

А. О. ОСТАПОВЕЦЬ, В. І. КОНЬШИН**КРИТЕРІАЛЬНИЙ МЕТОД КВАЛІФІКАЦІЇ СТРАТЕГІЇ ПІДВИЩЕННЯ НОМІНАЛЬНОЇ ПОТУЖНОСТІ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ**

У матеріалах статті представлено аналіз відомих підходів обґрунтування (кваліфікації) стратегій експлуатації ядерних реакторів типу ВВЕР/PWR на підвищеній номінальній потужності. Встановлено, що основні недоліки відомих підходів кваліфікації модернізації активної зони ядерного реактора полягають у залежності результатів кваліфікації від способів реалізації стратегії експлуатації ядерних енергоустановок у режимах підвищеної номінальної потужності, а також від ефектів різниці детерміністських кодів та/або користувачів кодами, що зрештою ускладнює об'єктивну інтерпретацію результатів кваліфікації. Розроблено критеріальний метод кваліфікації стратегії експлуатації ядерних реакторів на підвищеній номінальній потужності на основі модернізації теплофізичних властивостей ядерного палива та конструкційно-технічних параметрів елементів твєлів, який виключає вплив ефектів різниці детерміністських кодів та/або користувачів кодами та враховує умови забезпечення безпеки за гранично допустимими температурами оболонок твєлів і ядерного палива.

Ключові слова: кваліфікація, підвищення номінальній потужності, активна зона, ядерний реактор.

А. О. OSTAPOVETS, V. I. KONSHIN**CRITERION-BASED METHOD FOR QUALIFYING THE STRATEGY OF INCREASING THE NOMINAL POWER OF NUCLEAR REACTORS**

In the materials of the article, examples the analysis of known approaches to the substantiation (qualification) of strategies for operating VVER/PWR nuclear reactors at increased nominal power levels is presented. It has been established that the main shortcomings of the existing approaches to qualifying upgrades of the nuclear reactor core lie in the dependence of qualification results on the implementation methods of the reactor operation strategy in high nominal power modes, as well as on the effects of differences in deterministic codes and/or user expertise with such codes. These factors ultimately complicate the objective interpretation of qualification results. A criterion-based method for qualifying the strategy for operating nuclear reactors at increased nominal power levels has been developed. This method is based on upgrading the thermophysical properties of nuclear fuel and the design and technical parameters of fuel element components. It eliminates the influence of variations in deterministic codes and/or user expertise with such codes and considers safety assurance conditions under the maximum allowable temperatures for fuel cladding and nuclear fuel.

Keywords: qualification, increased nominal power, core area, nuclear reactor.

Вступ

Основний показник ефективності експлуатації ядерних енергоустановок (ЯЕУ) – коефіцієнт використання встановленої потужності, який визначається відношенням фактичної теплової потужності N за тривалість робочих режимів реактора t_R до встановленої проектом номінальної потужності N_D за період експлуатації t_0

$$\text{КВВП} = N_D^{-1} t_0^{-1} \int_0^{t_R} N(t) dt$$

Таким чином, перспективним напрямком підвищення коефіцієнту використання встановленої потужності (а відповідно й ефективності експлуатації ЯЕУ) може бути відносно підвищення номінальної потужності реактора в робочих режимах N та загальної тривалості робочих режимів реактора на потужності t_R за період експлуатації t_0 .

Перспективність такого напрямку підвищення коефіцієнту використання встановленої потужності ЯЕУ визначає актуальність розробки та обґрунтування (кваліфікації) безпеки стратегій експлуатації на підвищеній номінальній потужності (ПНП) реактора в робочих режимах та/або підвищення загальної тривалості робочих режимів реактора на потужності (підвищення тривалості «паливних кампаній»).

Необхідність кваліфікації стратегій ПНП щодо забезпечення умов ядерної безпеки визначається загальними нормативними вимогами, встановленими до модернізації систем, важливих для безпеки (СВБ) ЯЕУ.

Традиційно розрахункова кваліфікація модернізації СВБ ЯЕУ базується на результатах розрахункового моделювання детерміністськими кодами (ДК) аварійних режимів.

