

Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки

ЯДЕРНА та РАДІАЦІЙНА БЕЗПЕКА

Науково-технічний журнал
Scientific and Technical Journal

NUCLEAR & RADIATION SAFETY

Виходить щоквартально. Заснований у березні 1998 р. Свідоцтво про державну реєстрацію KB 3146 від 26.03.1998 р.

Випуск 1(81).2019

Співзасновники:

Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки (ДНТЦ ЯРБ);
Одеський національний політехнічний університет (ОНПУ)

Головний редактор: Дибач О. М. канд. техн. наук
(ДНТЦ ЯРБ)

Заступник головного редактора: Кравченко В. П.,
д-р техн. наук (ОНПУ)

Редколегія:

Бар'яхтар В. Г., академік НАНУ, д-р фіз.-мат. наук, проф. (Інститут магнетизму НАНУ та МОН України),
Богорад В. І., канд. фіз.-мат. наук (ДНТЦ ЯРБ),
Боднар І. В. канд. техн. наук (Національна лаб. Аргонна, США),
Герліга В. А., д-р техн. наук, проф. (НАЕК «Енергоатом»),
Єфімов О. В., д-р техн. наук, проф. (НТУ «ХПІ»),
Зеленцова Т. М., д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),
Ковбасенко Ю. П., канд. техн. наук (ДНТЦ ЯРБ),
Кондратьєв С. М., канд. фіз.-мат. наук (ДНТЦ ЯРБ),
Корольов О. В., д-р техн. наук (ОНПУ),
Мазуренко А. С., д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),
Немчинов Ю. І., д-р техн. наук, проф. (НДІБК),
Носовський А. В., чл.-кор. НАНУ (ІПБ АЕС НАНУ), д-р техн. наук, проф.
Павлович В. М., д-р фіз.-мат. наук (ІЯД НАН України),
Печериця О. В., канд. техн. наук (ДНТЦ ЯРБ),
Письменний Є. М., д-р техн. наук, проф. (НТУ «КПІ»),
Саєнко С. Ю., д-р техн. наук (ННЦ «ХФТІ»),
Ушпурас Є. В., чл.-кор. Литовської АН, д-р техн. наук, проф. (LEI, Литва),
Халімончук В. А., д-р техн. наук (ДНТЦ ЯРБ),
Ястребенецький М. О., д-р техн. наук, проф. (ДНТЦ ЯРБ)

Журнал включено до Переліку наукових фахових видань України, в яких можуть публікуватися результати дисертаційних робіт на здобуття наукових ступенів доктора і кандидата наук (затверджено наказом Міністерства освіти і науки України від 29.09.2014 № 1081)

Журнал входить до міжнародної наукометричної бази даних Scopus (<http://www.info.sciverse.com/scopus>)

Адреса видавця та редакції:

03142 Київ, вул. Василя Стуса, 35-37, а/с 124
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки»
Тел.: (044) 422-49-72. Факс: (044) 452-89-90
E-mail: editor@sstc.com.ua

Свідоцтво про внесення суб'єкта видавничої справи до державного реєстру видавців, виготовлювачів і розповсюджувачів видавничої продукції ДК № 5504 від 28.08.2017

Підписано до друку [REDACTED]. Формат 60×90 1/8. Папір крейдяний.
Друк цифровий. Умов. друк. арк. 10,0. Тираж 300 прим. Зам. [REDACTED]

Віддруковано в ТОВ «Основа-Принт»

02139 Київ, вул. Микитенка, 21, к. 2
Свідоцтво про внесення до державного реєстру України суб'єктів видавничої справи ДК № 2 від 10.02.2010

Рекомендовано до друку та до поширення через мережу Інтернет Науково-технічною радою ДНТЦ ЯРБ (протокол № 10-11 від 09.11.2019).

Відповідальний редактор: канд. техн. наук, ст. наук. співроб. Т. М. Овсяннікова (ДНТЦ ЯРБ)
Комп'ютерна верстка О. Д. Ткаченко

© ДНТЦ ЯРБ, 2018

ЗМІСТ

<i>Дибач О. М., Плачков Г. І.</i> Аспекти ліцензування технології малих модульних реакторів	3
<i>Гуменюк Д. В., Дем'янюк В. В., Ільїна А. І., Шевченко І. А.</i> Перспективи оптимізації технічних обслуговувань і ремонтів з використанням ризик-інформованого прийняття рішень на АЕС України	10
<i>Немчинов Ю. І., Бамбура А. М., Сазонова І. Р., Бабік К. М., Щербін В. Н., Рудько В. М.</i> Результати оцінки складу будівельних конструкцій об'єкта «Укриття», які підлягають демонтажу після назування НБК. Порівняльний аналіз варіантів демонтажу	17
<i>Семерак М. М., Лис С. С., Коваленко Т. П.</i> Аналіз процесу плазмової переробки радіоактивних відходів	23
<i>Моїсєєнко В. Є., Черніцький С. В.</i> Ядерний паливний цикл з мінімальними відходами	30
<i>Бугай Д. О., Гебауер Й., Сізов А. А., Молітор Н.</i> Практичний підхід для оцінки радіологічних критеріїв кінцевого стану при реабілітації радіоактивно-забруднених об'єктів	36
<i>Скалозубов В. І., Козлов І. Л., Чулкін О. О., Комаров Ю. О., Пionтковський О. І.</i> Аналіз критичних умов надійності при гідроударах в активних системах безпеки ядерних енергетичних установок з ВВЕР-1000	42
<i>Овдiєнко Ю. М., Кучин О. В., Єременко М. Л., Власенко П. А.</i> Адаптація розрахункових моделей HELIOS паливних касет ВВЕР-440 для використання програмою TRACE/PARCS	46
<i>Мальцева Т. В., Шишута А. М., Лукашин С. О.</i> Сучасні методи радіохімічної переробки відпрацьованого ядерного палива	52
<i>Халімончук В. А.</i> Середньозважені параметри кінетики для використання в двогруповій дифузійній моделі динаміки реактора з паливом на основі суміші подільних ізотопів	58
<i>Ганем Хуссам, Герлига В. А., Кравченко В. П., Македон В. В., Шuльга О. В.</i> Очищення рідких радіоактивних відходів від поверхнево- активних речовин і органічних сполук	62
<i>Свідерський В. А., Глуховський В. В., Глуховський І. В., Дашкова Т. С.</i> Технології отвердження рідких радіоактивних відходів	68
<i>Попов О. О., Яцишин А. В., Ковач В. О., Артемчук В. О., Тарадуда Д. В., Собина В. О., Соколов Д. Л., Демент М. О., Дімітрієва Д. О., Яцишин Т. М., Матвєєва І. В.</i> Аналіз можливих причин виникнення надзвичайних ситуацій на АЕС з метою мінімізації ризику їх виникнення	75

CONTENTS

<i>Dybach O., Plachkov H.</i> On Licensing the Technology of Small Modular Reactors	3
<i>Gumenyuk D., Demianiuk V., Ilina A., Shevchenko I.</i> Perspectives of Optimization of Technical Services and Maintenances Using Risk-Informed Decision-Making at NPPs in Ukraine	10
<i>Nemchynov Yu., Bambura A., Sazonova I., Babik K., Shcherbin V., Rudko V.</i> Assessment of the Shelter Structures to Be Dismantled after NSC Installation. Comparative Analysis of Dismantling Options	17
<i>Semerak M., Lys S., Kovalenko T.</i> Analysis of the Plasma Recycling Process of Radioactive Waste	23
<i>Moiseenko V., Chernitskiy S.</i> Nuclear Fuel Composition for Repetitive Closed Fuel Cycle	30
<i>Bugai D., Gebauer G., Sizov A., Molitor N.</i> Practical Approach for Assessment of End-State Radiological Criteria for Remediation of Radioactively Contaminated Sites	36
<i>Skalozubov V., Kozlov I., Chulkin O., Komarov Yu., Piontkovskiy O.</i> Analysis of Reliability-Critical Hydraulic Impact Conditions at WWER-1000 NPP Active Safety Systems	42
<i>Ovdienko I., Kuchyn O., Ieremenko M., Vlasenko P.</i> Adaptation of Helios Models for WWER-440 Fuel Assemblies for Application by the Trace/Parcs Program	46
<i>Maltseva T., Shyshuta A., Lukashyn S.</i> Modern Methods of Radiochemical Reprocessing of Spent Nuclear Fuel	52
<i>Khalimonchuk V.</i> Mid-Weighed Kinetic Parameters for Use in the Two-Group Diffusion Model of Reactor Dynamics with Fuel Based on a Mixture of Fission Isotopes	58
<i>Hussam Ghanem, Gerlyga V., Kravchenko V., Makedon V., Shulga A.</i> Purification of Liquid Radioactive Waste from Surfactants and Organic Compounds	62
<i>Sviderskiy V., Glukhovskiy V., Glukhovskiy I., Dashkova T.</i> Liquid Radioactive Solidification Technologies	68
<i>Popov O., Iatsyshyn A., Kovach V., Artemchuk V., Taraduda D., Sobyna V., Sokolov D., Dement M., Dimitrieva D., Yatsyshyn T., Matvieieva I.</i> Analysis of Possible Causes of NPP Emergencies to Minimize Risk of Their Occurrence	75

О лицензировании технологии малых модульных реакторов

Дыбач А. М.

Государственное предприятие

«Государственный научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности», г. Киев, Украина

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-1807-8514>

Плачков Г.И.

Государственная инспекция ядерного регулирования Украины, г. Киев, Украина

ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-5971-2342>

В последнее время в мире наблюдается устойчивый рост заинтересованности в технологии малых модульных реакторов (ММР). ММР рассматриваются как перспективное направление дальнейшего развития ядерной энергетики. В статье дано определение термина «малый модульный реактор», представлены область применения, потенциальные преимущества и недостатки ММР. Выполнен обзор и предложена классификация проектов ММР в зависимости от новизны их технических решений. С целью выявления особенностей ММР на которые следует обратить внимание при лицензировании, выполнен укрупненный сравнительный анализ отдельных технических решений ММР (на примере проекта SMR-160 Holtec International) с действующими в Украине АЭС. Соотнесены отдельные специфические проектные решения SMR-160 с уровнями глубоководной защиты. Проанализированы подходы и состояние лицензирования проектов ММР в международной практике. Идентифицированы проблемные аспекты в части нормативного обеспечения и подтверждения эффективности проектных решений ММР. Сформулированы предложения и рекомендации по первым шагам для обеспечения процесса лицензирования в ответ на инициативу эксплуатирующей организации ГП НАЭК «Энергоатом».

Ключевые слова: малые модульные реакторы, пассивные системы, анализ безопасности, лицензирование.

© Дыбач А. М., Плачков Г.И. 2019

Малые модульные реакторы (далее — ММР) являются современным трендом в ядерной отрасли. Технология ММР рассматривается как перспективное направление дальнейшего развития ядерной энергетики в условиях возрастающей конкуренции с другими видами генерации электроэнергии с учетом стоимостных и временных факторов, а также ужесточающихся регулирующих требований по безопасности АЭС. В некоторых странах работы по созданию ММР ведутся более интенсивно чем по реакторам АЭС большой мощности (1000–1600 МВт). В Канаде принята Дорожная карта по малым модульным реакторам [1], о перспективах внедрения технологии ММР заявили США, Великобритания, Китай, Российская Федерация [2]. Эксплуатирующая организация ГП НАЭК «Энергоатом» также рассматривает перспективы использования технологии ММР (проект SMR-160 Holtec International), в том числе в качестве потенциального замещения энергоблоков АЭС после завершения их долговременной эксплуатации [3]– [5].

В соответствии с классификацией МАГАТЭ [6], к малым принято относить реакторы электрической мощностью до 300 МВт. Этот уровень мощности был переходным в процессе развития ядерной энергетики и соответствует первым проектам АЭС (BWR, PWR, PHWR), такой уровень мощности ядерных реакторов также характерен для морских транспортных средств [2]. Однако, определяющий смысл, который вкладывается в термин «малые модульные реакторы», состоит не в их мощности. Речь идет о сугубо коммерческих и модульных конструкциях, которые отличаются особой компоновкой основного оборудования, способом его изготовления и доставки, а также позволяют предложить заказчику широкий диапазон мощности станции, набираемой из разного числа модулей [7]. Часто также вместе с термином ММР в документах МАГАТЭ употребляется прилагательное «усовершенствованные» (англ. «advanced») чтобы подчеркнуть, что в проекте ММР учитывается опыт и улучшения предыдущих проектов АЭС.

Цель данной статьи акцентировать внимание читателя на технических и экономических особенностях ММР, а также определить первоочередные шаги в направлении обеспечения лицензирования ММР в Украине.

Область применения, потенциальные преимущества и недостатки ММР

Можно выделить два основных сегмента рынка для применения технологии ММР [8]:

1. Удаленные или изолированные регионы, для которых использование больших электрогенерирующих мощностей не требуется, недостаточны или отсутствуют электрические сети, либо определяющим является их применение для других целей, кроме производства электроэнергии (опреснительные установки, теплоснабжение). Не характерно для условий Украины.

2. Альтернатива АЭС большой мощности. Капитальные затраты на один энергоблок ММР и ожидаемая длительность строительства ММР существенно меньше чем больших АЭС, что, несмотря на сопоставимую стоимость в пересчете на кВт мощности, обуславливает более низкие финансовые риски и лучшие условия возврата инвестиций.

ММР обладают следующими потенциальными преимуществами, которые определяют их стремительное развитие в последнее время:

Таблица 1. Изменение стоимости и срока сооружения новых АЭС поколения III+ в западных странах (данные из открытых источников по состоянию на 31.12.2018 г. [9], [10])

Название АЭС/Проект	Первоначальная стоимость	Уточненная стоимость	Задержка ввода эксплуатацию
Олкилуото 3 (Финляндия) / EPR-1600	3 млрд. €	8,5 млрд. €.	2009 → 2019
Фламанвиль (Франция) / EPR-1600	3,3 млрд. €	10,9 млрд. €.	2012 → 2019
АЭС Хинкли-Пойнт С (Великобритания) / UK EPR (EPR-1750)	18,1 млрд. £*	19.6 млрд. £*	2023 → 2025 (первый энергоблок)
Ханхикиви (Финляндия) / ВВЭР-1200 (АЭС-2006)	6,5–7 млрд. €	-	2024 → 2028

* — стоимость указана для 2-х энергоблоков АЭС

1. Модульный принцип, который обеспечивает серийность производства, возможность полного заводского изготовления модуля и его доставки на площадку АЭС (в т. ч. железнодорожным транспортом). Заводское изготовление также позволяет применять более высокие стандарты качества (например, контроль качества сварных соединений).

2. Высокий уровень внутренней само защищенности и широкое использование пассивных систем, что позволяет пересмотреть (уменьшить) набор технологических систем, важных для безопасности, работающих в режиме ожидания, необходимых для традиционных типов АЭС, и как следствие удешевляет ММР (следует отметить, что в современных проектах больших АЭС поколения III+ AP-1000, EPR-1600, АЭС-2006 также расширен перечень пассивных систем);

3. Работа в режиме отслеживания мощности (маневрирование мощностью), что позволяет совмещать ММР с другими, в том числе и возобновляемыми источниками электроэнергии.

4. Более высокая защищенность ММР по отношению к внешним экстремальным воздействиям природного и техногенного характера (в отдельных проектах предусматривается подземное размещение реакторной установки ММР).

К потенциальным недостаткам ММР можно отнести:

1. Отсутствие референтности и апробации технологии ММР практическим опытом эксплуатации (характерно для всех новых проектов АЭС).

2. Высокие регуляторные риски (в том числе, обусловленные отсутствием специфических для ММР нормативных требований по безопасности).

3. Проявление экономического эффекта только при серийном сооружении ММР.

4. Необходимость выполнения экспериментальных и расчетно-аналитических исследований для подтверждения эффективности технических решений ММР в части пассивных систем для условий нормальной эксплуатации, проектных и за проектных (расширенных проектных) аварий.

Отдельно следует отметить, что возросший интерес к ММР обусловлен и трудностями сооружения новых АЭС поколения III+, которые наглядно подтверждаются данными в Таблице 1.

В виду отсутствия опыта практической реализации новых проектов ММР*, в настоящее время не существует достоверных данных по стоимости ММР. В отчете OECD [8] отмечается, что удельные капитальные затраты ММР (стоимость 1 кВт установленной мощности) будут выше, чем для больших АЭС, но в связи с меньшей мощностью, начальные капитальные затраты и срок реализации — существенно ниже. По доступным данным поставщиков

технологии ММР, длительность реализации (с момента начала строительства до ввода в эксплуатацию) пилотного проекта ММР (в англоязычной терминологии — first-of-a-kind (FOAK)) составляет 2–4 года, последующих (n-th-of-a-kind (NOAK)) — 1–2 года. Стоимость пилотного (FOAK) ММР на 15–55 % выше, чем последующих серийных (NOAK) ММР [8].

Факторы, влияющие на снижение стоимости ММР, качественно представлены на Рисунке 1 [10].

При оценке стоимости ММР следует учитывать следующее множество факторов, являющихся преимущественными по отношению к большим АЭС:

1. Опыт сооружения — освоение технологии и накопление опыта изготовления оборудования, строительства и ввода в эксплуатацию ММР, серийное производство модульных конструкций (оценочное снижение стоимости до 10 % после реализации 3–5 проектов ММР, данный фактор также в меньшей мере характерен и для больших АЭС);

2. Проектные особенности — оптимизированные проектные решения и набор (количество) технологических систем ММР, обусловленные пассивным принципом и свойством внутренней само защищенности ММР;

3. Модульность — изготовление модульных конструкций в заводских условиях, параллельное выполнение работ, меньшее количество персонала на площадке, более высокие стандарты качества;

4. Многоблочность — совместное использование инфраструктуры площадки, зданий и сооружений, систем и персонала для нескольких ММР;

5. Длительность сооружения — более краткие (по сравнению с большими АЭС) сроки строительства ММР обеспечивают более раннее начало возврата инвестиций и сокращение стоимости строительных и пусконаладочных работ на площадке.

