

# Підходи до обґрунтування безпеки завантажень контейнерів ВКЗ-ВВЕР ССВЯП ЗАЕС

- **Костюшко Я. В.**  
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна  
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-1226-6901>
- **Дудка О. О.**  
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна  
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-8973-1883>
- **Ковбасенко Ю. П.**  
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна  
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-0674-6263>
- **Шепітчак А. В.**  
Державна інспекція ядерного регулювання України, м. Київ, Україна  
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-4469-9653>

Впровадження нових типів палива на атомних станціях України пов'язано з отриманням відповідного погодження від органу державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки України. Такий самий підхід використовується для системи поводження з відпрацьованим паливом (ВЯП). СВЯП ЗАЕС (сухе сховище відпрацьованого ядерного палива) є першою ядерною установкою проміжного сухого зберігання ВЯП, що створена в Україні. За проектом, заснованим на технології сухого вентильованого контейнерного зберігання компаніями «Sierra Nuclear Corporation» і «Duke Engineering and Services» (DE & S), використовуються вентильовані контейнери зберігання (ВКЗ-ВВЕР), заповнені ВЯП реакторів ВВЕР-1000 і розміщені на спеціальному відкритому бетонному майданчику. ВКЗ-ВВЕР є модернізованими контейнерами VSC-24, адаптованими під шестигранні ВТВЗ ВВЕР-1000. Методологія оцінки безпеки сховища створювалася й удосконалювалася безпосередньо під час дозвільного процесу. Відповідно до Енергетичної стратегії України на період до 2035 року одним з ключових завдань є подальша диверсифікація джерел постачання ядерного палива для АЕС. В рамках Виконавчої угоди між Урядом України та Урядом США у 2000 році розпочата робота з впровадження палива виробництва компанії «Westinghouse». Метою цього проекту є розробка, постачання на АЕС України та кваліфікація альтернативного ядерного палива, сумісного з паливом російського виробництва. За створеним підходом для обґрунтування можливості завантаження у контейнери сухого сховища ВЯП (ССВЯП) нових типів палива розробляється доповнення до звіту з аналізу безпеки. Вказані результати повинні продемонструвати виконання проектних критеріїв за нормальних умов експлуатації, у разі порушень нормальних умов експлуатації та під час проектних аварій компонентів ССВЯП. Отже, в статті висвітлюються як основні проблеми ліцензування ССВЯП, так і обґрунтування можливості на розміщення у ССВЯП нових видів палива.

**К л ю ч о в і с л о в а:** Сухе сховище відпрацьованого ядерного палива, відпрацьоване ядерне паливо для ВВЕР-1000, диверсифікація джерел постачання ядерного палива.

© Костюшко Я. В., Дудка О. О., Ковбасенко Ю. П., Шепітчак А. В., 2019

Зберігання ВЯП є одним з важливих етапів ядерного паливного циклу і є однією з найбільш важливих проблем для країн, що мають діючі атомні електростанції (АЕС). У цей час багато країн використовують стратегію довготривалого зберігання ВЯП з відстрочкою на майбутнє прийняття рішення щодо подальшого видалення цього палива або для безпосереднього захоронення, або для переробки. Для довготривалого зберігання ВЯП використовуються технології мокрого і сухого зберігання. Зберігання у водному середовищі (мокре зберігання) здійснюється в заповнених водою басейнах зберігання. Хоча таке зберігання і має низку недоліків, а саме:

- необхідність вжиття заходів для запобігання протіканню води;
- значні трудовитрати персоналу на проведення технологічних операцій і ремонтних робіт;
- істотні витрати електроенергії;

утворення значної кількості радіоактивних відходів, воно використовується у багатьох країнах, таких як Аргентина, Бельгія, Болгарія, Фінляндія, Франція, Німеччина, Індія, Японія, Росія, Словаччина, Швеція, Англія, США [1]. В Україні є одне таке сховище — сховище відпрацьованого палива № 1 (СВЯП-1) для зберігання ВЯП Чорнобильської АЕС.