Основний недолік такого підходу кваліфікації модернізації СВБ ЯЕУ полягає в тому, що результати розрахункового моделювання ДК аварійних режимів можуть суттєво залежати від різниці різних ДК та/або різних користувачів однаковими ДК. У цьому випадку можливий негативний вплив на результати кваліфікації модернізації ефектів різниці ДК та/або користувачів ДК, який зрештою ускладнює об'єктивну інтерпретацію результатів кваліфікації модернізації СВБ ЯЕУ.

Таким чином, актуальна розробка альтернативних методів кваліфікації стратегій ПНП щодо забезпечення необхідних умов ядерної безпеки, що і визначає мету та задачі представленої роботи.

© Остаповець А.О., Коньшин В.І., 2024

Аналіз літературних даних щодо відомих результатів кваліфікації модернізації активної зони ЯЕУ та постановка проблеми. У роботах [1,2] проведено аналіз результатів кваліфікації модернізації активної зони ЯЕУ з ВВЕР шляхом диверсифікації тепловиділяючих зборок (ТВЗ) компанії Westinghouse, що базується на розрахунковому моделюванні ДК постульованих аварій. Проведений аналіз встановив суттєвий вплив на результати кваліфікації негативних ефектів різниці ДК/ користувачів ДК. Зокрема, окремі розрахунки ДК RELAP встановили нездійсненність умов безпеки при диверсифікації ТВЗ Westinghouse.

У роботах [1, 2] також розроблено альтернативний метод кваліфікації модернізації активної зони ВВЕР шляхом диверсифікації ТВЗ Westinghouse, який не залежить від впливу ефектів різниці ДК/користувачів ДК на результати кваліфікації. Результати кваліфікації розробленим у [1,2] альтернативним методом встановили виконання умов ядерної безпеки в процесі максимальної проектно аварії (розрив головного циркуляційного трубопроводу) з урахуванням конструкційно-технічних відмінностей проектних ТВЗ А та ТВЗ Westinghouse.

У роботах [3, 4] проведено аналіз модернізації теплофізичних властивостей ядерного палива. В результаті встановлено:

1) превентивне зменшення показників теплопровідності ядерного палива призводить до відносного збільшення робочої температури палива (за інших рівних умов) та відповідній ПНП реактора;

2) однак значне збільшення температури ядерного палива може привести до деградації паливних матриць та наступному їх руйнуванню, що підтверджується численними результатами експериментальної кваліфікації модернізації теплофізичних властивостей ядерного палива;

3) перспективним може бути підхід, заснований на двошаровій паливній матриці твелу: центральна зона паливної матриці модернізується хімічними елементами, які знижують теплопровідність ядерного палива, а поверхневий шар (rim-зона) – хімічними елементами, які збільшують теплопровідність ядерного палива.

Однак щодо перспективності двошарової моделі паливної матриці твелу можливо дати такі коментарі:

1) необхідно оцінити гранично допустиме збільшення температури ядерного палива в центральній зоні паливної матриці, за якого у випадку виникнення аварій може статися порушення умов безпеки, що призводять до ядерної (важкої) аварії;

2) для забезпечення умов ядерної безпеки при аваріях також необхідно визначити оптимальне співвідношення теплофізичних властивостей і розмірів центральної та rim-зони паливної матриці твелу.

У роботах [5, 6] представлено аналіз відомих підходів обґрунтування (кваліфікації) стратегій експлуатації ЯЕУ з ПНП реактора, заснованих на ітераційних результатах розрахункового моделювання ДК проектних аварій. У загальному випадку кваліфікації таких стратегій полягають у наступному.

1. Спочатку апіорі встановлюється рівень ПНП у межах проектного запасу до кризи кипіння (теплообміну) в робочому режимі реактора.

2. За початкових умов відповідно до прийнятої апіорі ПНП реактора в робочому режимі здійснюється розрахункове моделювання ДК аварій та аналіз здійсненності умов безпеки в процесі таких аварій.

3. Для встановлення гранично допустимої номінальної потужності реактора з забезпеченням необхідного запасу до кризи кипіння в робочих режимах та умов безпеки в аварійних режимах на наступних етапах кваліфікації здійснюються ітерації початкових умов щодо ПНП реактора з повторним розрахунковим моделюванням аварій.

Основні недоліки/обмеження представленого вище підходу кваліфікації модернізації стратегій ПНП реактора наступні.