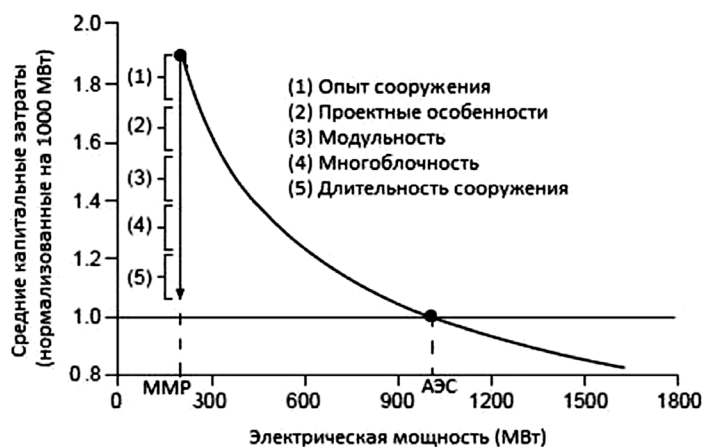


Рис. 1. Соотношение стоимости ММР и АЭС с учетом снижающих стоимость факторов для ММР

* По состоянию на 2018 г. в стадии сооружения/ввода в эксплуатацию три проекта ММР: НТР-РМ (Китай), CAREM (Аргентина) и КЛТ-40С (Российская Федерация) (модификация КЛТ-40М устанавливалась на ледоколах «Таймыр» и «Вайгач»)

Проектные особенности MMP

По данным информационной системы МАГАТЭ ARIS по состоянию на сентябрь 2018 года в стадии разработки находятся более 50 проектов MMP. Отчет [11] содержит основные проектные характеристики MMP.

В виду многообразия проектов MMP можно предложить упрощенную классификацию MMP на основании новизны их проектных решений (см. Таблица 2).

В таблице 3 представлено сравнение проектных средств серийного энергоблока АЭС с ВВЭР-1000/В-320 и эволюционного проекта MMP SMR-160, планируемого

Таблица 2. Упрощенная классификация и отдельные проектные характеристики представительных проектов MMP (на основании данных [11])

Проектный параметр	Класс проектов MMP				
	Эволюционный			Инновационный	Революционный
	Легководные			Газоохлаждае-мые	Жидкометал. / жидкосолевые
	NuScale	SMR-160	SMART	HTR-PM	BREST
Тепл./эл. мощность (МВт)	160/50	525/160	330/100	2x250/210	700/300
Теплоноситель/ замедлитель	вода			гелий/графит	свинец
Циркуляция теплоносителя	естественная		принуд.	принуд.	принуд.
Спектр нейтронов	тепловой			тепловой	быстрый
Обогащение топлива (%)	< 4.95	< 4.95	<5	8.5	13.5
Давление в контуре (МПа)	12.8	15.5	15	7	низкое (нет данных)
Температура вх/вых (°C)	258/314	209/321	296/323	250/750	420/535
Тип систем безопасности	пассивные			комбинация актив-ных и пассивных	пассивные

Таблица 3. Сравнение проектных решений ВВЭР-1000/В-320 и MMP SMR-160 по выполнению функций безопасности

Функция безопасности	Проектные решения	
	Проект PWR (на примере ВВЭР-1000/В-320)	Эволюционный проект MMP (на примере SMR-160) [11]
Управление реактивностью (аварийный останов)	Две системы воздействия на реактивность, основанные на разных принципах: 1. Механическое перемещение поглощающих стержней в активной зоне. 2. Изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе (система аварийного впрыска бора высокого давления TQ14,24,34).	Для компенсации кратковременных изменений реактивности: - поглощающие пластины (крестообразные) с механико-электрическим приводом. Отсутствует борное регулирование.
Аварийный отвод тепла	1. Пассивная система охлаждения активной зоны (YT11,12,13,14). 2. Системы аварийного охлаждения активной зоны (TQ12,22,32, TQ13,23,33). 3. Система защиты первого контура от превышения давления (YP). 4. Система аварийного газоудаления (YR). 5. Система аварийной подачи питательной воды в парогенераторы (TX10,20,30). 6. Система защиты второго контура от превышения давления (TX50,60,70,80) + БРУ-А.	Пассивная система на основании естественной циркуляции, гравитации, расширения сжатого газа без использования активных компонентов (например, насосов), которая состоит из 4-х под-систем: 1. Система отвода тепла по первому контуру (PDHR); 2. Система отвода тепла по второму контуру (SDHR); 3. Система автоматического снижения давления (ADS); 4. Пассивная система подпитки активной зоны (PCMWS).
Локализация радиоактивных веществ	1. Система герметичного ограждения. 2. Спринклерная система (TQ11,21,31) Пост — фукусимские мероприятия: 1. Система принудительного фильтруемого сброса давления в ГО. 2. Система обеспечения водородной безопасности. 3. Система удержания расплава в пределах герметичного ограждения.	1. Система герметичного ограждения (часть ГО ниже нулевой отметки). 2. Система пассивного отвода тепла от герметичного ограждения (PCHR) (обеспечивает теплоотвод до 3-х месяцев).

Таблица 4. Сопоставление проектных решений SMR-160 с уровнями ГЭЗ

Уровень ГЭЗ	Цель	Проектное решение SMR-160	Влияние на ГЭЗ
Уровень 1	Предотвращение нарушений нормальной эксплуатации	Отсутствие системы борного регулирования	Исключение возможности возникновения событий с непреднамеренным вводом положительной реактивности за счет разбавления бора
		Компактная модульная компоновка	Снижение вероятности событий с течами (LOCA)
		Естественная циркуляция при нормальной эксплуатации	Исключение событий с потерей циркуляции теплоносителя
Уровень 2	Предотвращение аварийных ситуаций	Улучшенный человеко-машинный интерфейс, отсутствие необходимости в действиях персонала	Снижение вероятности ошибки персонала
Уровень 3	Управление проектными авариями	Пассивные системы теплоотвода по первому и второму контуру	Большой временной запас на реализацию противоаварийных действий. Снижение зависимости от обеспечивающих систем.
Уровень 4	Управления расширенными проектными (за проектными) авариями		
Уровень 5	Аварийная готовность и реагирование	Технические средства на уровнях 1–4 обеспечивают более низкую частоту и активность радиоактивного выброса	Уменьшение размеров санитарно защитной зоны и зоны наблюдения.

к реализации в Украине [3], по выполнению основных функций безопасности.

В Таблице 4 представлены сопоставление отдельных специфических проектных решений SMR-160 с уровнями глубокошелонированной защиты (далее – ГЭЗ) и оценка их влияния на ГЭЗ.

Целью выполненного выше сравнительного анализа является идентификация проектных особенностей

эволюционных проектов ММР, которые отличаются от эксплуатируемых в настоящее время в Украине АЭС с ВВЭР, для того чтобы обратить на них внимание при обосновании безопасности и лицензировании ММР. Также следует учитывать, что проект SMR-160 сейчас находится на концептуальной стадии, технические решения и выполненные оценки безопасности являются предварительными.

Таблица 5. Состояние лицензирования ММР

Проект ММР/Разработчик технологии	Лицензирование ММР			
	Регулирующий орган/Страна	Этап лицензирования	Дата подачи материалов	Ожидаемый срок завершения рассмотрения
NuScale / NuScale Power, LLC	NRC/США	Сертификация проекта (Design Certification)	январь 2017 г.	2020 г.
	CNSC/Канада	Оценка проекта поставщика (Vendor Design Review)	апрель 2019 г. (фаза 1–2, подписано соглашение о рассмотрении)	2022 г.
SMR-160 / SMR Inventec, LLC, Holtec International Company	CNSC/Канада	Оценка проекта поставщика (Vendor Design Review)	июль 2018 г. (фаза 1)	2020 г.
	NRC/США	Пред-заявительное рассмотрение (Pre-Application)	-	-
Проект не определен (2 и более ММР, мощность до 800 МВт эл.) / Clinch River Nuclear Site Tennessee Valley Authority (TVA)	NRC/США	Раннее согласование площадки (Early Site Permit Application)	декабрь 2016 г.	2019 г. (заключение по оценке влияния на окружающую среду)
UK SMR / Rolls-Royce	ONR/ Великобритания	Оценка общего проекта (Generic Design Assessment)	-	2023 г. (ожидания заявителя Rolls-Royce)

Состояние лицензирования ММР в мире

Лицензирование технологии ММР находится на начальном этапе, что создает определённые лицензионные риски и приводит к увеличению временных и финансовых затрат на сооружение пилотного (FOAK) ММР.

В результате обзора открытой информации о деятельности регулирующих органов в странах с развитой ядерной энергетикой можно сделать вывод, что пред-лицензионные работы в формате предварительной сертификации/оценки проектов ММР ведутся в Канаде, США и Великобритании. Более детально эта информация представлена в Таблице 5.

Для текущего состояния лицензирования ММР характерны следующие особенности:

- раннее вовлечения регулирующего органа, т.н. пред-лицензионный процесс (например, в CNSC данная деятельность регулируется документом GD-385 «Pre-licensing Review of a Vendor's Reactor Design» [12]) целью которого является определение потенциальной возможности дальнейшего лицензирования проекта ММР и таким образом снижение регуляторного риска;
- оценка проекта ММР без привязки к площадке АЭС (т.н. общий, унифицированный проект ММР);
- отсутствие специфических регуляторных требований для ММР, т. е. использование действующей нормативной базы по ядерной и радиационной безопасности с применением «дифференцированного подхода».

Актуальные вопросы лицензирования ММР в Украине

Готовность нормативной базы

В Украине продолжается усовершенствование нормативной базы по ядерной и радиационной безопасности, что способствует реализации принципа «постоянного повышения безопасности». Основным достижением является замена предписывающих нормативных документов советских времен (ПНАЭ Г)* на более современные и целеориентированные национальные нормативно-правовые акты в соответствии со стандартами МАГАТЭ, а также продолжающаяся гармонизация с референтными уровнями Западно-европейской Ассоциации регулирующих органов (WENRA).

Для ММР не разработаны специфические международные требования, более того сформировалось мнение о возможности применения существующих требований для АЭС, в особенности в части принципов безопасности, с учетом специфики технологии ММР и использованием «дифференцированного подхода» [13] (англ. термин «graded approach», аналог отсутствует в национальной нормативной базе). Под «дифференцированным подходом» понимается зависимость уровня детализации обоснований безопасности, документации, процедур и прочей деятельности от потенциальной опасности объекта без ущерба для его безопасности. Дифференциальный подход фактически основывается на риск-информированном подходе и позволяет повысить эффективность деятельности как регулирующего органа, так и лицензиата без снижения безопасности ядерных установок.

* По состоянию на начало 2019 года на заключительной стадии находятся работы по разработке национальных нормативных документов взамен ПНАЭ Г-14-029-91 и ПНАЭ Г-7-008-89 (а также связанных с ним ПНАЭ Г по сварке, наплавке и т.д.).

Применение регулирующих требований для АЭС в полном объеме при лицензировании ММР представляется избыточным и может привести к искусственному созданию барьеров для ММР, вместе с этим, отдельные специфические для ММР аспекты требуют детализации. Таким образом, для нормативного обеспечения возможности лицензирования ММР в Украине, в качестве первого шага необходимо выполнить детальный анализ существующей национальной нормативной базы на предмет ее применимости для ММР. В этом анализе, в том числе, рекомендуется обратить внимание на следующие аспекты:

1. Реализация концепции глубокоэшелонированной защиты (далее – ГЭЗ). Для действующих АЭС, в особенности после аварии на АЭС Фукусима, основное внимание обращено на управление авариями (проектными и расширенными проектными авариями (за проектными авариями), в том числе тяжелыми авариями) на уровнях 3–5 ГЭЗ. В проектах ММР большее внимание уделяется уровням 1–2 ГЭЗ с целью предотвращения аварий за счет свойств само защищенности и пассивного принципа работы систем нормальной эксплуатации и, как следствие, ограничены предусматриваемые технические решения по преодолению аварий на уровнях 3–4 ГЭЗ. Требуется анализ на предмет установления обоснованно достаточных требований к техническим средствам ММР по управлению авариями и смягчению их последствий.

2. Требования к системам безопасности. Например, в п. 8.2.9 НП 306.2.141–2008 [14], установлено требование о необходимости наличия двух независимых систем останова реактора, как минимум одна из них в полном объеме должна выполнять функцию аварийной защиты. Для ряда проектов ММР предполагается, что система аварийной защиты не требуется для предотвращения повреждения топлива вследствие внутренних свойств само защищенности. Как следствие, системы останова реактора для ММР классифицируются как системы нормальной эксплуатации, не влияющие на безопасность. Это так же характерно и для других технологических систем действующих АЭС, которые классифицированы как системы безопасности. Например, отвод тепла при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, проектных и расширенных проектных (за проектных) авариях для ММР осуществляется пассивными средствами за счет естественной циркуляции, сил гравитации и без использования активных элементов. Требуется анализ классификации технологических и информационно-управляющих систем ММР, выполняющих функции безопасности, и определение обоснованно достаточных требований к этим системам.

3. Соблюдение организационно — технического принципа безопасности «применение апробированной инженерно-технической практики». Для отдельных проектных решений ММР (в особенности для инновационных и революционных проектов ММР по предложенной классификации в Таблице 2) в настоящее время отсутствует апробация опытом эксплуатации, поэтому при лицензировании ММР следует основываться на экспериментальных либо расчетных данных.

Выполнение научно-исследовательских работ для повышения обоснованности регулирующих решений при лицензировании ММР

Для поддержки лицензионного процесса и повышения обоснованности регулирующих решений необходимо предусмотреть выполнение ряда научно-исследовательских

работ (далее — НИР), в том числе экспериментальных исследований, так как компьютерного моделирования может быть недостаточно. Основная цель НИР — выявить и охарактеризовать неопределенности, а также оценить эффективность проектных решений, основанных на свойствах внутренней само защищенности ММР и пассивного принципа работы технологических систем. Результаты НИР могут быть трансформированы в регулирующие требования, специфические для ММР.

Для наиболее перспективных для Украины эволюционных проектов ММР (LWR) актуальными могут быть следующие тематики НИР:

- надежность пассивных систем: виды отказов, факторы и феномены приводящие к отказам, влияние окружающих условий на работу пассивных систем, вероятностная оценка надежности пассивных систем;
- исследование отдельных феноменов работы пассивных систем (процессы конденсации пара, стратификация жидкости, влияние неконденсируемых газов, учет различной геометрии и т. д.) [15];
- применимость существующих тепло гидравлических расчетных кодов для моделирования процессов в условиях естественной циркуляции;
- методология вероятностного анализа безопасности ММР (в особенности моделирование пассивных систем, надежность персонала);
- методология оценки безопасности мульти блочных модульных АЭС.

Выводы

Оценивая перспективу применения технологии ММР в Украине, следует отдать преимущество легко водным (эволюционным) проектам ММР, технические решения которых используют накопленный опыт эксплуатации и анализа безопасности действующих АЭС с ВВЭР.

Международный опыт свидетельствует о положительной практике раннего вовлечения регулирующего органа в лицензионный процесс ММР. Для обеспечения возможности лицензирования ММР в Украине в качестве первого шага необходимо предусмотреть проведение анализа существующей национальной нормативной базы на предмет ее применимости для ММР с учетом проектных особенностей ММР и «дифференцированного подхода». По результатам анализа следует принять решение о необходимости разработки специальных регулирующих требований для ММР и/или определить область применения существующих нормативных документов.

Технические решения ММР в части пассивных систем требуют экспериментального и расчетно-аналитического подтверждения их эффективности, а существующие методы анализа безопасности — адаптации и дальнейшего развития.

Список использованной литературы

1. A Call to Action: A Canadian Roadmap for Small Modular Reactors. November 2018.
2. World Nuclear Association. Small Nuclear Power Reactors (Updated December 2018).
3. Энергоатом та Holtec підписали Меморандум про взаєморозуміння щодо співпраці у використанні малих модульних реакторів. URL: http://www.energoatom.kiev.ua/ua/press_cent-19.

4. Видання Національної атомної енергогенеруючої компанії «Енергоатом». №2(47). 2018. Энергоатом України. URL: http://www.energoatom.kiev.ua/uploads/others/magazine_2_47_2018.pdf.

5. Доклад «Уникальные возможности Украины для внедрения технологий SMR-160». URL: http://www.energoatom.kiev.ua/files/file/smr_160_for_naek_industry_forum_rus.pdf.

6. IAEA-TECDOC-1451. Innovative small and medium sized reactors: Design features, safety approaches and R&D trends. May 2005.

7. Аналитический обзор по малым модульным реакторам. По заказу журнала «Атомный эксперт». Апрель 2013 г. URL: http://atomicexpert-old.com/sites/default/files/ae%20%234_obzor_0.pdf

8. Current Status. Technical Feasibility and Economics of Small Nuclear Reactors. Nuclear Energy Agency. Organization of Economic Cooperation and Development. 2011.

9. URL: <http://www.world-nuclear-news.org>.

10. Economics and financing of small modular reactors (SMRs). Chapter December 2015. doi: <https://doi.org/10.1533/9780857098535.3.239>.

11. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2018 Edition.

12. Canadian Nuclear Safety Commission GD-385: Pre-licensing Review of a Vendor's Reactor Design. June 2012.

13. IAEA-TECDOC-1785. Design Safety Considerations for Water Cooled Small Modular Reactors Incorporating Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident.

14. НП 306.2.141-2008. «Загальні положення безпеки атомних станцій» (Інформація та документація).

15. Kaliatka A. Issues related to the safety assessment of the SMR concepts. Technical Meeting on Challenges in the Application of the Design Safety Requirements for Nuclear Power Plants to Small and Medium Sized Reactors. Lithuanian Energy Institute. 2017. Austria. Vienna.

References

1. A Call to Action: A Canadian Roadmap for Small Modular Reactors, November 2018.
2. World Nuclear Association. Small Nuclear Power Reactors (Updated December 2018).
3. Energoatom and Holtec Signed a Memorandum of Understanding on the Cooperation in Using Small Modular Reactors [Enerhoatom ta Kholtek pidpysaly Memorandum pro vzaiemorozuminnia schodo spivpratsi u vykorystanni malykh modulnykh reaktoriv], available at: http://www.energoatom.kiev.ua/ua/press_cent-19. (Ukr)
4. Journal of the National Nuclear Energy Generating Company Energoatom [Vydannia Natsionalnoi atomnoi enerhoheneruiuchoi kompanii "Enerhoatom"], Edition No. 2(47), 2018, *Energoatom of Ukraine*, available at: http://www.energoatom.kiev.ua/uploads/others/magazine_2_47_2018.pdf. (Ukr)
5. Report on the Unique Possibilities of Ukraine to Implement SMR-160 Technologies [Doklad "Unikalnye vozmozhnosti Ukrainy dlia vnedreniia tekhnologii SMR-160"], available at: http://www.energoatom.kiev.ua/files/file/smr_160_for_naek_industry_forum_rus.pdf. (Rus)
6. IAEA-TECDOC-1451. Innovative Small and Medium Sized Reactors: Design Features, Safety Approaches and R&D Trends, May 2005.
7. Analytical Review of Small Modular Reactors, on request of "Atomic Expert" Journal [Analiticheskii obzor po malym modulnym reaktoram. Po zakazu zhurnala "Atomnyi ekspert"], April 2013, available at: http://atomicexpert-old.com/sites/default/files/ae%20%234_obzor_0.pdf. (Rus)
8. Current Status. Technical Feasibility and Economics of Small Nuclear Reactors. Nuclear Energy Agency. Organization of Economic Cooperation and Development, 2011.
9. World Nuclear News Website, available at: <http://www.world-nuclear-news.org>.
10. Economics and Financing of Small Modular Reactors (SMRs), Chapter of December 2015, available at: <https://doi.org/10.1533/9780857098535.3.239>.

11. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2018 Edition.

12. Canadian Nuclear Safety Commission GD-385: Pre-licensing Review of a Vendor's Reactor Design, June 2012.

13. IAEA-TECDOC-1785. Design Safety Considerations for Water Cooled Small Modular Reactors Incorporating Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident.

14. NP 306.2.141-2008. General Safety Provisions of Nuclear Power Plants (Information and Documentation) [Zahalni polozhennia bezpeky atomnykh stantsii (Informatsiia ta dokumentatsiia)] (Ukr).

15. Kaliatka, A. (2017), "Issues Related to the Safety Assessment of the SMR Concepts", Technical Meeting on Challenges in the Application of the Design Safety Requirements for Nuclear Power Plants to Small and Medium Sized Reactors, *Lithuanian Energy Institute*, Austria, Vienna.

On Licensing the Technology of Small Modular Reactors

Dybach O¹.

¹State Enterprise "State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety"

Plachkov H².

²State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine, Kyiv, Ukraine

There has been a steady growth of interest in the technology of small modular reactors (SMR) in the world recently. SMRs are considered as a promising area for the further development of nuclear industry. The paper defines the term "small modular reactor", presents the scope, potential advantages and disadvantages of SMR. A review was made and a classification of SMR projects was proposed depending on the novelty of their technical solutions. The paper presents an enlarged comparative analysis of individual SMR technical solutions (based on the example of Holtec International SMR-160) with operating Ukrainian NPPs to identify peculiarities of SMR that should be addressed in licensing. Certain specific design solutions of SMR-160 are correlated with defense-in-depth levels. The approaches and condition for licensing SMR designs in the international practice are analyzed. The paper identifies problematic aspects with regard to regulatory framework and confirmation of the efficiency of SMR design solutions, as well as formulates proposals and recommendations for the first steps to ensure the licensing process in response to the initiative of the operating organization Energoatom.

Key words: small modular reactors, passive systems, safety analysis, licensing.

Про ліцензування технології малих модульних реакторів

Дибач О. М.¹, Плачков Г. І.²

¹ Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної і радіаційної безпеки», м. Київ, Україна

² Державна інспекція ядерного регулювання України, м. Київ, Україна

Останнім часом у світі спостерігається стійке зростання зацікавленості в технології малих модульних реакторів (ММР). ММР розглядаються як перспективний напрямок подальшого розвитку ядерної енергетики. У статті дано визначення терміна «малий модульний реактор», представлені область застосування, потенційні переваги і недоліки ММР. Виконано огляд і запропонована класифікація проектів ММР в залежності від новизни їх технічних рішень. З метою виявлення особливостей ММР на які слід звернути увагу при ліцензуванні, виконаний укрупнений порівняльний аналіз окремих технічних рішень ММР (на прикладі проекту SMR-160 Holtec International) з діючими в Україні АЕС. Співвіднесені окремі специфічні проектні рішення SMR-160 з рівнями глибокоєшелюваного захисту. Проаналізовано підходи і стан ліцензування проектів ММР у міжнародній практиці. Ідентифіковано проблемні аспекти в частині нормативного забезпечення та підтвердження ефективності проектних рішень ММР. Сформульовано пропозиції та рекомендації щодо перших кроків для забезпечення процесу ліцензування у відповідь на ініціативу експлуатуючої організації ДП НАЕК «Енергоатом».

Ключові слова: малі модульні реактори, пасивні системи, аналіз безпеки, ліцензування.

Отримано 27.01.2019

Перспективи оптимізації технічних обслуговувань і ремонтів з використанням ризик-інформованого прийняття рішень на АЕС України

Гуменюк Д.В.

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» (ДП ДНТЦ ЯРБ), м. Київ, Україна

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-6005-0101>

Дем'янюк В.В.

ТОВ «НТ-Інжиніринг», м. Київ, Україна

ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-7575-7401>

Ільїна А. І.

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» (ДП ДНТЦ ЯРБ), м. Київ, Україна

ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-9220-0613>

Шевченко І.А.

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» (ДП ДНТЦ ЯРБ), м. Київ, Україна

ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-6102-520X>

У більшості випадків, коли йде мова про оптимізацію технічних обслуговувань і ремонтів (ТОіР), розглядається концепція ремонту за технічним станом обладнання. В цій статті наводиться опис підходу щодо оптимізації технічних обслуговувань і ремонтів на АЕС за рахунок їх переносу з планово-попереджувальних ремонтів в режим роботи енергоблоку на потужності. Виконується аналіз стану оптимізації технічних обслуговувань і ремонтів на зарубіжних АЕС. Описується досвід США в питаннях зменшення тривалості планово-попереджувальних ремонтів. Наводиться інформація щодо пілотного проекту з оптимізації технічних обслуговувань і ремонтів на енергоблоці № 2 Запорізької АЕС. За результатами порівняльного аналізу визначаються можливі обмеження, що обумовлені невідповідністю нормативної бази з ядерної та радіаційної безпеки України нормативним та методичним документам США, які застосовувались при оптимізації технічних обслуговувань і ремонтів на АЕС США.

Ключові слова: оптимізація, технічні обслуговування і ремонти, планово-попереджувальний ремонт, ризик-інформоване прийняття рішень, імовірнісний аналіз безпеки, робота на потужності, АЕС.

© Гуменюк Д.В., Дем'янюк В.В., Ільїна А. І., Шевченко І.А., 2019

Питанням підвищення ефективності роботи АЕС в Україні та світі приділяється значна увага. Одним з можливих шляхів підвищення ефективності їх експлуатації є скорочення тривалості планово-попереджувальних ремонтів (ППР). У більшості випадків, коли йде мова про оптимізацію технічних обслуговувань і ремонтів, розглядається концепція ремонту за технічним станом обладнання [1-2].

В цій статті висвітлюється інший підхід до оптимізації ТОіР, в рамках якого передбачається перенесення частини ТОіР з ППР в режим роботи енергоблоку на потужності. Проект з оптимізації ТОіР з використанням зазначеного підходу впроваджується на енергоблоці № 2 Запорізької АЕС. Його реалізація дозволить суттєво покращити економічні показники без зниження рівня безпеки енергоблоку. Основною метою цієї статті є висвітлення іншого (альтернативного) підходу до оптимізації ТОіР, який ґрунтується на ризик-інформованому управлінні конфігурацією енергоблоку. Інформація щодо передмов реалізації цього проекту, а також його опису наведена нижче.

Атомна енергетика є основоположною (домінуючою) в енергосистемі України. Протягом останніх років частка атомної енергетики швидко зростала: з 43 % в 2013 році, до 55.1 % в 2017 році (детально див. таблицю 1). Більш того, згідно з економічною стратегією України до 2035 року [3], атомна енергетика розглядається як одне з найбільш економічно ефективних низьковуглецевих джерел енергії. Подальший розвиток ядерного енергетичного сектору на період до 2035 року прогнозується виходячи з того, що частка атомної генерації в загальному обсязі виробництва електроенергії зростатиме.

Таблиця 1. Виробництво електричної енергії електростанціями України

Категорія	Частка, %				
	2013	2014	2015	2016	2017
ТЕС	40.5	37.6	31.3	32.2	29.0
ТЕЦ та інші ТЕС	8.6	7.9	7.8	8.6	7.0
АЕС	43.0	48.6	55.6	52.3	55.1
ГЕС	7.3	5.0	4.3	6.0	6.8
ВЕС, СЕС	0.6	0.9	1.0	0.9	1.1
Інші джерела					1.0

З іншого боку, ефективність роботи АЕС України є доволі невисокою, про що свідчать значення коефіцієнту використання встановленої потужності (КВВП, див. таблицю 2).

Найбільш суттєвим критерієм, що впливає на ефективність роботи АЕС є тривалість проведення планово-попереджувальних ремонтів, які для українських АЕС складають більш ніж 35 днів (у випадку заміни обладнання тривалість ППР може складати більш ніж 3 місяці). Таким чином, скорочення тривалості ППР — найбільш доцільний і прийнятний метод підвищення ефективності АЕС.

Скорочення термінів ППР можливе за рахунок реалізації наступних заходів:

- підвищення надійності обладнання, в тому числі електрообладнання, а також трубопроводів;
- зміни конструкції окремого обладнання реакторної установки з метою скорочення тривалості, обсягу робіт та підвищення зручності обслуговування;

Таблиця 2. Порівняння КВВП для АЕС України та інших країн.

АЕС України, період	Значення КВВП, %	АЕС, період	Значення КВВП, %
ЗАЕС, 2017 р.	65.6	Diablo Canyon, 2017	90.93
РАЕС, 2017	79.7	Дуковани АЕС, 2013	85.25
ХАЕС, 2017	70.16	Ловійса АЕС, 2011	91.1
ЮУАЕС, 2017	68.11	Балаковська АЕС, 2013	91.3

- оптимізації графіка ППР;
- реалізації стратегії ремонту за технічним станом обладнання.

В світі реалізовано чимало концепцій, спрямованих на скорочення ППР. Зокрема, на енергоблоках № 1—4 АЕС Дуковани (Чехія, реактори типу ВВЕР-440/213) допустимий час неготовності (ремонт) дизель-генераторів (ДГ) системи аварійного (надійного) електропостачання збільшено з 3 до 15 діб. Збільшення допустимого часу неготовності ДГ до 15 діб прийнято регулюючим органом Чеської Республіки.

В Болгарії, на блоках № 5,6 АЕС Козлодуй (реактора типу ВВЕР-1000) із використанням ризик-інформованого підходу впроваджені наступні зміни з оптимізації ППР:

- зміна інтервалу між випробуванням обладнання;
- зміна часу ремонту обладнання без зниження потужності;
- розробка нових критеріїв для проведення планового ТОіР (вид технічного обслуговування (ТО), зміна інтервалу між обслуговуванням).

На даний час ризик-інформоване управління конфігурацією набуває широкого застосування на АЕС США. Частина АЕС, зокрема, «Canyon Diablo», вже отримала від регулюючого органу США — Комісії ядерного регулювання (КЯР США) дозвіл на використання та застосує в своїй діяльності зазначений підхід до експлуатації. Також близько двох третин АЕС США подали заявки до КЯР США на використання цього підходу у своїй практичній діяльності.

Впровадження ризик-інформованого управління конфігурацією (РІ-УК) АЕС, відповідно до американської практики, дозволяє:

- підвищити коефіцієнт використання встановленої потужності (досягається шляхом зменшення тривалості ППР, розширенням об'єму технічного обслуговування і ремонтів при роботі енергоблока на потужності, збільшенням дозволеного часу виведення обладнання в ремонт, збільшенням міжремонтних інтервалів і періодичності технічного обслуговування);
- підвищити ефективність експлуатації (досягається шляхом зменшення об'єму робіт з обладнанням — зниження деградації обладнання, зниження дозових навантажень на персонал);
- підвищити економічні показники (збільшення виробництва електроенергії, оптимізація і планування навантаження ремонтного персоналу, зниження витрат).

Загальний вигляд процесу розробки РІ-УК наведено на рисунку 2.

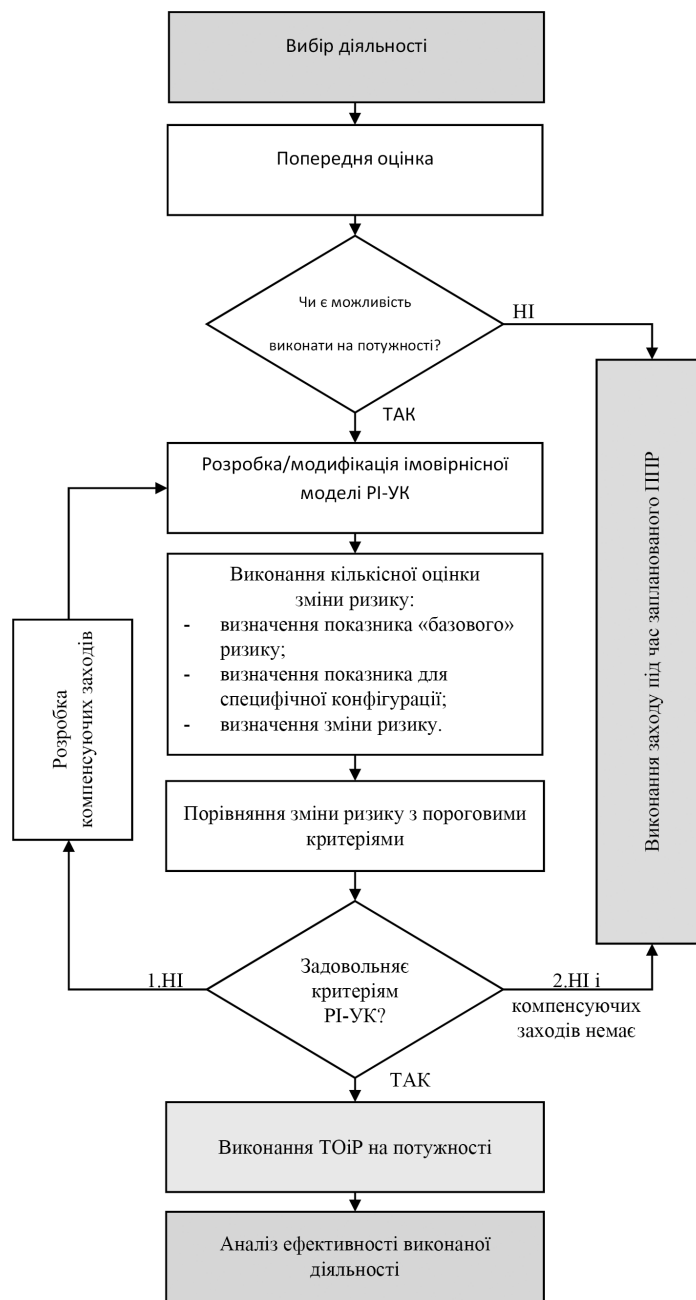


Рисунок 1. Загальна схема процесу розробки РІ-УК

Як видно з рисунка 1 для впровадження РІ-УК при плануванні та обґрунтуванні ТОіР, використовуються результати імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ). В рамках цього підходу для зменшення тривалості ППР розроблені програми технічного обслуговування, які в робочому режимі дозволяють оцінювати зміни ризику залежно від конфігурації АЕС. При цьому всі зміни, що пов'язані з переносом ТОіР з ППР в режим роботи РУ на потужність обґрунтовуються з точки зору їх впливу на частоту пошкодження активної зони (ЧПАЗ) та частоту раннього великого викиду (LERF).

Приклад зміни ЧПАЗ протягом практичної реалізації РІ-УК на двох блоках АЕС «Canyon Diablo» наведено нижче (Рисунок 2). Як видно з даного рисунка, реалізація РІ-УК не призводить до погіршення безпеки АЕС — фактичні ЧПАЗ не перевищують розраховані середньорічні значення.

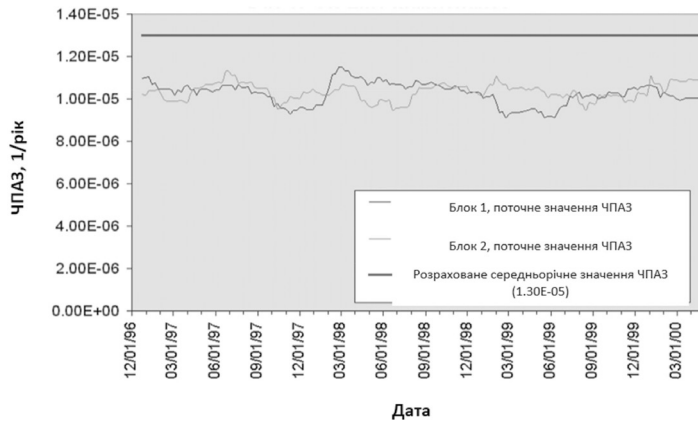


Рисунок 2. Фактична ЧПАЗ на АЕС «Canyon Diablo» з PWR внаслідок ТО в робочому режимі

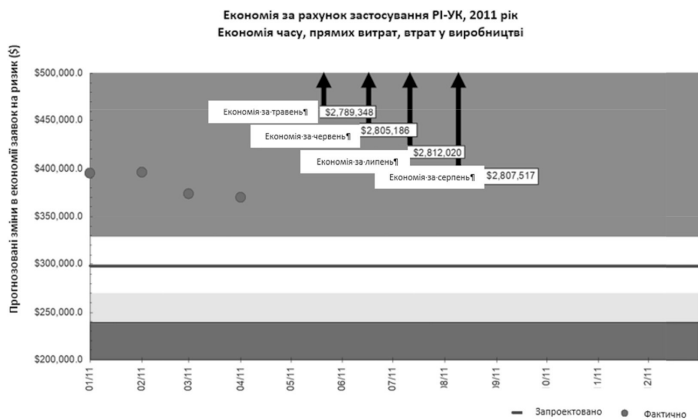


Рисунок 3. Економія завдяки застосуванню ризик-орієнтованих методів

Завдяки використанню ризик-орієнтованих методів на АЕС США було досягнуто позитивних економічних результатів (Рисунок 3).

Перспектива впровадження оптимізації ТОіР з використанням ризик-інформованого прийняття рішень на АЕС України

Успішний досвід США в частині оптимізації ТОіР на сьогоднішній день застосовується ДП НАЕК «Енергоатом». В 2017 році за підтримки Міністерства енергетики США із залученням Аргонської національної лабораторії та її підрядної організації — ТОВ «НТ-Інжиніринг», в Україні був розпочатий проект, спрямований на оптимізацію ТОіР систем, важливих для безпеки, на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС. Відповідно до рішення експлуатуючої організації ДП НАЕК «Енергоатом» пілотним енергоблоком для реалізації зазначеного проекту було обрано енергоблок № 2 Запорізької АЕС (ЗАЕС) [4].