Відмінною рисою сухого способу зберігання є зберігання відпрацьованих тепловидільних збірок (ВТВЗ) (після початкової його «мокрої» витримки в басейнах витримки АЕС протягом декількох років) у герметичних ємностях, заповнених або повітрям, або інертним газом. На сучасному етапі цей спосіб зберігання є кращим щодо експлуатації та економічності.

Всі українські енергоблоки АЕС побудовані або починали будуватися в 70-ті — 90-ті роки 20-го століття. Прийнята на той час концепція передбачала вивезення ВЯП для зберігання і переробки до Російської Федерації. Тому басейни витримки АЕС України проектувалися і будувалися з обмеженою місткістю. На початку 90-х років 20-го століття після здобуття Україною незалежності склалася ситуація з припиненням відправок ВЯП з АЕС України, і поступово ВЯП накопичувалося на енергоблоках АЕС. Перед експлуатуючою організацією постало питання щодо загрози заповнення приреакторних басейнів витримки. Для забезпечення подальшої роботи АЕС було прийнято рішення про заміну неущільнених стелажів зберігання ВЯП в приреакторних басейнах витримки на ущільнені. Але зазначені заходи лише відклали вирішення проблеми,

яка була особливо актуальною для найбільшої в Україні Запорізької АЕС, що має в своєму складі 6 енергоблоків потужністю 1000 МВт. Результатом оголошеного Запорізькою АЕС, за погодженням з Державним комітетом України по використанню ядерної енергії, міжнародного конкурсу стала реалізація проекту, заснованого на технології сухого вентильованого контейнерного зберігання компаніями «Sierra Nuclear Corporation» і «Duke Engineering and Services» (DE & S). У цій технології використовуються вентильовані контейнери зберігання (ВКЗ-ВВЕР), заповнені ВЯП реакторів ВВЕР-1000 і розміщені на спеціальному відкритому бетонному майданчику. ВКЗ-ВВЕР є модернізованими контейнерами VSC-24, адаптованими під шестигранні ВТВЗ ВВЕР-1000 (ВТВЗ реакторів PWR — чотиригранні).

Перший VSC був введений у експлуатацію у травні 1993 року на АЕС «Palisades» в штаті Мічиган. Станом на жовтень 2012 року 58 контейнерів VSC-24 завантажені ВЯП і зберігаються в трьох різних сховищах США: 18 контейнерів на АЕС «Palisades» у штаті Мічиган, 16 контейнерів на АЕС «Point Beach» у штаті Вісконсін, 24 контейнери на АЕС «Arkansas Nuclear One» у штаті Арканзас [2]. Контейнер VSC-24 призначений для зберігання 24 ТВЗ реакторів PWR. Максимальне теплове навантаження обмежується 1 кВт на ТВЗ (24 кВт на контейнер). ВТВЗ, що розміщуються в таких контейнерах, повинні бути герметичними.

Всі перераховані вище вимоги до ВТВЗ, розміщених в контейнерах VSC-24, дотримуються і для відпрацьованого палива ВВЕР-1000, що підлягає зберіганню в ВКЗ-ВВЕР, виключаючи питання, пов'язані зі специфікою російського палива, а саме: максимальне початкове збагачення — не більше 4,4 вага. % U235 і максимальне середнє вигорання 49,00 МВт-діб/кгU для ВТВЗ-М і 55,00 МВт-діб/кгU для ВТВЗ-А.

Основні переваги системи:

- 1) Схожість технічних характеристик ВТВЗ PVR і ВВЕР-1000 за складом палива, глибиною вигорання, питомою потужністю енерговиділення.

- 2) Геометрична конфігурація системи дозволила досить легко адаптувати контейнери VSC-17 і VSC-24 під шестигранні ВТВЗ (ВТВЗ реакторів PWR — чотиригранні).