1. У загальному випадку реалізація ПНП реактора можлива наступними способами: модернізації нейтронно-фізичних властивостей/параметрів ядерного палива та/або теплофізичних властивостей ядерного палива та/або конструкційно-технічних параметрів елементів активної зони. Вибір способу реалізації ПНП реактора не тільки впливає на максимальну температуру ядерного палива (а відповідно і на щільність теплового потоку на поверхні твелу), але також може впливати на інші параметри, що визначають теплову потужність твелу. Зокрема, при ПНП реактора способом високозбагаченого ядерного палива/ МОХ-палива (модернізація нейтронно-фізичних властивостей ядерного палива) на результати кваліфікації стратегії ПНП реактора можуть вплинути відповідні зміни теплофізичних властивостей високозбагаченого ядерного палива/МОХ-палива.

Таким чином, при кваліфікації стратегії ПНП реактора необхідно враховувати спосіб збільшення номінальної потужності.

2. Необхідною умовою виникнення кризи кипіння (теплообміну) на поверхні твелу є стабільна поверхнева парова зона.

Необхідною умовою виникнення термоакустичної нестійкості (ТАН) теплоносія є інтенсивне поверхнєве («недогріте») кипіння бульбашкової структури (наприклад, [7–10] та ін.). Наслідками ТАН теплоносія в активній зоні можуть бути високочастотні та високоамплітудні динамічні навантаження на твел, що може призвести до порушення герметичності оболонки твелу (захисний бар'єр безпеки) [7, 8].

Таким чином, необхідні умови ТАН теплоносія

здійснюються за менших теплових навантажень в активній зоні, ніж необхідні умови кризи кипіння (теплообміну). Тому гранично допустима теплова потужність твела в робочих режимах реактора визначається не умовами («запасом») кризи кипіння, а умовами початку інтенсифікації поверхневого («недогрітого») кипіння в активній зоні.

3. Негативними наслідками повторного детерміністського моделювання аварій можуть бути ефекти різниці ДК/користувачів ДК, які ускладнюють об'єктивну інтерпретацію результатів кваліфікації [5, 6].

Таким чином, на основі аналізу відомих підходів кваліфікації модернізацій активної зони реактора визначена актуальність розробки альтернативних методів кваліфікації стратегій ПНП реактора в робочих режимах експлуатації ЯЕУ.

Мета роботи. Розробка альтернативного методу кваліфікації ПНП з визначення гранично допустимої номінальної теплової потужності реактора та температури ядерного палива в робочих режимах, що забезпечують необхідні умови ядерної безпеки в постульованому процесі максимальної проектно аварії (МПА).

Основні задачі.

1. Аналіз відомих підходів і методів кваліфікації стратегій модернізацій активної зони.

2. Розробка критеріального методу кваліфікації стратегій ПНП реактора в робочих режимах, який не залежить від ефектів різниці ДК/користувачів ДК.

3. Аналіз отриманих результатів та практичні рекомендації.

Критеріальний метод кваліфікації стратегії підвищеної номінальної потужності реактора.

Основні положення і допущення.

1. У загальному випадку кваліфікація (обґрунтування) стратегії ПНП реактора базується на наступних положеннях:

- ПНП реактора може бути реалізовано шляхом модернізації нейтронно-фізичних та/або теплофізичних властивостей ядерного палива та/або конструкційно-технічних параметрів твела;

- внаслідок ПНП реактора (за інших рівних умов) може бути відносно збільшення максимальної температури ядерного палива, а відповідно і підвищення глибини вигорання ядерного палива.

2. Критеріями кваліфікації встановлені:

гранична потужність твела початку інтенсивного поверхневого пароутворення («недогрітого» кипіння) в робочому режимі реактора N_b ;

- гранично допустима температура оболонок твелів початку інтенсифікації пародирекційної реакції в процесі МПА $\max T_w$;

- гранично допустима температура початку плавлення/руйнування паливної матриці в процесі МПА $\max T_f$.

3. Умови кваліфікації модернізацій твелів у робочих і аварійних режимах

$$\max N \leq N_b, \quad (1)$$

$$T_f < \max T_f, \quad T_w < \max T_w, \quad (2)$$

де N – теплова потужність твела,

T_f, T_w – температура ядерного палива та оболонки твела.

