш за все і визначають можливість і техніко-економічну основу подальшого виконання робіт з обґрунтування безпечної експлуатації е/б у понадпроектний строк.

Дисертаційна робота Мазурка О. С. саме і присвячена розв'язанню наукових і науково-технічних проблем при визначенні можливості крихкого руйнування корпусу реактора під час аварійних процесів з урахуванням радіаційного навантаження на корпус реактора за строк експлуатації е/б з ВВЕР-1000.

Ступінь обґрунтованості наукових положень, висновків і рекомендацій, сформульованих у дисертації. Автор чітко сформулював мету та завдання дисертаційного дослідження, що дозволило логічно та аргументовано досягти зазначеної мети з урахуванням сучасного рівня науки і техніки.

Ступінь обґрунтованості наукових положень базується на використанні сучасних програмно-технічних засобів проведення теплогідрравлічного аналізу в реакторній установці на основі моделей, які були розроблені за участю автора дисертації та пройшли важливі етапи верифікації та валідації.

Опрацьований значний масив спеціальної науково-технічної літератури, а також нормативно-технічної документації про що свідчить список використаних джерел – 128 найменувань.

Достовірність отриманих результатів. Отримані результати в достатній мірі обґрунтовані та повністю витікають із проведених досліджень, розрахункові обґрунтування підтверджуються результатами проведених валідаційних досліджень шляхом порівняння з результатами експериментальних даних, отриманих на енергоблоках з ВВЕР-1000, а також шляхом порівняння з результатами отриманими іншими дослідниками.

Новизна наукових положень, висновків та рекомендацій полягає у наступному:

вперше запропоновано кількісний критерій оцінки впливу протікання аварійних сценаріїв на формування умов термоудару корпусу реактора у вигляді Р-Т-діаграми, де виділені області: 1 - попадання в яку свідчить про загрозу термоудару; 2 - попадання в яку свідчить про унеможливлення термоудару.

Практичне значення одержаних результатів полягає в тому, що результати дисертаційної роботи

впроваджені:

- на ЮУАЕС в рамках робіт з оцінки технічного стану та продовження строків експлуатації ВВЕР-1000;
- в ТОВ «ІПП-Центр» при проведенні теплогідравлічного аналізу в рамках робіт з оцінки технічного стану та продовження строків експлуатації ВВЕР-1000 АЕС України;
- в навчальний процес кафедри АЕС Одеського національного політехнічного університету,

про що в Додатку Е наведені відповідні Акти-впровадження.

рекомендовані для застосування:

- при обґрунтуванні безпеки експлуатації енергоблоків з ВВЕР-1000 при продовженні експлуатації у понадпроектні строки;
- при виконанні робіт з управління старінням корпусу реактора після продовження строків експлуатації та обґрунтування опору крихкому руйнуванню корпусу реактора у випадку підвищення теплової потужності енергоблоків.

Повнота викладу в опублікованих працях положень, висновків, рекомендацій. Результати автора дисертації опубліковано у 12 роботах, з них 6 статей у періодичних виданнях, що входять до міжнародної науково-

метричної бази SCOPUS, 3 статті у спеціалізованих наукових журналах і збірниках наукових праць, затверджених ВАК України, 2 статті у спеціалізованих збірниках доповідей міжнародних науково-практичних конференцій.

Результати дисертації було багаторазово апробовано на міжнародних і вітчизняних наукових конференціях.

Загальна характеристика структури та змісту роботи.

У Вступі визначено актуальність, мету і завдання дослідження, наукову новизну та практичне значення отриманих результатів.

У першому розділі проведено огляд існуючих методик теплогідрравлічного аналізу для обґрунтування опору крихкому руйнуванню корпусу реактора.

У другому розділі проведено аналіз результатів оцінки технічного стану корпусів реакторів ВВЕР-1000, на підставі чого зроблено висновок, що групування розрахункових сценаріїв для теплогідрравлічного аналізу може бути переглянуто з метою оптимізації.

У третьому розділі наведено стислий опис розрахункових моделей для розрахункових кодів RELAP5 та GRS-MIX та підготовки граничних умов, які в подальшому використовуються в аналізі міцності корпусу реактора. Названі програмні засоби були застосовані у теплогідрравлічних дослідженнях процесів в ВВЕР-1000.

У четвертому розділі виконано цикл розрахунків для пілотного енергоблоку ВВЕР-1000 в частині проведення теплогідрравлічного аналізу, імовірного аналізу та аналізу на міцність корпусу реактора.

Теплогідравлічний аналіз виконано для 54 розрахункових сценаріїв для ВВЕР-1000. Визначено сценарії, для яких розрахунки показали низький запас крихкої міцності, що дозволило зробити висновок щодо сценаріїв, які не є представницькими, а також запропоновано кількісний критерій формування умов термоудару корпусу реактора.

У п'ятому розділі досліджено можливість застосування удосконаленої методики для ВВЕР-1000 при підвищенні потужності реакторів до 104-107 %. Показано, що при підвищенні потужності ВВЕР-1000 до 107 % необхідне додаткове обґрунтування безпечної експлуатації.

У шостому розділі наведено результати застосування удосконаленої методики для обґрунтування опору крихкому руйнуванню корпусів реакторів енергоблоків ВВЕР-1000 АЕС України.

У **Висновках** дисертації наводиться перелік основних наукових і практичних результатів, отриманих у дисертаційній роботі.

Обсяг виконаних наукових досліджень дозволив автору сформулювати і обґрунтувати основні положення дисертаційної роботи.