Впровадження ризик-інформованих ТОіР для енергоблоку № 2 ЗАЕС дозволить [4]:

- підвищити коефіцієнт використання встановленої потужності АЕС за рахунок оптимізації проведення ТОіР із дотриманням обґрунтованого рівня безпеки АЕС;
- скоротити кількість перехідних режимів, що пов'язані з переводом РУ в регламентований стан «холодний зупин» (у разі закінчення допустимого часу ремонту каналу систем безпеки при роботі РУ на потужності) з наступним пуском енергоблоку;
- скоротити час ППР;
- скоротити час простою енергоблоку і, як наслідок, збільшити генерацію електроенергії та теплової потужності;
- сповільнити деградацію обладнання за рахунок зменшення кількості перемикачів обладнання.



Рисунок 4. Загальний обсяг робіт для оптимізації ТОіР з використанням ризик-інформованих підходів для енергоблоку № 2 ЗАЕС [5]

Аналіз національних регулюючих вимог у порівнянні із документами США щодо застосування ризик-інформованого прийняття рішень для оптимізації ТОіР

Для можливості впровадження ризик-інформованих підходів для оптимізації ТОіР, які апробовані у США, для АЕС України насамперед необхідно забезпечити відповідності процесу оптимізації ТОіР вітчизняній нормативній базі з ядерної та радіаційної безпеки. На даний час в нормативних документах є певні обмеження на реалізацію модифікацій, які призводять до збільшення значень імовірнісних показників безпеки (в тому числі коли зміни є відносно малими), що значним чином стримує використання ризик-інформованих підходів у практичній діяльності (п.1.12 НП 306.2.106–2005 [6]).

З метою виявлення всіх наявних обмежень у нормативних документах України, а також вивчення міжнародної практики (зокрема Комісії ядерного регулювання США), фахівцями ДП ДНТЦ ЯРБ було проведено порівняльний аналіз національних нормативних документів

з регулюючими та технічними документами США, а також із міжнародними документами МАГАТЕ і WENRA, (детальніше див. Технічний Звіт [7]).

Результати порівняльного аналізу положень нормативних та технічних документів США і України, які стосуються використання ризик-інформованих підходів та проведення ТОіР наведено у таблиці 3.

Окрім того, для оцінки можливості застосування досвіду США для АЕС України було виконано порівняльний аналіз критеріїв безпеки, які використовуються при оптимізації ППР на АЕС США. При виконанні цього аналізу приймалося до уваги, що в процедурі (методиці) оптимізації ремонтів та ТО, що застосована для АЕС США використовуються критерії, за допомогою яких виконується оцінка (моніторинг) зростання ризику під час виконання ремонтів СБ на потужності:

Імовірність пошкодження активної зони (CDP) — це інтегральне значення ЧПАЗ (CDF) за період часу.

Додаткова частота пошкодження активної зони (Incremental Core Damage Frequency, ICDF) — значення збільшення частоти, у порівнянні з базовим значенням

Таблиця 3. Результати порівняння нормативних документів США та України

Сфера застосування	НД США	НД України	Результати
Застосування ризик-інформованих підходів	60 FR 42622 [11] NUREG-2150 [12]	НП 306.2.141-2008 [8] НП.306.2.162-2010 [10] НП 306.2.217-2017 [9]	Коригувань та доповнень не потребує
Вимоги до граничних умов експлуатації	10 CFR 50.36 [13]	НП 306.2.141-2008 [8] Типовий ТРБЕ	Коригувань та доповнень не потребує
Вимоги до контролю продуктивності або стану конструкцій, систем та елементів (КСЕ) відповідно встановлених ліцензіатом цілей у спосіб, достатній для забезпечення розумної впевненості, що такі КСЕ здатні виконувати свої функції.	10 CFR 50.65 [13]	НП 306.2.141-2008 [8] Типовий ТРБЕ, РГ-Д.0.27.412-13 та інші документи Експлуатуючої організації	Коригувань та доповнень не потребує
Вимоги до ризик-інформованої категоризації КСЕ за впливом на безпеку	10 CFR 50.69 [13]	НП 306.2.141-2008 [8]	Потребує доповнення в частині альтернативної класифікації КСЕ
Вимоги до умов видачі змін до ліцензії	10 CFR 50.92 [13]	НП 306.2.106-2005 [6]	Потребує уточнення критеріїв оцінки впливу модифікацій на безпеку
Вимоги до об'єму та рівня деталізації PRA, який використовується в заходах з урахуванням ризику	RG 1.200 [14]	НП.306.2.162-2010 [10] НП 306.2.217-2017 [9]	Національні НД потребують доопрацювання в частині можливості застосування ризику
Вимоги до аналізу ризику, пов'язаного із запропонованими змінами в проекті та експлуатації установок	RG 1.174 [15]	НП 306.2.217-2017 [9]	Коригувань та доповнень не потребує
Вимоги до оцінки характеру та впливу запропонованих змін до ТРБЕ шляхом розгляду технічних питань та застосування оцінки ризику	RG 1.177 [17]	НП.306.2.162-2010 [10] НП 306.2.217-2017 [9]	Необхідно розробити відповідне керівництво
Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень при випробуваннях, ремонтах та ТО при роботі енергоблоку на потужності	RG 1.175 [16]	НП 306.2.217-2017 [9]	НД містять вимоги щодо проведення ТОіР систем та елементів, що працюють з дотриманням меж безпечної експлуатації, які відображено в ТРБЕ. Проте зазначені вимоги потребують доповнення щодо можливості застосування оцінки ризику. Також необхідно розробити відповідне керівництво

Таблиця 4. Порівняння цільових критеріїв безпеки для ІАБ в нормативних документах США та України

НП 306.2.141–2008	REGULATORY GUIDE 1.174 [15]	NUREG/CR-6595	REGULATORY GUIDE 1.200 [14]
ЧПАЗ			При оцінці (категоризації) ризику використовуються:
АС відповідає вимогам безпеки, якщо в результаті прийнятих у проекті технічних і організаційних заходів досягнута базова мета безпеки. Критеріями безпеки для діючих енергоблоків АС є не перевищення оціненого значення частоти важкого пошкодження активної зони 10^{-4} 1/рік. Необхідно прагнути того, щоб оцінене значення частоти такого пошкодження не перевищувало 10^{-5} 1/рік			Частота пошкодження активної зони — сума частот аварій, які призводять до оголення та перегріву активної зони, що в свою чергу призводить до окислення оболонок твел та важкого пошкодження активної зони.
ЧГАВ			
Граничний аварійний викид — аварійний викид радіоактивних речовин у випадку аварії, при якому на кордоні санітарно-захисної зони АС створюються умови, що вимагають евакуації населення.	Визначається як сума частот всіх аварій, які призводять до швидкого неконтрольованого викиду летючих продуктів ділення з контейнменту в навколишнє середовище, протягом часу до виконання заходів з протиаварійного регулювання та захистних заходів за межами майданчика АЕС. Загалом, до таких аварій відносяться радіоактивні викиди з «ранньою» відмовою контейнменту (до або зразу після відмови корпусу реактору), важкі аварії, що пов'язані з байпасуванням контейнменту, або з його неізоляцією.	Припущення щодо визначення «ранніх» та «пізніх» відмов контейнменту. Відмови контейнменту можуть бути наступних категорій: <ul style="list-style-type: none"> • Рання відмова або байпас (потенційно призводять до раннього великого викиду); • Пізня відмова або збереження цілісності (потенційно не призводить до раннього великого викиду); • Пізня відмова з неможливістю евакуації внаслідок сейсмічних впливів або впливу вітру (розглядається як внесок до LERF). • ранні збитки, зумовлені перешкодою для евакуації при сейсмічних подіях та сильних вітрах (для оцінки LERF ця категорія вважається внеском у LERF). 	Частота великого викиду (LRF) — використовується як показник ризику для проектної сертифікації (design certification, DC) реакторних установок LWR. Частота раннього аварійного викиду (LERF) — визначається як сума частот аварій, які призводять до швидкого, некерованого радіоактивного викиду летючих продуктів ділення з контейнменту в навколишнє середовище до впровадження ефективних дій з аварійного реагування та захистних дій, що може призвести до раннього впливу на здоров'я.
неперевищення значення частоти граничного аварійного викиду радіоактивних речовин у навколишнє природне середовище для діючих АС установлюється на рівні не більше ніж 10^{-5} 1/рік. Необхідно прагнути того, щоб значення такого показника не перевищувало 10^{-6} 1/рік.			

ЧПАЗ (CDF), без врахування ремонтів, після якого можливе пошкодження активної зони (відпрацьованого) палива.

Умовна імовірність пошкодження активної зони (CCDP) — визначається шляхом перемноження частоти пошкодження активної зони (відпрацьованого палива), яка відповідає конфігурації АЕС в під час ремонту, на часовий інтервал ремонту.

Додаткова імовірність пошкодження активної зони (ICDP) — інтеграл ICDF за проміжок часу.

Імовірність великого аварійного викиду (LERP) — це інтегральне значення частоти раннього аварійного викиду (LERF) за період часу.

Таким чином, приймаючи до уваги наведене вище, можна зробити висновок, що в основі всіх критеріїв оптимізації ТОіР в методиці, що застосовується в США лежать два цільових (нормативних) критерії:

- частота пошкодження активної зони;
- частота раннього великого аварійного викиду.

В таблиці 3 наведено результати порівняльного аналізу цільових критеріїв безпеки для ІАБ в нормативних документах США та України.

На основі інформації, що наведена у Таблиці 4, можна зробити наступні висновки:

1. В основі методології оптимізації ТОіР, яка використовується в США лежать критерії, засновані на частоті

пошкодження активної зони (CDF) та частоті раннього аварійного викиду (LERF);

2. Порівняльний аналіз цільових критеріїв безпеки, що використовуються в Україні та США показав, однаковий підхід в частині використання критерію за частотою пошкодження активної зони, та різні підходи в частині аварійного викиду. Зокрема, в Україні використовується частота граничного аварійного викиду (ЧГАВ), в той час, як в США використовується як частота великого викиду (LRF) так і частота раннього аварійного викиду (LERF). Згідно визначення, що наведено у [14] визначенню ЧГАВ більше відповідає визначення LRF. Таким чином, при визначенні критеріїв оптимізації ТОіР для АЕС України необхідно приймати даний факт до уваги;

За результатами аналізу нормативної документації України сформульовано низку змін, які потрібно внести в НД для можливості впровадження ризик-інформованих ТОіР:

- доповнення НП 306.2.141-2008. «Загальні положення безпеки атомних станцій» [8] вимогами щодо альтернативної класифікації КСЕ з використанням оцінки ризиків;
- доповнення [8] визначенням та критеріями за частотою раннього аварійного викиду;
- зміни в [8] щодо альтернативних до проекту вимог до ТОіР;
- уточнення в НП 306.2.106-2005 «Вимоги до проведення модифікацій ядерних установок та порядку оцінки їх безпеки» [6], щодо оцінки впливу модифікацій на безпеку;
- доповнення НП 306.2.217-2017. «Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій» [9] вимогами до критеріїв для оптимізації ТОіР в частині можливого виконання на потужності та їх тривалості.

Додатково експлуатуючій організації доцільно внести зміни в стандарти підприємства (СОУ НАЕК 013:2011, СОУ НАЕК 033:2015 та ін.) в частині можливості реалізації проекту оптимізації ТОіР на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС, а також внести відповідні зміни в проектну та експлуатаційну документацію.

Висновки

Аналіз шляхів підвищення ефективності роботи АЕС України показав, що одним з можливих напрямків є оптимізація ТОіР з використанням ризик-інформованих підходів. У більшості випадків, коли йде мова про оптимізацію технічних обслуговувань і ремонтів (ТОіР), розглядається концепція ремонту за технічним станом обладнання.

Оптимізація ППР в рамках такого підходу відбувається за рахунок переносу ТОіР для частини обладнання в режим роботи енергоблоку на потужності, що в свою чергу має привести до скорочення тривалості ППР. Така практика є апробованою на АЕС США та показала суттєву економічну ефективність при збереженні належного рівня безпеки.

Результати аналізу можливості застосування ризик-інформованого управління конфігурацією на АЕС України виявив низку застережень/невідповідностей в частині вимог та положень НД України, які мають бути або усунуті, або належним чином обґрунтовані. Однак, загалом

впровадження РІ-УК на АЕС України має перспективи, про що свідчить досвід ЗАЕС, де на енергоблоці № 2 реалізується пілотний проект з оптимізації ТОіР. А за результатами реалізації цього пілотного проекту буде прийняте остаточне рішення щодо подальших перспектив оптимізації ТОіР з використанням ризик-інформованого прийняття рішень на АЕС України.

Список використаної літератури

1. Комаров Ю. А. Розвиток ризик-орієнтованих підходів для впровадження концепції ремонту за технічним станом обладнання атомних електростанцій. Ядерна та радіаційна безпека. 2013. № 3(59).
2. Скалозубов В. І., Комаров Ю. О., Шендрік М. М.. Методичні аспекти ремонту за технічним станом обладнання АЕС України. Ядерна та радіаційна безпека. 2014. № 2(62).
3. Енергетична стратегія України на період до 2035 року «Безпека, енергоефективність, конкурентоспроможність»: Розпорядження КМУ від 18 серпня 2017 р. за № 605-р.
4. «Програма оптимізації технічного-обслуговування та ремонтів систем, важливих для безпеки, на основі ризик — інформованого управління конфігурацією АЕС (Енергоблок № 2 ВП ЗАЕС)». ВП ЗАЕС. НАЕК «Енергоатом». 2017. 30 с.
5. Звіт за результатами реалізації задачі 2.5. «Технічне керівництво по Проекту оптимізації технічного-обслуговування та ремонтів систем, важливих для безпеки, на основі ризик — інформованого управління конфігурацією АЕС (енерго-блок № 2 ЗАЕС)». ТОВ «НТ-Інжиніринг» 2018. 87 с.
6. НП 306.2.106-2005 Вимоги до проведення модифікацій ядерних установок та порядку оцінки їх безпеки. Державна Інспекція Ядерного Регулювання України. 2008. 35 с.
7. Технічний звіт «Аналіз національних регулюючих вимог у порівнянні із документами США з метою визначення обсягу коригувань для оптимізації ТОіР на основі ризик-інформованого управління конфігурацією АЕС». ДНТЦ ЯРБ. 2018. 133 с.
8. НП 306.2.141-2008. Загальні положення безпеки атомних станцій. Державна інспекція ядерного регулювання України. 2008. 35 с.
9. НП 306.2.217-2017. Вимоги до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій, затверджені наказом № 443 «Про затвердження Вимог до ризик-інформованого прийняття рішень з безпеки атомних станцій» 01.12.2017. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z1535-17#n13>
10. НП 306.2.162-2010. «Вимоги до оцінки безпеки атомних станцій», затверджені наказом № 123 «Про затвердження Вимог до оцінки безпеки атомних станцій» від 22.09.2010 р., зі змінами, внесеними згідно з Наказом Державної інспекції ядерного регулювання N 15 (z0303-16) від 11.02.2016. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0964-10>
11. «PRA Policy Statement» 60 FR 42622, August 16, 1995.
12. NUREG-2150 "A Proposed Risk Management Regulatory Framework". US NRC. 2012. 318 с.
13. Code of Federal Regulations (CFR), TITLE 10, Part 50.65 «Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants». URL: <https://www.govinfo.gov/content/pkg/CFR-2018-title10-vol1/xml/CFR-2018-title10-vol1-sec50-65.xml>
14. Regulatory Guide 1.200 «An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities». US NRC. 2009. 191 с.
15. Regulatory Guide 1.174 «An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis». US NRC. 2011. 37 с.
16. Regulatory guide 1.175 «An approach for plant-specific, risk-informed decisionmaking: inservice testing». US NRC. 2011. 38 с.
17. Regulatory Guide 1.177 «An approach for plant-specific, risk-informed decisionmaking: technical specifications». US NRC. 2011. 38 с.

References

1. Komarov, Yu. (2013). Development of Risk-Informed Approaches for Introducing the Reliability-Centred Maintenance Concept at Nuclear Power Plants. *Nuclear and radiation safety*. № 3 (59).
2. Skalozubov, V., Komarov, Yu., Shendrick, M. (2014). Methodological aspects of equipment repair of the technical state for Ukrainian NPPs. *Nuclear and radiation safety*. № 2 (62).
3. CMU, Decree of August 18, (2017). *Energy strategy of Ukraine for the period up to 2035. «Safety, Energy Efficiency, Competitiveness»*. № 605-р.
4. «Maintenance Optimization Program for Systems Important to Safety Using Plant Configuration Risk Management (Unit № 2 ZNPP)». ZNPP / NNEG «Energoatom». p.p. 30 (2017).
5. Task 2.4 Technical Report “Technical Guideline on Maintenance Optimization Program for Systems Important to Safety Using Plant Configuration Risk Management” / NT-Engineering. p.p. 87. (2018).
6. NP 306.2.106–2005. Requirements for Modifications of Nuclear Installations and Procedure for Their Safety Assessment. НП 306.2 / SNRIU. p.p. 35. (2008).
7. Technical report “Comparative Analysis of Ukrainian and US Regulations to Identify the Revisions to Be Introduced to Implement Maintenance Optimization Using Plant Configuration Risk Management”. SSTC NRS. p.p.134. (2018).
8. NP 306.2.141–2008. General Safety Provisions for Nuclear Power Plants. НП 306.2.141–2008. SNRIU. p.p.35 (2008).
9. NP 306.2.217–2017. Requirements for Making Risk-Informed Decisions on Safety of Nuclear Power Plants, approved by order № 443 «Approval of Requirements for Risk-Informed Decision-Making on the Safety of Nuclear Power Plants» 01.12.2017 (Ukr). Retrieved from <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z1535-17#n13>
10. NP 306.2.162–2010. Requirements for Safety Assessment of Nuclear Power Plants. НП 306.2.162–2010., approved by order № 123 «Approval of Requirements for the Safety Assessment of Nuclear Power Plants» September 22, 2010, as amended in accordance with the Order of SNRIU N15 (z0303-16), 11.02.2016 (Ukr). Retrieved from <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0964-10>
11. «PRA Policy Statement» 60 FR 42622, August 16, (1995).
12. NUREG-2150 “A Proposed Risk Management Regulatory Framework”. US NRC. p.p. 318. (2012).
13. Code of Federal Regulations (CFR), TITLE 10, Part 50.65 «Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants». Retrieved from <https://www.govinfo.gov/content/pkg/CFR-2018-title10-vol1/xml/CFR-2018-title10-vol1-sec50-65.xml>
14. Regulatory Guide 1.200 «An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities». US NRC. p.p.191. (2009).
15. Regulatory Guide 1.174 «An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis». US NRC. p.p.37. (2011).
16. Regulatory guide 1.175 «An approach for plant-specific, risk-informed decisionmaking: inservice testing». US NRC. p.p.38. (2011).
17. Regulatory Guide 1.177 «An approach for plant-specific, risk-informed decisionmaking: technical specifications». US NRC. p.p.38. (2011).