4. Параметрами модернізації стратегій ПНП реактора визначені:

- теплофізичні властивості ядерного палива та оболонок твелів;

- конструкційно-технічні параметри елементів твелів.

Вплив цих параметрів на умови кваліфікації (1) і (2) враховується термічним опором твела R_T :

$$R_T = \frac{\delta_f}{\lambda_f} + \frac{\delta_g}{\lambda_g} + \frac{\delta_w}{\lambda_w} \quad (3)$$

де $\delta_f, \delta_g, \delta_w$ – товщина паливної матриці, газового зазору твела та стінки оболонок твела,

$\lambda_f, \lambda_g, \lambda_w$ – показники теплопровідності ядерного палива, газового зазору твела та оболонки твела.

Лінійне наближення R_T обґрунтоване для діаметрів твелів d , значно менших за висоту твелів H [6]:

$$d \ll H. \quad (4)$$

5. Необхідні умови кваліфікації (2) визначаються на основі критеріїв термодинамічної подібності нестационарних процесів початкової стадії МПА модернізованого та успішно кваліфікованого проектного режимів експлуатації реактора.

Консервативно враховуються результати розрахункового моделювання проектного режиму з максимальною температурою оболонки твела в процесі МПА.

Враховуючи прийняті допущення, рівняння теплового балансу твела в робочому стаціонарному режимі реактора [6]:

$$N = G\Delta i = \alpha F_w (T_w - T_{in}) = R_T^{-1} F_w (T_f - T_w), \quad (5)$$

де N – теплова потужність твела,

G – масова витрата теплоносія, приведена на один твел,

Δi – перепад питомої ентальпії теплоносія на виході та вході активної зони,

α – параметр тепловіддачі на поверхні твела,

F_w – площа поверхні твела,

T_{in} – температура теплоносія на вході активної зони.

Після перетворень рівняння (5) отримаємо залежності максимальних температур ядерного палива та оболонки твела від гранично допустимої потужності (1) в модернізованому робочому режимі та в початковий момент аварії:

$$T_{F0m} = T_{Fm}(t=0) = \frac{G\Delta i_b}{F_W}(R_T + \alpha^{-1}) + T_{inm}, \quad (6)$$

$$T_{W0m} = T_W(t=0) = \frac{G\Delta i_b}{\alpha F_W} + T_{inm}, \quad (7)$$

де Δi_b – перепад питомої ентальпії теплоносія в умовах початку інтенсифікації поверхневого кипіння на виході активної зони.

Рівняння теплового балансу для паливної матриці та оболонки твела на початковому етапі МПА до моменту підключення гідросмностей системи аварійного охолодження активної зони t_g :

$$C_F M_F \frac{dT_F}{dt} = N - R_T^{-1} F_W (T_F - T_W), \quad (8)$$

$$C_W M_W \frac{dT_W}{dt} = R_T^{-1} F_W (T_F - T_W) - \alpha_{cr} F_W (T_W - T_{in}) \quad (9)$$

де C_F , C_W – питома теплоємність ядерного палива та оболонки твела,

M_F , M_W – маса ядерного палива та оболонки твела,

α_{cr} – параметр тепловіддачі за кризи теплообміну.

У критеріальному (безрозмірному) форматі рівняння (6)–(9):

$$\frac{dT_F}{dt} = \mathbf{K}_1 - \mathbf{K}_2, \quad \mathbf{T}_F(\mathbf{t}=0) = \mathbf{K}_F = 1, \quad (10)$$

$$\frac{dT_W}{dt} = \mathbf{K}_3 - \mathbf{K}_4, \quad \mathbf{T}_W(\mathbf{t}=0) = \mathbf{K}_W = 1, \quad (11)$$