Основні компоненти зберігання ВКЗ-ВВЕР являють собою бетонну бочку, яка вентильюється, та багатомісний герметичний кошик (БГК). БГК зберігається в бетонній бочці, яка забезпечує

біологічний захист, конвективне охолодження і фізичний захист БГК та його вмісту під час зберігання. БГК забезпечує утримання радіоактивних нуклідів, структурну підтримку ТВЗ та контроль критичності.

Контейнер розрахований на енерговиділення від ВЯП, яке становить не більше 24 кВт, тобто взято із запасом (від однієї ТВЗ не більше 0,99 кВт).

Для оцінки залишкового енерговиділення касет ДП «НАЕК «Енергоатом» розробив відповідний стандарт: СОУ НАЕК 099:2015 «Обращение с ядерным топливом. Радиационные характеристики и остаточное энерговыделение отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000» [3]. У цьому документі наведені, зокрема, таблиці касет для різного збагачення, які отримали дозвіл на зберігання у ССВЯП ЗАЕС, залежностей енерговиділення від вигорання за певним кроком. Проміжні значення вираховують лінійною інтерполяцією. Отримані значення залишкового енерговиділення коригують введенням поправного коефіцієнта за рекомендацією GAIDE 3.54 [4]. Зазначений документ — це регуляторний довідник, що визначає методи, прийнятні для Комісії ядерного регулювання США під час розрахунку рівня тепловиділення від ВЯП для використання як проектних значень для СВЯП. Основна мета таких розрахунків — підтвердження що деградація ВЯП не призведе до проблем з експлуатаційною безпекою під час його видалення із сховища. GAIDE 3.54 [4] пропонує коригування значень енерговиділення за допомогою поправних коефіцієнтів. Якщо всі інші поправні коефіцієнти, описані в GAIDE 3.54 [4], є більш специфічними до американського палива реакторів типу BWR (від скорочення англійською мовою Boiling Water Reactor (BWR)) та PWR (від скорочення англійською мовою Pressurized Water Reactors (PWR)), то поправний коефіцієнт, що дослівно можна перекласти як «фактор безпеки», залежить, переважно, від вигорання та часу охолодження палива. Цей поправний коефіцієнт згідно з рекомендаціями GAIDE 3.54 [4] розраховується за формулою:

$$S = 6,2 + 0,06(B_{\text{tot}} - 25) + 0,050(T_c - 1), \quad (1)$$

де  $B_{\text{tot}}$  — вигорання ТВЗ, Мвт·дб/кгU,

$T_c$  — час знаходження ТВЗ в басейні витримки, років,

$S$  — «фактор безпеки», %.

Як показав досвід розрахунку завантажень ВКЗ-ВВЕР, фактор безпеки для російського палива ТВЗ-М і ТВЗА становить 7 — 8 %.

Остаточне значення енерговиділення визначається за формулою:

$$P_{\text{final}} = (1 + 0,01S) \cdot P, \quad (2)$$

де  $P$  — розрахункове енерговиділення ТВЗ, кВт/ТВЗ, яке розраховується за вказаним стандартом СОУ НАЕК 099:2015 [3].

Оскільки кожний ВКЗ-ВВЕР є відокремленою системою для зберігання ВТВЗ, одержання дозволу на завантаження контейнеру проводиться для кожного контейнера окремо шляхом розробки та погодження із Держатомрегулюванням відповідного технічного рішення.

Згідно з ПНАЭ Г-14-029-91 [5] (втратив чинність з дня опублікування НП 306.2.221-2019 [7]), помилками персоналу в цьому випадку є:

1) помилкове завантаження однієї свіжої ТВЗ максимального збагачення з числа тих, що знаходяться на блоці, в будь-яку комірку багатомісного герметичного кошика (БГК);

2) помилкове недовантаження одного з поглиначів у будь-яку комірку БГК, якщо в певному завантаженні є комірки без поглиначів, або заміна на поглинач з меншими поглинаючими властивостями, наприклад, СВП, з тих, що знаходяться на блоці.