Перспективы оптимизации технических обслуживаний и ремонтов с использованием риск-информированного принятия решений на АЭС Украины

Гуменюк Д. В¹., Дем'янюк В. В²., Ільїна А. І.¹., Шевченко І. А.¹

¹ Государственное предприятие «Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», ГП «ГННТЦ ЯРБ», г. Киев, Украина.

² ООО «НТ-Инжиниринг», г. Киев, Украина.

В большинстве случаев, когда речь идет об оптимизации технических обслуживаний и ремонтов (ТОиР), рассматривается концепция ремонта по техническому состоянию оборудования. В этой статье приводится описание подхода к оптимизации технических обслуживаний

и ремонтов на АЭС за счет их переноса с планово-предупредительных ремонтов в режим работы энергоблока на мощности. Выполняется анализ оптимизации технических обслуживаний и ремонтов на зарубежных АЭС. Описывается опыт США в вопросах снижения продолжительности планово-предупредительных ремонтов. Приводится информация о пилотном проекте по оптимизации технических обслуживаний и ремонтов на энергоблоке № 2 Запорожской АЭС. По результатам сравнительного анализа определяются возможные ограничения, обусловленные несоответствием нормативной базы по ядерной и радиационной безопасности Украины нормативным и методическим документам США, которые применялись при оптимизации технических обслуживаний и ремонтов на АЭС США.

Ключевые слова: оптимизация, технические обслуживания и ремонты, планово-предупредительный ремонт, риск-информированное принятие решений, вероятностный анализ безопасности, работа на мощности, АЭС.

Perspectives of Optimization of Technical Services and Maintenances Using Risk-Informed Decision-Making at NPPs in Ukraine

Gumenyuk D.¹, Demianiuk V.², Ilyina A.¹, Shevchenko I.¹

¹ State Enterprise “State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety” (SE SSTC NRS), Kyiv, Ukraine.

² NT-Engineering Ltd, Kiev, Ukraine.

In most cases, when it goes about maintenance and repair optimization, the repair concept based on technical state of equipment is considered. This article describes the approach to maintenance and repair optimization at nuclear power plants by their transfer from the outage period to unit operation at power. The analysis of maintenance and repair optimization at foreign NPPs is carried out. The U.S. experience in reducing the outage duration is described. The article presents information on the pilot maintenance and repair optimization project at Zaporizhzhya NPP unit 2. The US Department of Energy through Argonne National Laboratory provides support in the implementation of the project in Ukraine focused on maintenance optimization of safety important systems based on risk-informed configuration management. The scope of this Project involves technical engineering analyses, plant personnel training, a study of improved economic performance indicators, and development of new strategies for NPP configuration, maintenance and operation. In order to optimize plant operation, it is necessary to analyze plant commitments and requirements using effective, unbiased engineering assessments. Plant specific Probabilistic Risk Assessment combined with other engineering analyses techniques will be used for these assessments.

This article also describes the results of the analysis of the preparedness of the Ukrainian regulatory framework for the implementation of the Project on maintenance optimization. The analysis focused on the U.S. and Ukrainian regulations and documents of the IAEA and WENRA international organizations related to maintenance optimization using risk-informed management of plant configuration. Based on the comparative analysis results, the authors identified possible limitations stipulated by non-compliance of the Ukrainian nuclear and radiation safety regulatory framework with the U.S. regulatory and methodological documents used for maintenance and repair optimization at the U.S. NPPs. In particular, the overview of USA regulations leads to the conclusion that they contain exhaustive requirements for the application of maintenance using risk-informed plant configuration management at all stages of its implementation, starting with the requirements for the alternative approach to maintenance and ending with the requirements for maintenance performance monitoring. Ukrainian regulations in turn contain only general provisions and areas for potential application of risk-informed approaches in operation and inspection. It should also be noted that the U.S. maintenance optimization methodology uses criteria based on the core damage frequency and large early release frequency. However, besides core damage frequency Ukraine uses the emergency release frequency criterion that does not correspond to the definition for large early release frequency used in the U.S.

Keywords: optimization, maintenance and repair, outage, risk-informed decision-making, probabilistic safety analysis, operation at power, NPP

Отримано 15.02.2019

Результати оцінки складу будівельних конструкцій об'єкта «Укриття», які підлягають демонтажу після насування НБК. Порівняльний аналіз варіантів демонтажу

Немчинов Ю. І.

Державне підприємство «Науково-дослідний інститут будівельних конструкцій» (ДП НДІБК) Мінрегіону України, м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-6618-125X>

Бамбура А. М.

Державне підприємство «Науково-дослідний інститут будівельних конструкцій» (ДП НДІБК) Мінрегіону України, м. Київ, Україна

Сазонова І. Р.

Державне підприємство «Науково-дослідний інститут будівельних конструкцій» (ДП НДІБК) Мінрегіону України, м. Київ, Україна

Бабік К. М.

Державне підприємство «Науково-дослідний інститут будівельних конструкцій» (ДП НДІБК) Мінрегіону України, м. Київ, Україна

Щербін В. Н.

Інститут проблем безпеки (ІПБ) АЕС НАН України, м. Чорнобиль, Україна

Рудько В. М.

Інститут проблем безпеки (ІПБ) АЕС НАН України, м. Чорнобиль, Україна

Виконані ДП НДІБК і ІПБ АЕС з 1995 по 2012 роки обстеження зруйнованих після аварії на четвертому блоці ЧАЕС несучих і огорожувальних будівельних конструкцій показали, що ряд конструкцій знаходяться в нестійкому стані. Серед них є група особливо небезпечних з точки зору забезпечення несучої здатності, ймовірність руйнування яких досить велика. Для забезпечення безпечної експлуатації були розроблені невідкладні заходи щодо стабілізації, які успішно здійснені на ОУ в 2005—2008 роках. Розрахункові обґрунтування довели, що відповідність конструкцій вимогам з ядерної та радіаційної безпеки (за факторами стійкості, несучої здатності тощо) буде забезпечена протягом 15 років. До 2023 року найбільш нестабільні конструкції мають бути демонтовані, що є однією із складових стратегічного плану подальших перетворень ОУ на безпечну систему. Для нестабільних конструкцій, що підлягають демонтажу, визначено два етапи заходів щодо забезпечення безпеки. Функціональне призначення, рівень безпеки, кліматичні впливи на стан несучих конструкцій.

Ключові слова: конструкції ОУ ЧАЕС, технічний стан, критерії безпеки.

© Ю. І. Немчинов, А. М. Бамбура, І. Р. Сазонова, В. Н. Щербін, В. М. Рудько, 2018

Перетворення зруйнованого четвертого енергоблока Чорнобильської АЕС на екологічно безпечну систему досягається реалізацією трьох основних етапів:

етап 1 — стабілізація стану існуючого об'єкта, підвищення експлуатаційної надійності й довговічності конструкцій та систем, що забезпечують стабілізацію та контроль показників безпеки об'єкта «Укриття» (ОУ);

етап 2 — створення додаткових захисних бар'єрів, у першу чергу конфайнмента, що забезпечують необхідні умови для технічної діяльності на етапі 3 та безпеку персоналу, населення та довкілля, підготовчі інженерно-технічні роботи, спрямовані на розроблення технологій вилучення з ОУ паливовмісних матеріалів на етапі 3, створення інфраструктури для поводження з радіоактивними відходами (РАВ) об'єкта «Укриття»;

етап 3 — вилучення з ОУ паливовмісних матеріалів та довгоіснуючих РАВ, їх кондиціонування з подальшим зберіганням і захороненням у сховищах РАВ відповідно до чинних стандартів, зняття з експлуатації ОУ.

Відповідно до Закону України «Про загальні засади подальшої експлуатації і зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС та перетворення зруйнованого четвертого енергоблока цієї АЕС на екологічно безпечну систему» № 2398-III від 26.04.2001 [1,2], конфайнмент визначається як «захисна споруда, що включає в себе комплекс технологічного обладнання для вилучення із зруйнованого четвертого енергоблока Чорнобильської АЕС матеріалів, які містять ядерне паливо, поводження з радіоактивними відходами та інші системи, призначена для здійснення діяльності з перетворення цього енергоблока на екологічно безпечну систему та забезпечення безпеки персоналу, населення і довкілля».

Аналіз стану будівельних конструкцій об'єкта «Укриття» з точки зору необхідності демонтажу/стабілізації. Виконані ДП НДІБК і ІПБ АЕС у 1995—2012 роках обстеження стану будівельних конструкцій ОУ показали, що серед них є група особливо небезпечних з точки зору забезпечення несучої здатності, ймовірність руйнування яких досить велика. Для забезпечення безпечної експлуатації були розроблені невідкладні заходи щодо стабілізації, які успішно здійснені на ОУ в 2005—2008 роках [3]. Розрахункові обґрунтування довели, що відповідність конструкцій вимогам з ядерної та радіаційної безпеки (за факторами стійкості, несучої здатності тощо) буде забезпечена протягом 15 років. До 2023 року найбільш нестабільні конструкції мають бути демонтовані, що є однією із складових стратегічного плану подальших перетворень ОУ на безпечну систему. Для нестабільних конструкцій, що підлягають демонтажу, визначено два етапи заходів щодо забезпечення безпеки:

«ранній» демонтаж — перший етап, який має розпочатися відразу після введення в експлуатацію нового безпечного конфайнмента (2018 рік) і завершитися за п'ять років;

«відкладений» демонтаж — другий етап виконання демонтажних робіт, який має розпочатися після завершення першого етапу.

Функціональне призначення, рівень безпеки, кліматичні впливи на стан несучих конструкцій і, як наслідок, довговічність ОУ істотно змінюються після виконання робіт із стабілізації нестійких будівельних конструкцій і встановлення нового безпечного конфайнмента (НБК) у проектне положення.

Стабілізаційні заходи охоплювали відновлення несучої здатності нестійких зон і конструкцій ОУ:

західна зона — захід № 2 (підсилення контрфорсної стіни та стіни вздовж осі 50);

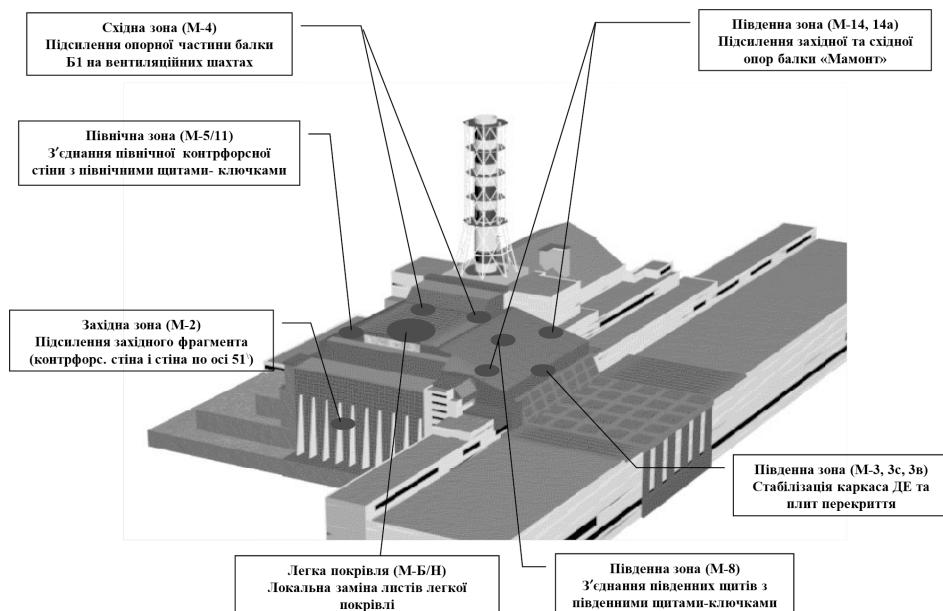


Рис. 1. Загальна схема стабілізаційних заходів будівельних конструкцій ОУ

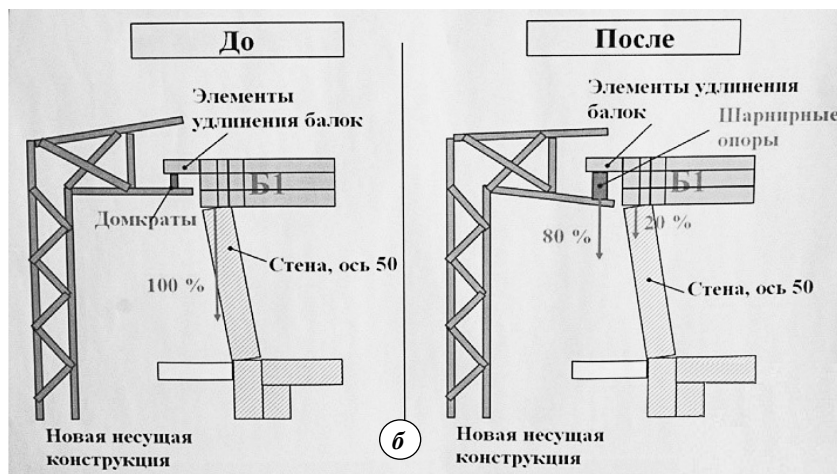
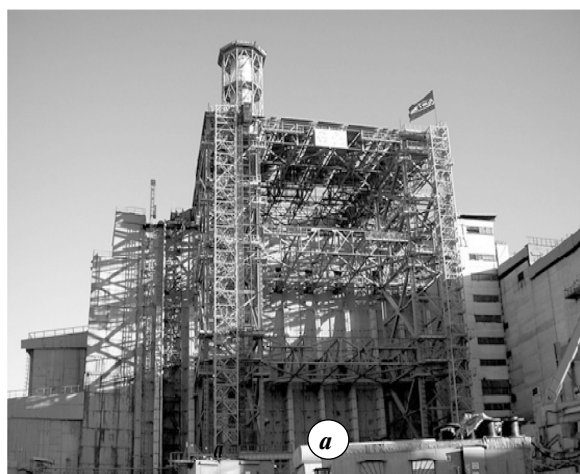


Рис. 2. Стабілізація західного фрагмента ОУ (захід №2):
а — загальний вигляд (2008 рік); б — передача навантаження на конструкції підсилення

південна зона — захід № 3 (стабілізація каркаса деаераторної етажерки);

північна та східна зони — заходи № 4 (загальна стабілізація вентшахт; локальне підсилення вентшахт) і № 5 (північна контрфорсна стіна по осі «С» та вузол її сполучення з північними ключками);

покриття — заходи № 8 (з'єднання південних щитів-«ключок» з південними щитами); № 11 (з'єднання північних щитів-«ключок» з контрфорсною стіною за допомогою анкерів-фіксаторів); № 14 (підсилення західної опори

балки «Мамонт»); № 14а (підсилення східної опори балки «Мамонт»); без номера (Б/Н) (локальна герметизація та заміна елементів легкої покрівлі).

Імовірності відмов до та після виконання стабілізаційних заходів наведені в табл. 1.

Загальну схему стабілізаційних заходів нестійких будівельних конструкцій ОУ наведено на рис. 1, стабілізаційні заходи № 2, № 3, № 8, № 14 та № 14а — на рис. 2—5.

Стратегія подальшої реалізації проекту нового безпечного конфайнмента. Стратегія подальшої реалізації проекту НБК [4] полягала в одностадійному проектуванні на стадії робочого проекту та виконанні робіт зі створення 2-го пускового комплексу (ПК-2) НБК — «Інфраструктура для демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття», а також технологічного корпусу із поводження з конструкціями, що підлягають демонтажу. «Ранній» демонтаж передбачав єдиний процес, що охоплює демонтажні роботи й операції щодо поводження з конструкціями, які підлягають демонтажу, і з супутніми РАВ, тобто «інтегрований демонтаж/поводження».

За рекомендацією Міжнародної консультативної групи (МКГ) було запропоновано розглянути альтернативний варіант раннього демонтажу — «демонтаж з відкладеним

Таблиця 1. Імовірності відмов до та після виконання стабілізаційних заходів

Зона стабілізації	Імовірність відмов	
	до виконання стабілізаційних заходів	після виконання стабілізаційних заходів
Західна зона	$1,6 \cdot 10^{-1}$	$1,0 \cdot 10^{-4} \dots 3,0 \cdot 10^{-5}$
Південна зона	$1,3 \cdot 10^{-1}$	$1,0 \cdot 10^{-2} \dots 2,0 \cdot 10^{-3}$
Північна зона	$4,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^{-2} \dots 2,0 \cdot 10^{-3}$

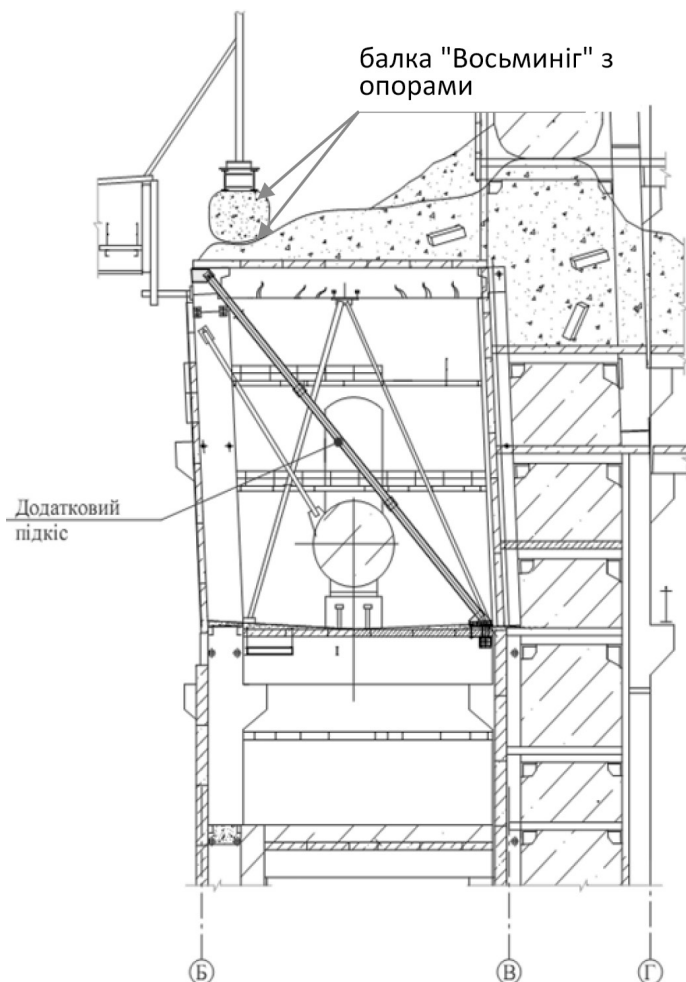


Рис. 3. Стабілізація каркаса деаераторної етажерки (захід № 3)



Рис. 4. З'єднання плоских щитів і «щитів-ключок» у місці їх обпирання на балку «Мамонт» (захід № 8)

поводженням», який передбачав демонтажні роботи та тимчасове зберігання (до 10 років) демонтованих конструкцій з подальшим їх передаванням на об'єкти із поводження з РАВ на Чорнобильській АЕС.