де

$$\mathbf{T}_F = T_F / T_{F0}, \quad \mathbf{T}_W = T_W / T_{W0}, \quad \mathbf{t} = t / t_g$$

$$\mathbf{K}_1 = \frac{N t_g}{C_F M_F T_{F0}}, \quad \mathbf{K}_2 = \frac{F_W (T_F - T_W) t_g}{C_F M_F R_T T_{F0}}, \quad (12)$$

$$\mathbf{K}_3 = \frac{F_W (T_F - T_W) t_g}{C_W M_W R_T T_{W0}}, \quad \mathbf{K}_4 = \frac{\alpha_{cr} F_W (T_W - T_{in}) t_g}{C_W M_W T_{W0}}, \quad (13)$$

$$\mathbf{K}_F = \frac{N}{F_W T_{F0}} (R_T + \alpha^{-1}) + \frac{T_{in}}{T_{F0}}, \quad (14)$$

$$\mathbf{K}_W = \frac{N}{\alpha F_W T_{W0}} + \frac{T_{in}}{T_{W0}}. \quad (15)$$

Умови ідентичності процесів на початковому етапі МПА для проектного D та модернізованого m режимів реактора:

$$\mathbf{K}_{1m} = \mathbf{K}_{1D}, \quad \mathbf{K}_{2m} = \mathbf{K}_{2D}, \quad \mathbf{K}_{Fm} = \mathbf{K}_{FD}, \quad (16)$$

$$\mathbf{K}_{3m} = \mathbf{K}_{3D}, \quad \mathbf{K}_{4m} = \mathbf{K}_{4D}, \quad \mathbf{K}_{Wm} = \mathbf{K}_{WD}. \quad (17)$$

Тоді, після перетворень (16) і (17), умови кваліфікації стратегії експлуатації реактора на ПНП:

$$\frac{G\Delta i_b}{C_{Fm} M_{Fm} T_{F0m}} = \frac{N_D}{C_{FD} M_{FD} T_{F0D}}, \quad (18)$$

$$\frac{T_{F0m} - T_{W0m}}{C_{Fm} M_{Fm} T_{F0m} R_{Tm}} = \frac{T_{F0D} - T_{W0D}}{C_{FD} M_{FD} T_{F0D} R_{TD}}, \quad (19)$$

$$\frac{T_{F0m} - T_{W0m}}{C_{Wm} M_{Wm} T_{W0m} R_{Tm}} = \frac{T_{F0D} - T_{W0D}}{C_{WD} M_{WD} T_{W0D} R_{TD}}, \quad (20)$$

$$\frac{T_{W0m} - T_{inm}}{C_{Wm} M_{Wm} T_{W0m}} = \frac{T_{W0D} - T_{inD}}{C_{WD} M_{WD} T_{W0D}}, \quad (21)$$

$$\frac{G\Delta i_b}{F_W T_{F0m}} (R_{Tm} + \alpha^{-1}) + \frac{T_{inm}}{T_{F0m}} = \frac{N_D}{F_W T_{F0W}} (R_{TD} + \alpha^{-1}) + \frac{T_{inm}}{T_{F0m}} \quad (22)$$

$$\frac{G\Delta i_b}{\alpha F_W T_{W0m}} + \frac{T_{inm}}{T_{W0m}} = \frac{N_D}{\alpha F_W T_{F0D}} + \frac{T_{inD}}{T_{W0D}}, \quad (23)$$

Аналіз результатів кваліфікації

1. На основі визначених критеріїв термодинамічної подібності (12)–(15) в процесі МПА для модернізованого та кваліфікованого проектного консервативного режимів експлуатації реактора встановлено умови успішної кваліфікації стратегій ПНП (16)–(23) з гранично допустимою тепловою потужністю реактора, що відповідає початку інтенсифікації поверхневого кипіння теплоносія на виході активної зони (необхідні умови виникнення ТАН теплоносія).

Умови кваліфікації стратегій ПНП (16)–(23) можуть бути забезпечені комплексною модернізацією:

- теплофізичних властивостей ядерного палива та оболонок твєлів (параметри теплопровідності й теплоємності);

- конструкційно-технічних параметрів твєлів (термічний опір, розміри і маса паливної матриці та оболонок твєлів).

2. На відміну від відомих підходів кваліфікації стратегій ПНП розроблений критеріальний метод має додаткові складові дослідження щодо математичного моделювання, наприклад, за умовами безпеки ПНП реактора та глибини вигорання ядерного палива:

- визначає комплексну модернізацію теплофізичних властивостей ядерного палива/оболонок твєлів, конструкційно-технічних параметрів твєлів для забезпечення гранично допустимих за умовами безпеки ПНП реактора та глибини вигорання ядерного палива;

- не потребує для кваліфікації численних повторних розрахункових моделювань ДК, результати яких можуть суттєво залежати від негативних ефектів різниці ДК/користувачів ДК.