Відповідно до набутого досвіду щодо підходів до обґрунтування безпеки ВКЗ-ССВЯП (для докладної інформації див. статтю [6]) використовується одночасне врахування таких факторів:

1) врахування глибини вигорання палива. Водночас, відповідно до діючих нормативних вимог, необхідно здійснювати контроль глибини вигорання перед переміщенням ядерного палива до сховища;

2) врахування стрижнів регулювання. Кількість та схема положення стрижнів (ПС СУЗ, СВП, поглинаючих вставок) обирається так, щоб ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів, не перевищував значення 0,95.

Вигорання ТВЗ розраховується з урахуванням таких експлуатаційних даних: графіка навантаження енергоблока, температури теплоносія на вході в активну зону, витрати теплоносія, положення органів регулювання, концентрації борної кислоти. Вигорання ТВЗ розраховується в десяти шарах по її висоті. Оскільки внаслідок аксіального витоку нейтронів з активної зони верхні та нижні кінці ТВЗ вигоряють менше центральної частини, для реалізації консервативного підходу під час аналізу ядерної безпеки для кожної ТВЗ

вигорання приймається незмінним за висотою і таким, що дорівнює середньому значенню вигорання для верхнього та нижнього, тобто найменше вигорілим, шарам ТВЗ.

Вигорання <sup>10</sup> В у ПС СУЗ згідно з вимогами українських нормативних документів враховується через зниження густини карбиду бору на 25 % від початкового. На період проведення транспортно технологічних операцій поглиначі фіксуються спеціально розробленим фіксуючим пристроєм. Тому їх можна розглядати як поглиначі, які не вилучаються.

Під час розрахунків ядерної безпеки на границях розрахункової моделі ставляться умови дзеркального відображення, тобто витоку нейтронів з моделі немає, що, вочевидь, є консервативною вимогою.

Під час отримання дозволу ССВЯП на розміщення нових типів палива (ТВЗА) було розроблено доповнення до звіту з аналізу безпеки (ЗБА). Вказане доповнення до ЗАБ, містило результати таких аналізів:

напружено-деформованого стану оболонок твелів і компонентів ВКЗ-ССВЯП (БГК, перевантажувального контейнера, вентиляюемого бетонного контейнера). Метою виконання цього аналізу було підтвердження виконання проектних критеріїв щодо забезпечення герметичності твелів і структурної цілісності елементів конструкції ВКЗ-ССВЯП за нормальної експлуатації, у разі порушення нормальної експлуатації та під час проектних аварій;

теплових впливів. Метою виконання цього аналізу було обґрунтування дотримання діючих теплових проектних критеріїв ССВЯП;

ядерної безпеки. В документі була продемонстрована можливість створення безпечного завантаження БГК новим паливом за одночасного врахування вигорання палива та наявності стрижнів регулювання. Як було зазначено раніше, обґрунтування ядерної безпеки виконується для кожного паливного завантаження БГК з урахуванням номенклатури відпрацьованих касет, які мають бути встановлені до БГК, схеми розташування поглиначів в БГК (ПС СУЗ, СВП, поглинаючих вставок) та вигорання касет;

біологічного захисту. Метою виконання цього аналізу є підтвердження виконання діючих проектних критеріїв радіаційної безпеки ССВЯП.

Для демонстраційного розрахунку з ядерної безпеки були обрані такі параметри: вигорання відпрацьованої кожної ТВЗА було прийнято

незмінним по висоті і становило 28,8 МВт-діб/кгU, всі ТВЗА вважались однакового початкового збагачення 4,4 % за U<sup>235</sup>. Під час аналізу безпеки враховувались тільки ізотопи U<sup>235</sup>, U<sup>238</sup>, Pu<sup>239</sup>, Pu<sup>240</sup>, Pu<sup>241</sup>. Крім ВТВЗ враховувалось завантаження до БГК 18 відпрацьованих ПС СУЗ. Слід зазначити, що Держатомрегулювання із залученням ДНТЦ ЯРБ проводить повірочні розрахунки, результати яких наведено далі в розрахунках.

В таблиці 1 наведені розрахунки критичності завантаження БГК ВЯП типу ТВЗА. Схема розміщення ПС СУЗ для цього випадку зображена на рисунку 1.