Надалі був визначений двостадійний підхід до процесу проектування ПК-2 НБК:

1-й етап (концептуальний рівень розробки) — виконати порівняльний аналіз «доза—затрати—вигоди» для двох варіантів «раннього» демонтажу («інтегрований демонтаж/поводження» і «демонтаж з відкладеним поводженням»); за результатами аналізу підготувати і погодити з Держатомрегулювання України технічне рішення щодо вибору кращого варіанта «раннього» демонтажу;

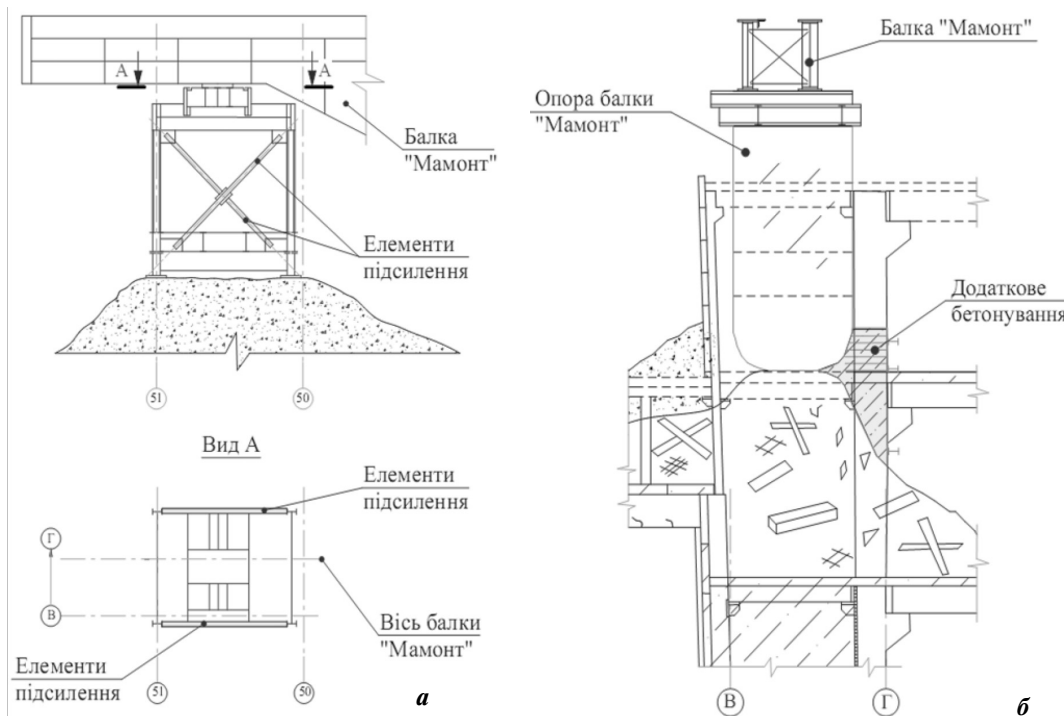


Рис. 5. Підсилення західної (а) та східної (б) опор балки «Мамонт» (заходи № 14 та № 14а)

Таблиця 2. Результати переоцінки складу конструкцій ОУ, що підлягають «ранньому» і «відкладеному» демонтажу

Черговість демонтажу	Найменування	Кращий варіант демонтажу
1	Металева ферма (встановлена при реалізації СМ № 8)	Повний демонтаж
2	Похилі щити, які спираються на покриття машзалу, і південні щити-«ключки» в осях 40–41, Ж-І між відмітками 71,270 і 73,370	Повний демонтаж
3	Південні щити-«ключки» в осях 40–52 ряди Б-В	Повний демонтаж
4	Трубопроводи системи пилопригнічення*, D150 мм і D100 мм	Повний демонтаж
5	Легка покрівля над трубним накатом між осями 43–50, Ж-П	Повний демонтаж
6	Південні щити в осях 40–50 ряди В-Ж	Повний демонтаж
7	Блок «Кошачий дім»* в осях 50–52, Е-Б, на відм. 59,500	Повний демонтаж
8	Балка «Мамонт» (з виконанням проміжних опор для можливості розрізки балки на окремі частини, що демонтуються)	Повний демонтаж
9	Балка «Восьминіг» (нижня 60 000 мм завдовжки, верхня 24 000 мм)	Повний демонтаж
10	Західна опора балки «Мамонт»	Повний демонтаж
11	Розподільна рама східної опори балки «Мамонт»*	Повний демонтаж
12	Східна опора балки «Мамонт» (з відм. 51,970 до відм. 43,050)	Повний демонтаж
13	Додаткова опора балки «Мамонт» в осях 45–46, Г-В	Повний демонтаж
14	Завали на деаераторній етажерці (ДЕ) на відм. 38,600. Основа балок «Мамонт» і «Восьминіг»	Повний демонтаж
15	Плити перекриття ДЕ на відм. 38,600 уздовж осей 41–51, Б-В	Повний демонтаж
16	Північні щити-«ключки» в осях 41–50, П-З	Повний демонтаж
17	Блок «Мишачий дім»* в осях 50–51, С, на відм. 55,200	Повний демонтаж
18	Трубний накат в осях 43–50, Ж-П	Повний демонтаж
	Балки Б1 по осях Ж і П, зокрема зони спирання на вентиляційні шахти	Перенесення на етап «відкладеного» демонтажу
	Балки Б2 по осях Ж і П	Перенесення на етап «відкладеного» демонтажу
	Система в'язей балок Б2*	Перенесення на етап «відкладеного» демонтажу
	Завали та плити перекриття над приміщенням 805/3	Перенесення на етап «відкладеного» демонтажу

Примітка. Конструкції, позначені «*», додані за технологічними умовами демонтажу.

2-й етап (проекування) — на основі технічного рішення розробити робочий проект ПК-2.

Перелік нестабільних конструкцій, що підлягають «ранньому» демонтажу. Обсяг робіт 1-го етапу виконано в 2012–2014 роках за контрактом SIP09-2–001 ДП НДІБК, ІПБ АЕС за участі ПАТ «Київський науково-дослідний та проектно-конструкторський інститут “Енергопроект”». Результати робіт розглядалися робочою групою МКГ.

Були розроблені такі документи:

документ D2.1. Методология переоценки состава нестабильных конструкций ОУ, подлежащих «раннему» демонтажу [5];

документ D2.2. Отчет о переоценке состава нестабильных конструкций ОУ, подлежащих «раннему» демонтажу [6];

документ D3. Анализ концептуальных проектных решений «раннего» демонтажа нестабильных конструкций ОУ с учетом двух вариантов — «интегрированного демонтажа/обращения» и «демонтажа с отложенным обращением» [7, 8].

Аналіз концептуальних проектних рішень виконувався з урахуванням розробленого Групою управління проектом «План здійснення заходів з перетворення об'єкта “Укриття” в екологічно-безпечну систему» (ГУП ПЗЗ) документа «Проектні критерії та вимоги до інфраструктури НБК для демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта “Укриття”» [9].

Остаточним рішенням [10] було прийнято, що конструкції «Балки Б1», «Балки Б2», «Система зв'язків балок Б2» та «Завали та плити перекриття над приміщенням 805/3» треба перевести в категорію «відкладеного» демонтажу.

Виконано порівняльний аналіз «дози—затрати—вигода» [7] за двома варіантами. Варіант «інтегрований демонтаж/поводження» порівняно з варіантом «демонтаж з відкладеним поведженням» показує, що обидва варіанти в плані реалізації практично рівноцінні. Приймаючи остаточне рішення щодо вибору варіанта «раннього» демонтажу потрібно точніше оцінити потенційні ризики, пов'язані з готовністю інфраструктури для поведження з РАВ, з урахуванням реальних перспектив і джерел фінансування. У зв'язку з цим обидва варіанти рівноцінні.

Для подальшої реалізації прийнято варіант «інтегрований демонтаж/поводження» як більш економічний з технологічної точки зору, з урахуванням рекомендацій МКГ про створення в подарковому просторі НБК «буферної зони» для забезпечення тимчасового складування/зберігання демонтованих конструкцій з метою: а) зниження ризиків, обумовлених можливим відставанням введення в експлуатацію об'єктів інфраструктури для поведження з РАВ; б) уможливлення оптимізації комплексного управління інфраструктурою для поведження з РАВ; в) запобігання можливості перепроєктування ПК-2 НБК та пов'язаних з цим додаткових затримок початку демонтажу нестабільних конструкцій.

В обсязі другого етапу в зв'язку з цим рекомендовано [10]: виконати коригування документа «Проектні критерії та вимоги до інфраструктури НБК для демонтажу нестабільних конструкцій об'єкта «Укриття»» [9] з урахуванням проектних рішень ПК-1 НБК, оновленого переліку конструкцій, що підлягають «ранньому» демонтажу;

узгодити Проект з Держатомрегулювання України;

передбачити в робочому проекті створення «буферної зони» в подарковому просторі НБК для тимчасового складування/зберігання демонтованих конструкцій на майданчику піонерної стіни на південь від машинного залу.

Разом з цим, робоча група МКГ рекомендує Результати переоцінки складу конструкцій ОУ, що підлягають «ранньому» і «відкладеному» демонтажу, наведені в табл. 2.

Висновки

Аналіз нормативно-правових документів та вихідних даних щодо стану будівельних конструкцій ОУ дає змогу дійти таких висновків:

1. Незалежно від варіанта стратегії перетворення об'єкта «Укриття» нестабільні (аварійні) конструкції, що підлягають «ранньому» демонтажу (див. табл. 2), повинні бути демонтовані.

2. Поводження з конструкціями, які віднесені до «відкладеного» демонтажу, і з конструкціями, які перебувають у зоні виконання робіт (демонтаж або підсилення), можна буде визначити на основі обстежень і відповідних розрахунків залежно від варіанта стратегії перетворення об'єкта «Укриття».

Список використаної літератури

1. Закон України: «Про загальні засади подальшої експлуатації і зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС та перетворення зруйнованого четвертого енергоблока цієї АЕС на екологічно безпечну систему». № 2398-III от 26.04.2001 г. Відомості Верховної Ради України. 1999. N 4. ст.33 та Відомості Верховної Ради України. 2001. N 27. с.133.

2. Порядок выполнения Плана осуществления мер на объекте «Укрытие»: утв. Постановлением Кабинета Министров Украины от 31 марта 2003 года № 421. ЗІНАІ. № 18. 2003. с.329.

3. Стратегія стабілізації стану об'єкта «Укриття». Київ. 1997: затв. рішенням Урядової Комісії 18.04.1997. Протокол № 5. 27с.

4. SIP-P-PM-21-330-EXN-004-01: ред.2 от 23.04.2004. Стратегия дальнейшей реализации проекта НБК. Дополнение к Пояснительной записке SIP-K-0021 000-EXN-001 01 (КП) НБК.

5. SIP09-2-001 NI 03 RPT 036 07: ред. 07. D2.1 (3.7.41) Методология переоценки состава нестабильных конструкций ОУ, подлежащих «раннему» демонтажу от 23.10.2013. ГСП «Чернобыльская АЭС» / ГП НИИСК — ИПБ АЭС. 2013. 16 с.

6. SIP09-2-001 NI 03 RPT 037 05. Отчет о переоценке состава нестабильных конструкций ОУ, подлежащих «раннему» демонтажу: ред. 05. D2.2 (3.7.42) 26.06.14. ГСП «Чернобыльская АЭС» / ГП НИИСК — ИПБ АЭС. 2014. 60 с.

7. SIP09-2-001 NI 03 RPT 040 03, ред. 03, от 31.08.14. D4.2 (3.7.45). Отчет о результатах проведения сравнительного анализа «доз-затрат-выгод» для двух вариантов «раннего» демонтажа. ГП НИИСК — ИПБ АЭС. 2014. 79 с.

8. SIP09-2-001 NI 03 RPT 038 04, ред. 04 от 31.08.14. D3 (3.7.43). Анализ концептуальных проектных решений «раннего» демонтажа нестабильных конструкций ОУ с учетом двух вариантов «интегрированного демонтажа/обращения» и демонтажа с отложенным обращением». ГП НИИСК — ИПБ АЭС. 2014. 160 с.

9. SIP03 1 003 07 DCR-001 05, ред.5 от 11.03.2009. Проектные критерии и требования к инфраструктуре НБК для демонтажа нестабильных конструкций объекта «Укрытие». 2009. 170 с.

10. Техническое решение о выборе варианта «раннего» демонтажа для разработки Рабочего проекта ПК-2 НБК «Инфраструктура для демонтажа нестабильных конструкций ОУ». Рег. № 09 от 02.02.2015/ ГСП ЧАЭС. Генеральный директор И.И. Грамоткин от 09.10.2014. Согласовано — Зам. Председателя Государственной инспекции ядерного регулирования Украины О.А. Макаровская от 22.01.2015. 7 с.

References

1. Law of Ukraine “On General Principles for Further Operation and Decommissioning of the Chernobyl Nuclear Power Plant and Transformation of the Destroyed Fourth Unit of the Chernobyl Nuclear Power Plant into an Environmentally Safe System” [Zakon Ukrainy Pro zagalni zasady posalshoi ekspluatatsii i zniattia z ekspluatatsii Chornobylskoi AES ta peretvorennia zruinovanogo chetvertogo energobloka tsiei AES na ekologichno bezpechnu systemu], No. 2398-III of 26 April 2001, Bulletin of the Verkhovna Rada of Ukraine No. 4, p. 33. (1999) and Bulletin of the Verkhovna Rada of Ukraine No. 27, p. 133 (2001).

2. Procedure for Implementation of the Action Plan at the Shelter [Poriadok vypolneniia Plana osushchestvleniia mer na obekte Ukrytiia], Approved by Resolution of the Cabinet of Ministers of Ukraine No. 421 dated 31 March 2003, ZINAI, No. 18, p. 329 (2003).

3. Shelter Stabilization Strategy [Strategiia stabilizatsii stanu obekta Ukryttaa], Kiev. 1997. Approved Decision of the Government Commission of 18 April 1997, Minutes No. 5, 27 p.

4. SIP-P-PM-21-330-EXN-004-01, rev. 2 dated 23 April 2004, Strategy for Further Implementation of the NSC Project [Strategiia dalneishei realizatsii proekta NBK], Supplement to NSC Explanatory Note SIP-K-0021 000-EXN-001 01 (KP) NSC.

5. SIP09-2-001 NI 03 RPT 036 07, rev. 07 dated 23 October 2013, D2.1 (3.7.41), Methodology for Reassessment of the Composition of Shelter Unstable Structures Subject to Early Dismantling [Metodologiya pereotsenki sostava nestabilnykh konstrukttsii OU podlezhashchikh rannemu demontazhu], Chernobyl Nuclear Power Plant, NIISK-IPB AES, 16 p. (2013).

6. SIP09-2-001 NI 03 RPT 037 05, rev. 05 dated 26 June 2014, D2.2 (3.7.42), Report on the Reassessment of the Composition of Shelter Unstable Structures Subject to Early Dismantling [Otchet o pereotsenke sostava nestabilnykh konstrukttsii OU podlezhashchikh rannemu demontazhu], Chernobyl Nuclear Power Plant, NIISK — IPB AES, 2014, 60 p.

7. SIP09-2-001 NI 03 RPT 040 03, rev. 03 dated 31 August 2014, D4.2 (3.7.45), Report on Comparative Dose-Cost-Benefit Analysis for Two Options of Early Dismantling [Otchet o rezultatakh provedeniia sravnitel'nogo analiza doz-zatrat-vygod dlia dwukh variantov rannego demontazha], NISIS — IPB AES, 79 p. (2014).

8. SIP09-2-001 NI 03 RPT 038 04, rev. 04 dated 31 August 2014, D3 (3.7.43), Analysis of Conceptual Design Solutions for the Early Dismantling of Shelter Unstable Structures Considering Two Options of Integrated Dismantling/Transformation and Dismantling with Deferred Transformation [Analiz kontseptualnykh proektnykh reshenii rannego demontazha nestabilnykh konstrukttsii OU s uchetoм dwukh variantov integrirovannogo demontazha/obrashcheniia i demontazha s otlozhennym obrashcheniim], NIISK — IPB AES, 160 p., (2014).

9. SIP03 1 003 07 DCR-001 05, rev. 5 dated 11 March 2009, Design Criteria and Requirements for NSC Infrastructure for Dismantling of Shelter Unstable Structures [Proektnyye kriterii i trebovaniia k infrastrukture NBK dlia demontazha nestabilnykh konstrukttsii objekta Ukrtyiie], 2009, 170 p.

10. Technical Decision on the Choice of the Early Dismantling Option for the Development of Draft Project PC-2 NSC "Infrastructure for Dismantling of Shelter Unstable Structures" [Tekhnicheskoe resheniie o vybore variant rannego demontazha dlia razrabotki Rabochego proekta PK-2 NBK Infrastruktura dlia demontazha nestabilnykh konstrukttsii OU], Reg. No. 09 of 2 February 2015, ChNPP General Director, 9 October, 2014; agreed by Chairman of the State Nuclear Regulatory Inspectorate on 22 January 2015, 7 p.

Результаты оценки состава строительных конструкций объекта «Укрытие», которые подлежат демонтажу после надвиги НБК. Сравнительный анализ вариантов демонтажа

Немчинов Ю. И.¹, Бамбура А. М.¹, Сазонова И. Р.¹, Бабик К. М.¹, Щербин В. М.², Рудько В. М.².