Висновки та перспективи подальшого розвитку даного напрямку.

1. Представлено аналіз відомих підходів обґрунтування (кваліфікації) стратегій експлуатації ядерних реакторів типу ВВЕР/PWR на підвищеній номінальній потужності.

2. Встановлено, що основні недоліки відомих підходів кваліфікації модернізації активної зони ядерного реактора полягають у залежності результатів кваліфікації від способів реалізації стратегії експлуатації ядерних енергоустановок у режимах підвищеної номінальної потужності, а також від ефектів різниці детерміністських кодів та/або користувачів кодами, що зрештою ускладнює об'єктивну інтерпретацію результатів кваліфікації.

2. Розроблено критеріальний метод кваліфікації стратегії експлуатації ядерних реакторів на підвищеній номінальній потужності на основі модернізації теплофізичних властивостей ядерного палива та конструкційно-технічних параметрів елементів твєлів, який виключає вплив ефектів різниці детерміністських кодів та/або користувачів кодами та враховує умови забезпечення безпеки за гранично допустимими температурами оболонок твєлів і ядерного палива.

Список літератури

1. Скалозубов В. И., Спинов В. М., Гриб В. Ю. Безопаска диверсифікації ядерного палива. Аналіз умов безпеки при диверсифікації ядерного палива атомних електростанцій. LAP LAMBERT Academic Publishing, - 2019. 64 с. ISBN 978-620-0-49830-4;
2. В. Гриб, В. Спинов. Diversification safety nuclear fuel. LAP LAMBERT Academic Publishing, - 2020. 50 p. ISBN 978-620-0-49830-4;
3. Vashchenko V., Skalozubov V., Korduba I., Komarov Y., Zhukova O. Method of analysis of thermophysical properties and composition of nuclear fuel during modernization of active zones of nuclear power reactors. Ecological Engineering & Environmental Technology (EEET). - 2023. Vol. 24, No. 6. P. 186–191. DOI: <https://doi.org/10.12912/27197050/168372>;
4. Melnik S. I., Vashchenko V. M., Korduba I. B., Hrib V. Yu. The method of express analysis of nuclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel. Journal of Geology, Geography and Geoecology. - 2023. V. 32, No. 2. P. 388–395. DOI: <https://doi.org/10.15421/112335>;
5. Кондратюк В. А., Дорож О. А., Філатов В. І. Порівняльний метод кваліфікації систем безпеки ядерних енергоустановок з ВВЕР-1000 та AP1000. Ядерна енергетика та довкілля. - 2023. № 1. С. 3–8. DOI: doi.org/10.31717/2311-8253.23.1.1;
6. Комплекс методів переоцінки безпеки атомної енергетики України з урахуванням уроків екологічних катастроф в Чорнобилі та Фукусімі / Під ред. В. И. Скалозубова. Одесса: Астропринт, - 2013. 244 с.;
7. Кондратюк В. А., Комаров Ю. О., Косенко С. І., Коньшин В. І. Підходи моделювання умов термоакустичної нестійкості в нерівноважному двофазному теплоносії ядерних реакторів. Теплофізика та теплоенергетика. - 2023. № 1. С. 91–96. DOI: <https://doi.org/10.31472/ttpe.1.2023.11>
8. Kondratyuk V., Komarov Ju., Dorozh O., Filatov V. Criteria for conditions of hydrodynamic instability of the coolant in accidents with reactor circuit leaks. Proc. of Odessa Polytechnic University (Odes'kyi Politechnichniy Universytet. Pratsi). - 2022. Vol. 66, No. 2. P. 52–57. DOI: 10.15276/opu.2.66.2022.06;
9. Kolykhanov V. N., Kozlov I. L., Skalozubov V. I. Distortion of the neutron flux profile in reactor core induced by control rods. BgNS TRANSACTIONS – Science and Technology Journal of the Bulgarian nuclear society. - 2018. Vol. 23, No. 1. P. 3–7. <https://bgns-transactions.org/Journals/23-1/01>;
10. Kondratiuk V., Komarov Yu., Kosenko S., Kochnyeva V. Method for determining the conditions of thermal and hydrodynamic instability in power equipment. XIX International Scientific and Practical Conference «Modern problems in science». Vancouver, Canada. - 2022, May 17–20. P. 798–800. DOI: 10.46299/ISG.2022.1.1.