Таблиця 1 — Розрахунки критичності завантаження БГК відпрацьованим ядерним паливом типу ТВЗА

№ п/п	Умови	$K_{eff} \pm \sigma$ Розрахунок ДНТЦ ЯРБ (МСНР)
1	Заповнення БГК неборованою водою з густиною 1 г/см <sup>3</sup>	0,90791 ± 0,00022
2	Помилкове завантаження свіжої ТВЗА максимального збагачення	0,93688 ± 0,00024

Відповідно до розробленого підходу до кожного БГК завантажуються відпрацьовані стрижні регулювання. З часом на енергоблоках ЗАЕС виник дефіцит відпрацьованих стрижнів, тому ЗАЕС для забезпечення ядерної безпеки зберігання ВЯП в ВКЗ-ССВЯП розробила поглинаючі вставки (ПВ). Конструкція і матеріали ПВ аналогічні конструкції та матеріалам СВП и ПС СУЗ. Поглинаючі властивості матеріалу ПВ не поступаються поглинаючим властивостям відпрацьованих стрижнів ПС СУЗ.

Для демонстраційного розрахунку обрані такі параметри: вигорання кожної відпрацьованої ТВЗ прийнято незмінним по висоті і становило 28,8 МВт-діб/кгU; всі ТВЗ вважались однакового початкового збагачення 4,4 % за U<sup>235</sup>. Під час аналізу безпеки враховувались тільки ізотопи U<sup>235</sup>, U<sup>238</sup>, Pu<sup>239</sup>, Pu<sup>240</sup>, Pu<sup>241</sup>. Крім ВТВЗ враховувалось завантаження до БГК 18 ПВ.

В таблиці 2 наведені розрахунки критичності завантаження БГК ПВ та ВЯП. Схема розміщення ПВ зображена на рисунку 1.

У рамках Виконавчої угоди між Урядом України та Урядом США від 05 червня 2000 року щодо Проекту кваліфікації ядерного палива для України у 2000 році розпочата робота з впровадження палива виробництва компанії «Westinghouse». Метою цього проекту

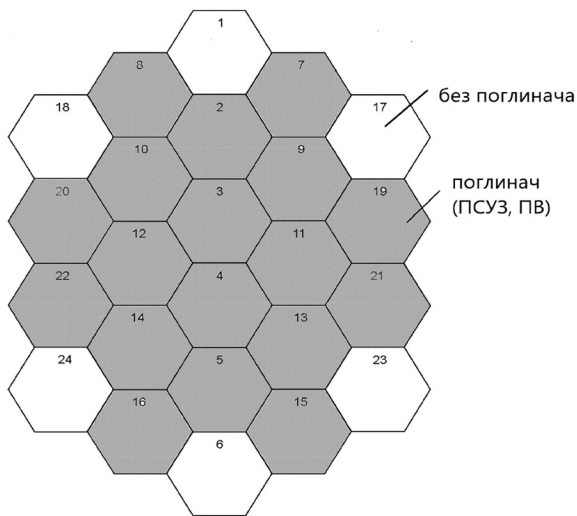


Рисунок 1 — Схема розміщення поглиначів при заповненні БГК паливом (демонстраційні розрахунки)

Таблиця 2 — Розрахунки критичності з використання ПВ при завантаженні БГК ТВЗ

№ п/п	Умови	$K_{ef} \pm \sigma$ Розрахунок ДНТЦ ЯРБ (МСНР)
1	Заповнення БГК неборованою водою з густиною 1 г/см <sup>3</sup>	0,89227 ± 0,00075
2	Помилкове недо-вантаження ПВ в ТВЗ	0,93157 ± 0,00017
3	Помилкове завантаження свіжої ТВЗ максимального збагачення	0,91350 ± 0,00070

є розробка, постачання на АЕС України та кваліфікація альтернативного ядерного палива, сумісного з паливом російського виробництва.