¹ Государственное предприятие «Научно-исследовательский институт строительных конструкций» (ГП НИИСК) Минрегиона Украины, г. Киев, Украина

² Институт проблем безопасности (ИПБ) АЭС НАН Украины, г. Чернобыль, Украина

Выполненные ДП НДИБК и ИПБ АЭС с 1995 по 2012 годы обследования разрушенных после аварии на четвертом блоке ЧАЭС несущих и ограждающих строительных конструкций показали, что ряд конструкций находятся в неустойчивом критическом состоянии. В статье проанализированы сценарии демонтажа нестабильных конструкций Объекта «Укрытие» (ОУ), меры их стабилизации и вероятности отказов

после выполнения стабилизационных мероприятий. Приведен перечень конструкций, которые подлежат «раннему» и «отложенному» демонтажу. Рассмотрены критерии безопасности объекта «Укрытие» и цели достижения безопасности радиационной защиты.

Ключевые слова: конструкции ОУ ЧАЭС, техническое состояние, критерии безопасности.

Assessment of the Shelter Structures to Be Dismantled after NSC Installation. Comparative Analysis of Dismantling Options

Nemchynov YU.¹, Bambura A.¹, Sazonova I.¹, Babik K.¹, Shcherbin V.², Rudko V.²

¹ The State Research Institute of Building Constructions (NIISK) MinRegion of Ukraine, Kyiv, Ukraine

² Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants (ISPNNP) National Academy of Sciences of Ukraine, Chernobyl, Ukraine

The surveys of the bearing and enclosing civil structures damaged after the Chernobyl Unit 4 accident that were conducted by the State Research Institute of Building Structures and Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants from 1995 to 2012 showed that a number of structures were in unstable condition. They include a group of structures that are especially dangerous in terms of the bearing capacity and are very likely to collapse. To ensure safe operation, immediate stabilization measures were developed and successfully implemented at the Shelter in 2005–2008. The justifying calculations show that the structures will comply with nuclear and radiation safety requirements (in terms of stability, bearing capacity etc.) over 15 years. The most unstable structures have to be dismantled by 2023, which is one of the conditions in the strategic plan for further transformation of the Shelter into a safe system. Two stages of safety measures have been defined for the unstable structures to be dismantled. The functional purpose of and climatic impacts on the bearing structures and, as a consequence, the Shelter lifetime are subject to change after stabilization of the unstable structures and installation of the New Safe Confinement (NSC) into the designed position. The paper analyzes scenarios for dismantling of unstable structures, stabilization measures and the probability of failure after implementation of the stabilization measures. A list of structures subject to early and deferred dismantling is provided. Shelter safety criteria and radiation protection objectives are considered.

Keywords: Chernobyl Shelter structures, technical condition, safety criteria.

Отримано 16.05.2018

Аналіз процесу плазмової переробки радіоактивних відходів

Семерак М. М.

Національний університет «Львівська політехніка»,
Львів, Україна

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-7582-6398>

Лис С. С.

Національний університет «Львівська політехніка»,
Львів, Україна

ORCID: <http://orcid.org/0000-0002-7359-1177>

Коваленко Т. П.

Національний університет «Львівська політехніка»,
Львів, Україна

ORCID: <http://orcid.org/0000-0002-6866-5979>

Показано можливість плазмової переробки низько або середньо-активних радіоактивних відходів в реакторі з дуговими плазматронами. Запропоновано конструкцію реактора плазмової переробки радіоактивних відходів, яка дозволяє підвищити ефективність процесу плазмового перероблення радіоактивних відходів (РАВ) шляхом збільшення швидкості та інтенсивності процесу плазмового піролізу.

Досліджено різні способи підготовки, дозування та подачі РАВ в плазмохімічний реактор. Відходи, що подаються в реактор можуть знаходитися в різних агрегатних станах: твердому, рідкому або газоподібному, в залежності від яких застосовують ті чи інші способи підготовки, дозування та подачі сировини в плазмохімічний реактор. Для збільшення поверхні розділу фаз тверді відходи необхідно подрібнити. Ступінь подрібнення відходів залежить від способу їх подальшої переробки.

Реактор дозволяє переробляти радіоактивні відходи змішаного типу, що включають як горючі, так і негорючі компоненти. Відходи можуть бути упаковані, або подрібнені. Вибрані технологічні режими мають забезпечувати температуру в камері плавлення від 1500 °C і у верхній частині до 250 °C в зоні виходу пірогазу, що перешкоджає винесенню з печі летючих сполук ряду радіонуклідів та важких металів, а також дозволяє переробляти відходи і зливати шлаковий розплав без додавання флюсів.

Плавлений шлак являє собою базальтоподібний моноліт, де вміст оксиду алюмінію досягає 28%; оксиду кремнію до 56%; оксиду натрію від 2,5 до 11 %. Отримуваний радіоактивний шлак є надзвичайно стійким до хімічного впливу.

Отримуваний в шахтній печі пірогаз матиме теплотворну здатність близько 5 МДж/м³. Це дозволяє, після початкового нагріву за допомогою плазматрона, підтримувати необхідну температуру в камері допалювання за рахунок тепла, що виділяється при згорянні пірогазу, при вимкненому плазмовому джерелі нагрівання, і ефективно спалювати смоли і сажу.

Доведено, що плазмова технологія переробки РАВ дозволяє суттєво скоротити об'єми відходів та розміщувати їх на тривале зберігання з найбільш ефективним використанням сховищ.

Ключові слова: радіоактивні відходи, плазмова переробка, плазмохімічний реактор, дуговий плазмотрон, радіаційна безпека, шлаковий компаунд.

© Семерак М. М., Лис С. С., Коваленко Т. П., 2019

У багатьох країнах, що мають атомну енергетику та ядерні об'єкти, накопичилися значні кількості радіоактивних відходів (РАВ). Значна кількість радіоактивних відходів утворюється при переробці відпрацьованого ядерного палива, переробка якого породжує безліч складних проблем пов'язаних з радіаційною та екологічною безпекою високоактивних відходів переробки.

Найбільш поширений сьогодні спосіб поводження з РАВ є цементування, що призводить до збільшення обсягу радіоактивних матеріалів [1]. Ще один спосіб — спалювання радіоактивних відходів, який є одним з найбільш поширених та ефективних, що дозволяє значно скорочувати обсяг відходів. На спалювання спрямовуються виділені в результаті сортування лише горючі компоненти відходів. Недоліком спалювання радіоактивних відходів є утворення небезпечного для транспортування та захоронення продукту — золи, яка сконцентровує в собі радіоактивні ізотопи.

Значно більш ефективним методом є плазмова переробка РАВ, яка полягає в тому, що низько або середньоактивні радіоактивні відходи переробляються в герметичній печі з дуговими плазматронами. В результаті згорають всі сторонні матеріали і залишається лише невелика кількість радіоактивного залишку — шлакового компаунду.

Плазмові методи прямої переробки радіоактивних відходів дозволяють отримувати продукт, придатний для транспортування і захоронення, або довгострокового зберігання. Їх перевагою перед методом спалювання є як збільшення коефіцієнту скорочення об'єму відходів в десятки разів і зниження об'ємів утворення вторинних відходів, так і отримання продукту у вигляді плавеного шлакового компаунда з максимальним ступенем включення радіонуклідів і високою хімічною стійкістю до впливу навколишнього середовища.

Саме тому у світі зростає інтерес до можливості використання плазмових технологій з метою зменшення об'єму і вартості переробки радіоактивних відходів.

Аналіз літературних даних та постановка проблеми

Проблема утилізації радіоактивних відходів є однією з найбільших у атомній енергетиці. На всіх етапах ядерно-промислового циклу накопичуються значні кількості твердих РАВ [1, 2], так в реакторах АЕС загальною електричною потужністю 1 ГВт на рік утворюються 300–500 м³ твердих РАВ, а від переробки опроміненого палива утворюється ще 10 м³ високоактивних РАВ, а також 40 м³ відходів середньої активності та 130 м³ відходів низької активності.

Радіоактивні відходи (РАВ) являють собою радіоактивні матеріали різного агрегатного стану (гази, розчини, матеріали та вироби, біологічні об'єкти) для поводження з якими розроблені відповідні національні норми, правила і стандарти, засновані на рекомендаціях Міжнародної комісії з радіологічного захисту (МКРЗ) та Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ). У категорії гамма-випромінюючих РАВ з невідомою питомою активністю застосовується класифікація, яка підрозділяє їх на низько-, середньо- і високоактивні за критерієм потужності поглиненої в повітрі дози на відстані 0,1 м від поверхні, на якій знаходяться РАВ [2].

Високоактивні РАВ від переробки палива так само, як і високоактивні відходи, що виникають під час експлуатації АЕС, містять радіонукліди, отримані в процесі

Таблиця 1. Номенклатура РАВ України за видами технологій атомної енергетики і позатехнологічних джерел

Виробництво і процеси	Види радіоактивних відходів	
	Рідкі РАВ	Тверді РАВ
1. Підприємства ядерно паливного циклу		
1.1. Видобуток і збагачення уранової руди	Шахтні води, маточні розчини	Відходи споживання, хвости після вилугування
1.2. Збагачення урану і виготовлення тепловиділяючих елементів і збірок	Маточні розчини та промислові води	Відходи споживання, залишки від переробки
1.3. Виробництво електричної і теплової енергії на атомних станціях	Промислові води, контурні води, розчини дезактивації, регенератори, пульпа	Фільтри, обладнання, одяг, ізоляційні матеріали, обладнання першого контуру
1.4. Радіохімічні технології на перероблюючих підприємствах ЯПЦ	Промислові води, води санітарних пропускників і спецпралень, розчини дезактивації, регенератори, однохвостовий розчин, пульпа	Фільтри, обладнання, одяг, оболонки твелів
1.5. Вивід об'єктів атомної промисловості з експлуатації, утилізація блоків і конструкцій	Води санпропускників і спецпралень, промислові води, контурні води, розчини дезактивації, регенератори, пульпа	Одяг, засоби індивідуального захисту, обладнання, ізоляція, кабельна продукція, будівельне сміття, облицювання, обладнання першого контуру, деталі реактора
2. Відновлення територій, забруднених в результаті експлуатації об'єктів і аварійних ситуацій		
2.1. Території, які радіоактивно забруднені в результаті аварій (Україна — зона відчуження ЧАЕС)	Вода і мулові відкладення водойм-охолоджувачів і накопичувачів; забруднені ґрунти і підземні води, води басейнів витримки, гідроокиснювальні пульпи басейнів-сховищ	Радіоактивно забруднений ґрунт, тверді РАВ, відходи дезактивації сховищ

ядерних реакцій: продукти поділу і трансуранові елементи (ТУЕ), які утворюються з атомів ^{238}U в активній зоні ядерного реактора при поглинанні ними нейтронів з подальшим β -розпадом. Ці високоактивні відходи складають за обсягом близько 3 % всіх радіоактивних відходів, що утворюються в світі, але вони містять до 95 % всієї активності [2, 3]. Радіонуклідний склад продуктів поділу дуже складний і залежить від часу опромінення та динамічної рівноваги їх утворення, вигорання та α -розпаду.

Поряд з продуктами поділу, відходи АЕС і відходи від переробки палива містять активовані продукти корозії оболонок палива та обладнання, реагенти, передбачені хіміко-технологічними процесами, а також трансуранові елементи. За рахунок високої активності РАВ вимагають додаткових заходів при їх зберіганні й захороненні. У процесі виробничої діяльності ядерно паливного циклу (ЯПЦ) України утворюються різні види РАВ [2, 4], їх номенклатура приведена в таблиці 1.

Мета. Проблема утилізації РАВ з кожним роком буде зростати, так як за прогнозними оцінками МАГАТЕ в найближчі роки необхідно буде знято з експлуатації близько 65 ядерних реакторів АЕС і 260 ядерних установок, що використовуються в наукових сферах, термін експлуатації яких наближається до завершення [3–5]. Тому метою роботи є аналіз процесу плазмової переробки радіоактивних відходів, який дозволяє отримувати продукт, придатний для транспортування і захоронення або довгострокового зберігання.

Матеріали та методи дослідження

Запропоновано конструкцію реактора плазмової переробки радіоактивних відходів рис. 1, яка дозволяє підвищити ефективність процесу плазмового перероблення РАВ шляхом збільшення швидкості та інтенсивності процесу плазмового піролізу, а також дозволяє вирішити проблеми екологічної утилізації РАВ.

Запропоновано реактор, який має бункер завантаження РАВ, шахтну піч, два плазмотрони, камеру плавлення, канал відводу розплавленого шлаку та пірогазу. Шахтна піч виконана з вогнетривких і теплоізоляційних матеріалів з зовнішнім облицюванням сталевим листом. Джерелом нагріву печі служать встановлені в нижній частині печі два дугові плазмотрони, які забезпечують нагрів повітря до температур 3500–7000 °С. Як плазмостворюючий газ використовується повітря. Для нагріву печі та камери допалювання передбачені плазмотрони постійного струму електричною потужністю 100–150 кВт кожен, які забезпечують температуру в камері плавлення 1500–1800 °С. Камера піролізу реактора виконана у вигляді циліндра, розміщеного вертикально в шахтній печі, а отвір для зливу розплавленого шлаку розміщений в нижній частині камери плавлення, що виключає зависання палива в камері піролізу та накопичення його в нижній частині камери плавлення.

Реактор дозволяє переробляти радіоактивні відходи змішаного типу, що включають як горючі, так і негорючі компоненти. Відходи можуть бути упаковані, або подрібнені.

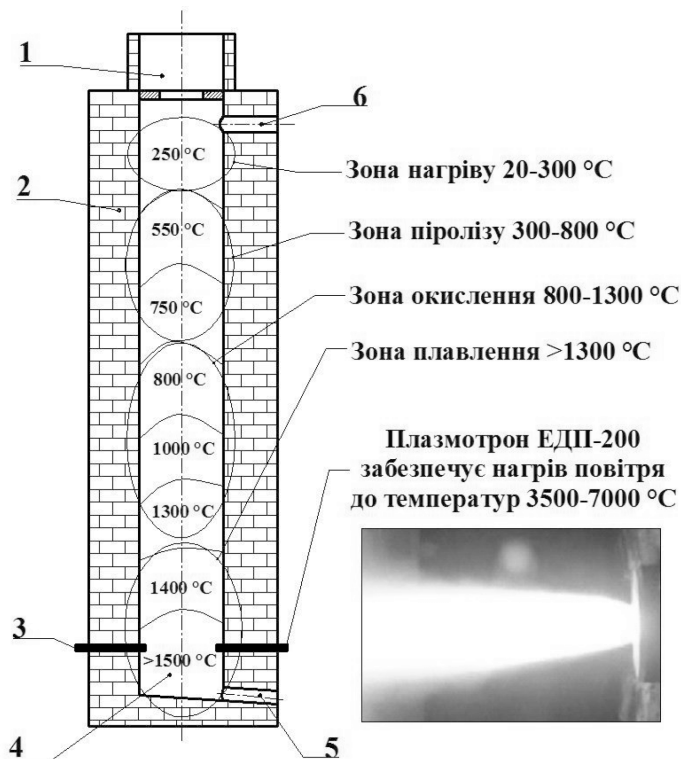


Рис. 1. Схема реактора плазмової переробки РАВ:
1 — бункер завантаження РАВ; 2 — шахтна піч; 3 — плазмотрон; 4 — камера плавлення; 5 — канал відводу розплавленого шлаку; 6 — канал відводу пірогазу.

Вибрані технологічні режими мають забезпечувати температуру в камері плавлення від 1500 °С (рис. 1), а у верхній частині в зоні виходу пірогазу до 250 °С, що перешкоджає винесенню з печі летких сполук ряду радіонуклідів та важких металів, а також дозволяє переробляти відходи і зливати шлаковий розплав без додавання флюсів.

Отримуваний в шахтній печі пірогаз матиме теплотворну здатність близько 5 МДж/м³ [2]. Це дозволяє, після початкового нагріву за допомогою плазмотрона, підтримувати необхідну температуру в камері допалювання за рахунок тепла, що виділяється при згорянні пірогазу, при вимкненому плазмовому джерелі нагрівання, і ефективно спалювати смоли і сажу. Об'єми газів, що виходять на виході з шахтної печі коливаються в межах від 100 до 150 м³/год, на виході установки — від 450 до 550 м³/год. Винесення радіонуклідів цезію-137 та 134 з шахтної печі не повинно перевищувати 10 %, кобальту-60 — 3 %, трансуранових елементів — в межах 1 % при середній об'ємній активності пірогазу на виході з шахти 0,1–2 кБк/м³ (137Cs).

Підготовка і подача радіоактивних відходів

Відходи, що подаються в реактор можуть знаходитися в різних агрегатних станах: твердому, рідкому або газоподібному, в залежності від яких застосовують ті чи інші способи підготовки, дозування та подачі сировини в плазмохімічний реактор.

Для збільшення поверхні розділу фаз тверді відходи необхідно подрібнити [6]. Ступінь подрібнення відходів залежить від способу їх подальшої переробки. Основними є три способи переробки відходів:

- відходи подаються в плазмовий струмінь і переміщуються разом з ним;
- відходи знаходяться в підвішеному шарі;
- відходи обробляються плазмою в нерухомому шарі.

При переробці подрібнених відходів в нерухомому шарі характерний лінійний розмір фракцій становить 10^{-2} – 10^{-1} м; при переробці в киплячому шарі розмір фракцій дорівнює 10^{-3} – 10^{-2} м, а при переробці порошку в плазмовому струмені — 10^{-6} – 10^{-4} м. Подача твердих відходів в плазмохімічний реактор і дозування залежать від його фракційного складу.

Подача сипучих матеріалів в плазмохімічний реактор і попереднє їх дозування здійснюються механічними або пневматичними пристроями різних типів. Основні вигоди, що пред'являються до них — рівномірність подачі і можливість регулювання витрати.

Перемішування відходів з плазмою в реакторі. Їстотною відмінністю процесу перемішування в плазмохімічному реакторі від перемішування вільних струменів є обмеження обсягу перемішування стінками реактора. Потік можна вважати вільним, поки його граничний шар не зіткнеться зі стінками реактора. Взаємодія потоку зі стінками реактора призводить до додаткової турбулізації, зміни траєкторії руху, виникнення циркуляційних течій. Особливо ускладнюється процес при зіткненні зустрічних струменів.

Для типових варіантів організації процесу перемішування в плазмохімічному реакторі отримані емпіричні співвідношення, які дозволяють визначити довжину зони перемішування L . Знаючи величину L , можна легко визначити тривалість процесу перемішування

$$t = L/U,$$

де U — лінійна швидкість руху середовища в реакторі.

Найбільший інтерес представляють два варіанти, перемішування, при яких струмені плазми і сировини вводяться в реактор — попутно та під кутом.

Застосовується також подача декількох струменів в основний потік, причому можлива подача як струменів плазми в потік відходів, так і струменів відходів в потік плазми.

Схема перемішування плазмового теплоносія з попутним потоком холодних реагентів показана на рис. 2.