References (transliterated)

1. Skalozubov V. I., Spinov V. M., Hryb V. Yu. *Safety of Nuclear Fuel Diversification. Analysis of Safety Conditions During Nuclear Fuel Diversification at Nuclear Power Plants*. LAP LAMBERT Academic Publishing, - 2019. 64 pages. ISBN 978-620-0-49830-4;
2. Hryb V. Yu., B. Spinov V. M. *Diversification safety nuclear fuel*. LAP LAMBERT Academic Publishing, - 2020. 50 p. ISBN 978-620-0-49830-4;
3. Vashchenko V., Skalozubov V., Korduba I., Komarov Y., Zhukova O. Method of analysis of thermophysical properties and composition of nuclear fuel during modernization of active zones of nuclear power reactors. *Ecological Engineering & Environmental Technology (EET)*. - 2023. Vol. 24, No. 6. P. 186–191. DOI: <https://doi.org/10.12912/27197050/168372>;
4. Melnik S. I., Vashchenko V. M., Korduba I. B., Hrib V. Yu. The method of express analysis of nuclear and ecological safety during the modernization of nuclear fuel. *Journal of Geology, Geography and Geoecology*. - 2023. V. 32, No. 2. P. 388–395. DOI: <https://doi.org/10.15421/112335>;
5. Kondratiuk V. A., Dorozh O. A., Filatov V. I. *Comparative Qualification Method for Safety Systems of Nuclear Power Plants with VVER-1000 and AP1000 Reactors*. *Nuclear Energy and Environment*, - 2023, No. 1, pp. 3–8. DOI: doi.org/10.31717/2311-8253.23.1.1;
6. A Set of Methods for Reassessing the Safety of Ukraine's Nuclear Energy Sector Considering Lessons from the Chernobyl and Fukushima Environmental Disasters, *edited by V. I. Skalozubov*. Odesa: Astroprint, - 2013. 244 pages;
7. Kondratiuk V. A., Komarov Yu. O., Kosenko S. I., Konshyn V. I. Modeling Approaches for Thermoacoustic Instability Conditions in Non-Equilibrium Two-Phase Coolant of Nuclear Reactors. *Thermophysics and Thermal Power Engineering*, - 2023, No. 1, pp. 91–96. DOI: <https://doi.org/10.31472/ttpe.1.2023.11>;
8. Kondratiuk V., Komarov Ju., Dorozh O., Filatov V. Criteria for conditions of hydrodynamic instability of the coolant in accidents with reactor circuit leaks. *Proc. of Odessa Polytechnic University (Odes'kyi Politechnichnyi Universytet. Pratsi)*. - 2022. Vol. 66, No. 2. P. 52–57. DOI: 10.15276/opu.2.66.2022.06;
9. Kolykhanov V. N., Kozlov I. L., Skalozubov V. I. Distortion of the neutron flux profile in reactor core induced by control rods. *BgNS TRANSACTIONS – Science and Technology Journal of the Bulgarian nuclear society*. - 2018. Vol. 23, No. 1. P. 3–7. <https://bgns-transactions.org/Journals/23-1/01>;
10. Kondratiuk V., Komarov Yu., Kosenko S., Kochnyeva V. Method for determining the conditions of thermal and hydrodynamic instability in power equipment. XIX International Scientific and Practical Conference «Modern problems in science». Vancouver, Canada. - 2022, May 17–20. P. 798–800. DOI: 10.46299/ISG.2022.1.1.

Надійшла (received) 19.11.2024

Відомості про авторів / About the Authors

Остаповець Андрій Олександрович (Ostapovets Andriy Oleksandrovych) – аспірант, Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», м. Київ, Україна;

ORCID: <https://orcid.org/0009-0009-0231-8753>;

e-mail: ostapovets.a@gmail.com

Коньшин Валерій Іванович (Konshin Valery Ivanovich) – кандидат технічних наук, доцент кафедри атомної енергетики, Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», м. Київ, Україна;

ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-2591-3589>;

e-mail: vikonshin@meta.ua