На сьогоднішній день у рамках розширення дослідної експлуатації паливо виробництва компанії «Westinghouse» (ТВЗ-WR) експлуатуються на 1, 3, 4 і 5 блоках Запорізької АЕС. У зв'язку з цим експлуатуючою організацією розпочато процес обґрунтування можливості завантаження відпрацьованих ТВЗ-WR у ССВЯП. Для цього застосовувався підхід, який вже використовувався під час отримання дозволу ССВЯП на розміщення палива типу ТВЗА. Зокрема, розроблено доповнення до ЗАБ, в якому продемонстровано можливість створення безпечного завантаження БГК новим паливом за одночасного врахування вигорання палива та наявності стрижнів регулювання. Для демонстраційного розрахунку обрані

такі параметри: вигорання відпрацьованої кожної ТВЗ-WR прийняте незмінним по висоті і становило 28,8 МВт-діб/кгU, всі ТВЗ-WR вважалися однакового початкового збагачення 3,82 % за U<sup>235</sup>. Під час аналізу безпеки враховувались тільки ізотопи U<sup>235</sup>, U<sup>238</sup>, Pu<sup>239</sup>, Pu<sup>240</sup>, Pu<sup>241</sup>. Крім ТВЗ враховувалось завантаження до БГК 18 відпрацьованих ПС СУЗ.

У таблиці 3 наведені розрахунки критичності завантаження БГК ВЯП типу ТВЗ-WR. Схема розміщення ПС СУЗ для цього випадку зображена на рисунку 1.

Таблиця 3 — Розрахунки критичності завантаження БГК відпрацьованим ядерним паливом типу ТВЗ-WR

№ п/п	Умови	$K_{ef} \pm \sigma$ Розрахунок ДНТЦ ЯРБ (МСНР)
1	Заповнення БГК неборованою водою з густиною 1 г/см <sup>3</sup>	0,91965 ± 0,00024
2	Помилкове завантаження свіжої ТВЗ максимального збагачення	0,94286 ± 0,00026

Отже, результати демонстраційних розрахунків ядерної безпеки БГК (таблиці 1, 2, 3) задовольняють вимогам нормативного документа, що діяв та той час, ПНАЕ Г-14-029-91 [5] по дотриманню умови  $K_{ef} < 0,95$  за умов нормальної експлуатації та під час проектних аварій, що підтверджує можливість створення безпечного завантаження БГК новим паливом або можливість застосування ПВ замість ПС СУЗ у завантаженнях БГК.

## Висновки

З метою обґрунтування можливості завантаження у контейнери ССВЯП нових типів палива (ТВЗА, ТВЗ-WR) розробляється доповнення до ЗАБ, яке містить результати аналізів:

напружено-деформованого стану оболонок твелів і компонентів ВКЗ-ССВЯП (БГК, перевантажувальний контейнер, вентильований бетонний контейнер);

- теплових впливів;
- ядерної безпеки;
- біологічного захисту.

Вказані результати повинні продемонструвати виконання проектних критеріїв за нормальних умов експлуатації, у разі порушень

нормальних умов експлуатації та під час проєктних аварій компонентів ССВЯП.

З погляду ядерної безпеки в доповненні до ЗАБ демонструється можливість створення безпечного завантаження БГК новим паливом за одночасного врахування вигорання палива та наявності стрижнів регулювання.

#### Список використаних джерел

1. IAEA-TECDOC-1100. Survey of wet and dry spent fuel storage. International Atomic Energy Agency, July 1999.
2. Certificate of Compliance Renewal Application for the VSC-24 Ventilated Storage Cask System. Docket No. 72-1007. Document No. VSC-04.1 100, Revision 0, 2012.
3. СОУ НАЕК 099:2015. Обращение с ядерным топливом. Радиационные характеристики и остаточное энерговыделение отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000. К.: ДП НАЕК «Енергоатом», 2015.
4. Regulatory guide 3.34. *Spent Fuel Heat Generation in an Independent Spent Fuel Storage Installation*. Revision 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission 1999.
5. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах атомной энергетики. ПНАЭ Г-14-029-91, утверждены ГПАН СССР, 1991.
6. Ковбасенко Ю., Додука О., Костюшко Я. Опыт лицензирования грузов контейнеров СХОЯТ Запорожской АЭС. Ядерная та радіаційна безпека. — 2011. — № 1 (49). — С. 21—26.
7. НП 306.2.221-2019. Вимоги безпеки під час поводження з ядерним паливом : затверджені наказом наказом Державної інспекції ядерного регулювання України від 21 червня 2019 року № 269, зареєстровані в Міністерстві юстиції України 30 липня 2019 року за № 833/33804.