Таким чином, матеріали представлених наукових досліджень мають цілісний характер, базуються на єдиному науковому та методологічному підході, що є цінним при обґрунтуванні безпечної експлуатації енергоблоків з ВВЕР-1000. Зміст дисертації логічно представляє проведений значний обсяг досліджень. Дисертаційна робота написана доступною мовою, з належним обґрунтуванням із галузі теплофізики, гідравліки, імовірнісного аналізу, аналізу міцності та містить багатий ілюстративний матеріал.

Відсутність порушення академічної доброчесності. Запозичення, виявлені в роботі, є загальноновживаними та не є плагіатом. Відсутність порушення академічної доброчесності підтверджується звітом про подібність StrikePlagiarism [ID:7592471].

Зауваження та дискусійні положення дисертаційного дослідження.

Дискусійні питання.

1. Чи досліджувався у дисертації вплив на результати теплогідравлічного аналізу такого явища як «закручування» теплоносія (поворот на $0 \div 90^\circ$) в опускній ділянці реактора ВВЕР-1000 про що є інформація, наприклад, в статті:
В. Ф. Бай, Л. Н. Богачек. С. В. Макаров. Влияние режимов работы ПВД на температурные поля на входе в ТВС активной зоны и ТФХ РУ ВВЭР-1000 Калининской АЭС / 9-я международная научно-техническая конференция «обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР»/ 19 - 22 мая 2015. Подольск,
а також подібне явище розглянуто у статті [75], на яку є посилання у дисертації. Як це явище може вплинути на результати досліджень?
2. На стор. 106 вказано, що «. . . проектна узагальнена крива окрихчення не може бути застосована для обґрунтування безпеки енергоблоків АЕС, оскільки вона не є узагальненою по відношенню до реальних

результатів випробувань ЗС. . .», а також вказується, що сама крива окрихчення металу, « . . . отримана на дослідницьких реакторах на швидких нейтронах з відмінним спектром і швидкістю опромінення, ніж реальні умови опромінення металу КР». Тому виникає питання, а чи є сама «програма ЗС» коректною у перенесенні результатів випробувань ЗС на метал КР, якщо порівнювати умови опромінення ЗС і КР за такими параметрами як температура, включаючи радіаційний розігрів, спектр нейтронів, внутрішнє навантаження (тиск 16 МПа).

3. Не вказано точність визначення критичної температури крихкості T_k (с. 109 і в Додатку Б).
4. Коефіцієнти тепловіддачі у кодах RELAP5 та GRSMIX відрізняються у декілька разів (Рис.4.26, 4.29, 4.32, 4.35), чи припустима така відмінність при проведенні порівнянь результатів розрахунків?
5. Бажано надати розгорнуте визначення поняття термоудару.
6. В «Об'єкті дослідження» дисертації бажано вказати саме явище, яке і досліджувалося у роботі, наприклад, зміна міцності металу КР.
Зауваження щодо оформлення.
1. Вживання слів *обсяг* та *об'єм* (с. 25, 26, 57, . .).
2. В дисертації поставлені завдання, а в Розділах вже розглядаються *задачі* (с. 33, 64, 73, . .).
3. *Великі течії в другому контурі* (с. 51).
4. В назві підрозділів «*кінетика реактора*», але згадуються тільки типи ТВЗ (с. 68, додаток В (В.2)).
5. *Нестійкість поведінки витрат* (с. 76).
6. *Точки* – експериментальні дані (с.80, Рис. 3.5, 3.6,).
7. «*потужності, що виділяється при розпаді продуктів поділу та залишкового енерговиділення*» (с.82).
8. *характеристики 6-ти груп запізнілих нейтронів* (с.82). Для врахування накопиченого плутонію кількість груп нейтронів, що запізнюються, має бути «більшою».
9. *червона зона* діаграми критичної функції безпеки «Цілісність» (Рис.4.2. – чорно-білий).
10. У Додатку В, підзаголовки позначаються Г.2. Г.3.

Зазначені зауваження не знижують загальної високої оцінки результатів, які отримано в дисертаційній роботі О. С. Мазурка.

Загальні висновки.

З матеріалів, представлених у дисертаційній роботі, можна констатувати, що О. С. Мазурок є кваліфікованим науковцем, який вільно та досконало володіє сучасними чисельними методами у прикладній теплогідравліці і аналізі міцності.

Отримані нові наукові результати, які у сукупності вирішили наукову задачу, сформульовану у дисертації, а саме – удосконалення теплогідравлічних моделей ВВЕР-1000 для коректного визначення граничних умов в аварійних процесах, які застосовуються при проведенні аналізу на міцність, у тому числі і термоудару на корпус реактора.

На підставі вищевикладеного вважаю, що дисертаційна робота «Удосконалення методики теплогідравлічного аналізу в рамках робіт по продовженню ресурсу корпусних реакторів» є завершеною науково-дослідною роботою, в якій розроблено нові підходи до визначення умов виникнення термоудару на корпус реактора.

За актуальністю, обсягом проведених досліджень, рівнем і кількістю публікацій та новизною отриманих результатів дисертація «Удосконалення методики теплогідравлічного аналізу в рамках робіт по продовженню ресурсу корпусних реакторів» повністю відповідає спеціальності 143 - Атомна енергетика, а також відповідає вимогам «Порядку проведення експерименту з присудження ступеня доктора філософії» (постанова Кабінету Міністрів України № 167, від 06.03.2019 р.), а її автор Мазурок Олександр Сергійович заслуговує присудження ступеня доктора філософії, з галузі знань 14 – Електрична інженерія.

Офіційний опонент,
завідувач відділення атомної енергетики
Інституту проблем безпеки АЕС
НАН України,
доктор технічних наук



В. І. Борисенко

Підпис Борисенка В. І. «засвідчую»
В. о. вченого секретаря ІПБ АЕС НАН України



Хвалін Д. І.