#### References

1. IAEA-TECDOC-1100. Survey of wet and dry spent fuel storage. International Atomic Energy Agency, July 1999.
2. Certificate of Compliance Renewal Application for the VSC-24 Ventilated Storage Cask System. Docket No. 72-1007, Document No. VSC-04.1 100, Revision 0, 2012.
3. SOU NAEC 099:2015. *Nuclear fuel handling. Radiation characteristics and residual energy release of spent fuel assemblies VVER-1000*. Kyiv, NNEGC «Energoatom».
4. Regulatory Guide 3.34. *Spent fuel heat generation in an independent spent fuel storage installation*. Revision 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1999.
5. PNAE G-14-029-91. *Safety Rules for Storage and Transport of Nuclear Fuel at Nuclear Facilities*. Approved by GPAN USSR, 1991.
6. Kovbasenko, Yu., Dudka, E., Kostyushko, Ya. (2011). *Experience in licensing loading of containers at Zaporizhzhya NPP dry spent fuel storage facility*. Nuclear and Radiation Safety Journal, 1(49), pp. 21–26.
7. NP 306.2.221-2019. Safety requirements for nuclear fuel management. Approved by SNRIU Order No. 269 dated 21 July 2019 registered in the Ministry of Justice on 30 June 2019 under No. 833/33804 [in Ukrainian].

#### Approaches to Safety Justification for Loading of VSC-VVER Containers in ZNPP DSFSF

Kostiushko Ya.<sup>1</sup>, Dudka O.<sup>1</sup>, Kovbasenko Yu.<sup>1</sup>, Shepichak A.<sup>2</sup>

<sup>1</sup>State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiating Safety, Kyiv, Ukraine

<sup>2</sup>State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine, Kyiv, Ukraine

The introduction of new fuel for nuclear power plants in Ukraine is related to obtaining a relevant license from the regulatory authority for nuclear and radiation safety of Ukraine. The same approach is used for spent nuclear fuel (SNF) management system. The dry spent fuel storage facility (DSFSF) is the first nuclear facility created for intermediate dry storage of SNF in Ukraine. According to the design based on dry ventilated container storage technology by Sierra Nuclear Corporation and Duke Engineering and Services, ventilated storage containers (VSC-VVER) filled with SNF of VVER-1000 are used, which are located on a special open concrete site. Containers VSC-VVER are modernized VSC-24 containers customized for hexagonal VVER-1000 spent fuel assemblies.

The storage safety assessment methodology was created and improved directly during the licensing process. In addition, in accordance with the Energy Strategy of Ukraine up to 2035, one of the key task is the further diversification of nuclear fuel suppliers. Within the framework of the Executive Agreement between the Government of Ukraine and the U.S. Government, activities have been underway since 2000 on the introduction of Westinghouse fuel. The purpose of this project is to develop, supply and qualify alternative nuclear fuel compatible with fuel produced in Russia for Ukrainian NPPs. In addition, a supplementary approach to safety analysis report is being developed to justify feasibility of loading new fuel into the DSFSF containers. The stated results should demonstrate the fulfillment of design criteria under normal operating conditions, abnormal conditions and design-basis accidents of DSFSF components. Thus, the paper highlights both the main problems of DSFSF licensing and obtaining permission for placing new fuel types in DSFSF.

**Key words:** dry spent fuel storage facility, dry ventilated storage container, Ukrainian NPPs, alternative nuclear fuel.

Отримано 21.10.2019