Плазма вводиться в циліндричну камеру змішування діаметром D через отвір діаметром d . У цьому випадку

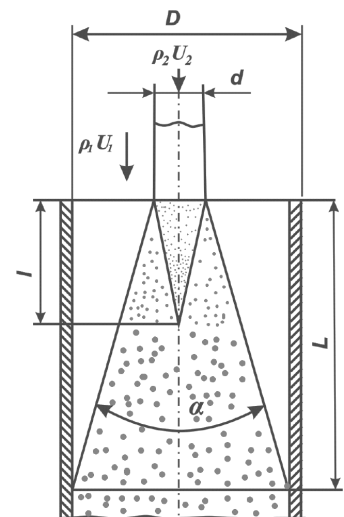


Рис. 2. Схема перемішування плазмового теплоносія з попутним потоком

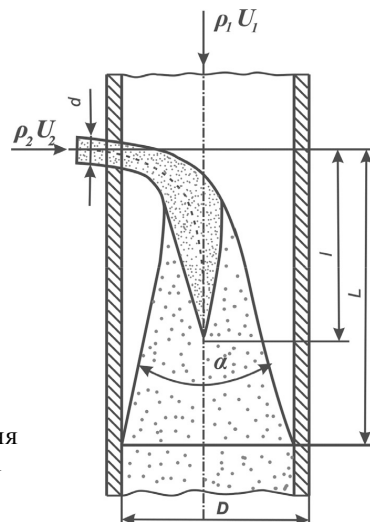


Рис. 3. Схема перемішування при поперечному введенні теплоносія в потік подрібнених РАВ

розподіл теплоносія в реакторі можна вважати сталим, коли зовнішні межі потоку перетнуться зі стінками циліндричної камери змішування за умови, що L більше довжини початкової ділянки струменя. Показано, що в широкому діапазоні значень числа Рейнольдса швидкості і температури турбулентних струменів

$$\operatorname{tg} \frac{\alpha}{2} = 0,22 \dots 0,3.$$

Звідси отримуємо

$$L = D / \operatorname{tg} \frac{\alpha}{2} = (1,7 \dots 1,8).$$

При поперечному введенні плазми в потік сировини (рис. 3) далекобійність плазмового струменя h , тобто відстань по радіусу від стінки реактора до осі введеного потоку в точці, де обидві течії стають співвісними, визначається виразом

$$h/d = 2,48q^{0,26},$$

тут

$$q = \frac{\rho_1 U_1^2}{\rho_2 U_2^2},$$

де ρ_1, U_1 — густина і лінійна швидкість холодного газу відповідно; ρ_2, U_2 — густина і лінійна швидкість гарячого газу відповідно.

Співвідношення справедливе для $U_1 = 10\text{--}50$ м/с; $U_2 = 400\text{--}700$ м/с; $T = (3\text{--}4) \cdot 10^3$ К [6]. Довжина зони змішування L при введенні плазмового струменя в холодний потік менше, ніж при введенні холодного струменя в потік плазми, оскільки кут розкриття плазмового струменя більше, ніж холодного. Довжина зони змішування L в циліндричному каналі зазвичай не перевищує $2D$. Зменшуючи діаметр каналу D , можна зменшити L , проте завжди повинна дотримуватися умова $L \gg 1$. Виходячи з наближеної моделі турбулентного струменя і останньої умови, можна встановити співвідношення між діаметром гирла і змішувальної ділянки реактора $D = (2,5\text{--}3,5)d$.

При радіальній подачі кількох струменів в реактор (рис. 4) можливі два варіанти: струмені досягають осі змішування і розгортаються по потоку та струмені співударяються на осі змішування.

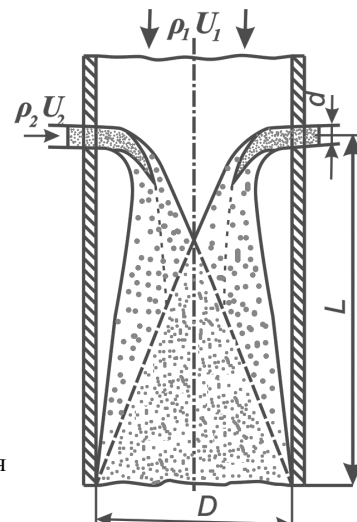


Рис. 4. Схема перемішування при радіальній подачі струменя

У другому варіанті перемішування є більш інтенсивним внаслідок додаткового дроблення стикаючихся струменів. При перемішуванні з співударяючимися струменями рекомендується співвідношення

$$D \leq (6 \dots 8)d.$$

Перемішування буде ефективним при $q > 100$ [6]. Якщо $q > 200\text{--}300$, то довжина зони перемішування практично не залежить від значення гідродинамічного параметра q і зазвичай не перевищує $2D$. При радіальній подачі кількох струменів плазми пропорційно зменшується одинична потужність плазмотрона. Це дозволяє створювати агрегати великої одиничної потужності за рахунок роботи декількох плазмотронів на одну камеру змішування.

Експериментально встановлено, що змішування плазових струменів з холодним потоком подрібнених РАВ найбільш інтенсивне при дотриманні умови

$$\varphi = \frac{F_{\text{пл}} \rho_2 U_2^2}{F_{\text{я}} \rho_1 U_1^2},$$

де $F_{\text{пл}}$ — площа перетину каналу закінчення потоку; $F_{\text{я}}$ — площа перетину ядра, що утворилося при зіткненні плазових струменів.

З певним ступенем точності можна прийняти

$$F_{\text{я}} = 0,785d^2,$$

де d — діаметр сопла плазмотрона.

Іноді більш доцільна подача кількох сировинних струменів в співвісний з реактором потік плазми. В цьому випадку задають допустиму тривалість змішування, а також витрату подрібнених РАВ. Потім визначають швидкість осевого потоку на вході в змішувач

$$U_1 = \left[V_0 \left(\frac{1}{0,004\beta \sqrt{T/P}} \right)^{-2} \right]^{\frac{1}{3}},$$

де V_0 — об'ємна витрата газу осевого потоку при нормальних умовах; t — задана тривалість змішування;

$$\beta = \frac{1 + m_2/m_1}{1 + m_2/2m_1},$$

тут m_1, m_2 — масові швидкості осевого потоку і введених в нього струменів відповідно; T, P — температура і тиск в початковому перерізі відповідно.

Діаметр осевого потоку в початковому перерізі визначається за рівнянням

$$D = 0,00114 \sqrt{\frac{V_{ol}}{U_1} \cdot \frac{T}{P}}.$$

Довжину змішування можна легко знайти з експериментальної залежності

$$L = 3,2D.$$

Використання закручених струменів інтенсифікує перемішування. Основними відмінностями закручених струменів є більш інтенсивне розширення струменя і швидке загасання надлишкової швидкості та інших параметрів уздовж її осі. Слід враховувати, що при інтенсивному закручуванні струменя поблизу гирла на осі виникає область поворотної течії. Перемішування можна також інтенсифікувати накладанням на систему коливальних, наприклад, акустичних або гідродинамічних пульсацій.

Нагрівання сировини. Тривалість нагрівання газоподібних радіоактивних відходів дорівнює тривалості перемішування його з плазмою до молекулярного рівня [6]. Частинки рідких або твердих РАВ після перемішування мають більш низьку температуру, ніж навколишній їхній газ, і для їх нагрівання потрібен додатковий час. Для забезпечення швидкого нагрівання рідкі або тверді частинки, що подаються в плазموхімічний реактор, повинні бути досить малі. Це пояснюється тим, що нагрівання частинки плазмою відбувається за рахунок тепловіддачі від плазми до поверхні частинки і подальшого поширення теплоти всередину частинки шляхом теплопровідності. Критерієм відношення зовнішньої тепловіддачі і внутрішньої теплопровідності є критерій Біо

$$Bi = \frac{\alpha \cdot l}{\lambda},$$

де α — коефіцієнт тепловіддачі від плазми до частинки; λ — коефіцієнт теплопровідності частинки; l — характерний лінійний розмір частинки.

Якщо:

- $Bi < 1$ — лімітуючим буде зовнішній теплообмін;
- $Bi > 1$ — основним фактором підвищення ефективності теплообміну є збільшення часу нагрівання;
- $Bi = 1$ — зовнішні і внутрішні термічні опори рівні.

Внутрішнім термічним опором частки можна знехтувати, якщо $Bi \leq 0,2$. Визначимо, якому розміру частки це відповідає. Нехай коефіцієнт тепловіддачі від плазми до частинки $\alpha = 100$ Вт/(м²К), а коефіцієнт теплопровідності матеріалу частинки $K = 0,1$ Вт/(м К), тоді

$$l = Bi \frac{\lambda}{\alpha} = 0,2 \frac{0,1}{100} = 0,0002 = 0,0002 \text{ м} = 200 \text{ мкм}.$$

Нагрівання твердих та рідких частинок часто супроводжується фазовими переходами: плавленням, випаровуванням або сублімацією.

Перехід речовини з конденсованої фази в газову при її нагріванні призводить до суттєвої інтенсифікації наступних процесів. Так, наприклад, гомогенне відновлення вольфраму з оксидів в газовій фазі відбувається швидше твердофазного відновлення.

Швидкість випаровування малих частинок можна оцінити за рівнянням

$$V_s = - \frac{dm}{dt} = 2\pi ab^2 \rho D,$$

де a — діаметр частинки; b — зовнішній діаметр плівки газу; ρ — парціальна густина парів випаровуваної речовини; D — коефіцієнт дифузії пари.

З рівняння стану ідеальних газів

$$\rho = PM/R_0T.$$

Для розрахунку коефіцієнта дифузії пари використаємо рівняння

$$D = \frac{3}{8\pi d^2} \left[\frac{kT(m_1 + m_2)}{2\pi m_1 m_2} \right]^{1/2},$$

де d — діаметр молекули пари; m_1, m_2 — молекулярна маса пари і газу відповідно.

Слід враховувати, що частки конденсованої фази, як правило, немонодисперсні. Закон розподілу часток за розмірами визначається способом їх підготовки, наприклад, диспергуванням рідини форсунками, подрібненням твердих тіл [6]. Тому тривалість нагрівання окремих фракцій буде різною. У той час як дрібні частинки вже нагріються до заданої температури, великі будуть ще відносно холодними. Для інтенсифікації теплообміну частинок різних розмірів при $Bi < 1$ необхідно забезпечити якомога більшу швидкість їх руху щодо газової фази. На руху в плазмі частку діють дві протилежно спрямовані сили — сила інерції і сила тертя. Під дією сили тертя тверді частинки і газ неминуче зближуються і інтенсивність теплообміну стає мінімальною. Час, необхідний для досягнення стану, при якому швидкість частинки складе 95 % від швидкості газу (або навпаки), можна визначити з виразу

$$t = 0,666r^2/\alpha,$$

де α — динамічна в'язкість плазми; r, ρ — радіус і густина частки відповідно.

Якщо на двофазний потік накласти коливання з частотою

$$f \geq 1,5\alpha/r^2,$$

то кожен раз після прирівняння швидкості газу і конденсованих частинок газ буде прискорюватися щодо останніх, сприяючи інтенсифікації процесу тепловіддачі.

Частота коливальних для частинок різного фракційного складу повинна бути різною. Так, для нагріву в повітряній плазмі твердих частинок радіусом $0,5 \cdot 10^{-5}$ м і густиною

3970 кг/м³ розрахункова частота коливань дорівнює 1030 Гц, а для частинок радіусом $0,5 \cdot 10^{-4}$ м і густиною 2520 кг/м³ — 16,2 Гц [6]. Для максимальної інтенсивності теплообміну полідисперсних частинок необхідно високу частоту коливань, характерну для дрібних частинок, модулювати низькою частотою коливань, що відповідає великим часткам. Накладаючи на потік тільки низькочастотні коливання, можна вибірково інтенсифікувати теплообмін газу з великими частками, тобто зближувати тривалість нагріву частинок різних фракцій.

Обговорення результатів дослідження

Стримуючим фактором у розвитку плазових технологій переробки РАВ є високі ступені виносу легколетких радіонуклідів, перш за все ¹³⁷Cs [7], з плавителів та інших високотемпературних вузлів плазових установок. Проте плазові методи переробки дають можливість створювати в зоні хімічної реакції нерівноважні умови і за рахунок цього досягати надрівноважних виходів продуктів реакції, а також отримувати такі речовини, як з'єднання інертних газів. На відміну від відомих теплоносіїв плазма має низку специфічних властивостей, що значно розширюють її технологічні можливості. За допомогою плазми можна розкласти до атомів найміцнішу хімічну сполуку.

Плазмова переробка радіоактивних відходів дозволяє отримати шлаковий компаунд [2], радіонуклідний та хімічний склад якого представлений в табл. 2, 3.

Таблиця 2. Хімічний склад шлакового компаунду

Компонент	мас. %	Компонент	мас. %
Al ₂ O ₃	18,8–27,9	NiO	0,1–3,7
SiO ₂	35–56	Cr ₂ O ₃	0,2–0,6
Na ₂ O	2,6–11,1	CuO	0,1–3,1
K ₂ O	0,6–2,1	Fe ₂ O ₃	1,5–8,5
CaO	2,1–8,7	ZnO	0,1–13
MgO	1,2–2,9	P ₂ O ₅	0,3–0,7
B ₂ O ₃	0,7–3,7	S	0,06–0,1
PbO	0,3–4,1		

Таблиця 3. Радіонуклідний склад шлакового компаунду

Компонент	Бк/кг	Компонент	Бк/кг
Σβ від. ¹³⁷ Cs	$1 \cdot 10^4$ – $1,3 \cdot 10^6$	²²⁶ Ra	38–590
Σα від. ²³⁹ Pu	$5 \cdot 10^3$ – $7 \cdot 10^6$	²³⁹ Pu	$(0,2–6) \cdot 10^5$
²⁴¹ Am	$(0,5–3) \cdot 10^4$	²³⁸ Pu	$9 \cdot 10^2$ – $3 \cdot 10^5$
¹³⁷ Cs	$3 \cdot 10^3$ – $2 \cdot 10^5$	²³⁸ U	$(1–6) \cdot 10^3$
¹³⁴ Cs	$8 \cdot 10^2$ – $1,3 \cdot 10^4$	²³⁵ U	50–210
⁹⁰ Sr+ ⁹⁰ Y	$2 \cdot 10^3$ – $3 \cdot 10^5$	²³⁴ U	$(0,3–1,4) \cdot 10^4$
⁶⁰ Co	$(0,5–3) \cdot 10^3$		

Плавлений шлак являє собою базальтоподібний моноліт, де вміст оксиду алюмінію досягає 28%; оксиду кремнію до 56%; оксиду натрію від 2,5 до 11 % (табл. 2).

У плавленому шлаку надійно фіксуються також оксиди важких металів, таких як свинець, нікель, мідь, цинк та ін. Густина шлаку становить 2,2–3,5 г/см³. Отримуваний радіоактивний шлак є надзвичайно стійким до хімічного впливу. Швидкість вилугування радіонуклідів (¹³⁷Cs) у воді [2, 7], в середньому, була на порядок нижча аналогічного показника для бор силікатного скла і перебувала на рівні 10^{-6} г/см² на добу.

У той же час плазові методи прямої переробки радіоактивних відходів дозволяють отримувати продукт, придатний для транспортування і захоронення або довгострокового зберігання.

Висновки

1. У роботі показано можливість плазової переробки низько або середньоактивних радіоактивних відходів в реакторі з дуговими плазматронами, в результаті чого залишається лише невелика кількість надзвичайно стійкого до хімічного впливу радіоактивного шлаку, в якому надійно фіксуються оксиди важких металів.

2. Досліджено способи підготовки, дозування та подачі РАВ в плазмохімічний реактор. Для збільшення поверхні розділу фаз тверді відходи необхідно подрібнити. Ступінь подрібнення відходів залежить від способу їх подальшої переробки.

3. Запропоновано конструкцію реактора плазової переробки радіоактивних відходів, яка дозволяє підвищити ефективність процесу плазового перероблення РАВ шляхом збільшення швидкості та інтенсивності процесу плазового піролізу.

4. Використання плазової технології переробки РАВ дозволить максимально скоротити об'єми відходів (приблизно в 50 раз) і розмішувати їх на тривале зберігання з найбільш ефективним використанням об'ємів сховищ і забезпеченням безпеки для навколишнього середовища.

Список використаної літератури

1. Носовский А. В., Алексеева З. М., Борозенец Г. П. та ін. Поводження з радіоактивними відходами / за ред. А. В. Носовського. Київ: Техніка, 2007. С. 84–135.
2. Бурячок Т. О. та ін. Энергетика: історія, сучасність і майбутнє. Кн. 5: Электроенергетика та охорона навколишнього середовища. Функціонування енергетики в сучасному світі / наук. ред. В. Н. Клименко, Ю. О. Ландау, І. Я. Сігал. Київ, 2013. 390 с.
3. Ковтун Ю. В., Скібенко Є. І., Юферов В. Б. Магніто-плазові сепараційні технології і їх можливе використання для переробки ВЯП і РАВ. *Ядерні та радіаційні технології*. 2007. № 1–2, т. 7. С. 72–80.
4. Каренгин А. Г., Шахматова О. Д. Моделирование процесса плазменной утилизации жидких радиоактивных отходов. *Вестник науки Сибири*. 2012. № 2(3). С. 22–26.
5. Gavrilovskiy D. V. and others. About the disposal of radioactive waste from nuclear reactors in Russia. *Izvestiya vuzov. Severo-Kavkazskii region. Natural science*. 2016. No. 4. P. 62–66.
6. Каренгин А. Г. Плазменные процессы и технологии: учебное пособие. Томск : Изд-во ТПУ, 2010. 160 с.
7. Bobrakov A. N. and others. Plasma Processing of Radioactive Caesium Wastes in Shaft Furnace. *Ecology and Industry of Russia*. 2014. No. 4. P. 4–8.

References

1. Nosovskyy A. V., Alekseyeva Z. M., Boroznets' H. P. et al. (2007) Radioactive Waste Management [Povodzhennya z radioaktyvnymy vidkhodamy], za red. A. V. Nosovskoho, Tekhnika, Kiev, 84–135.
2. Buryachok T. O. et al. (2013), Power Engineering: History, Present, and Future. Book 5: Electrical Power Engineering and Environmental Protection. Power Engineering in Modern World [Enerhetyka: istoriya, suchasnist' i maybutnye. Kn. 5: Elektroenerhetyka ta okhorona navkolyshn'oho seredovyshcha. Funktsionuvannya enerhetyky v suchasnomu sviti], nauk. red. V. N. Klymenko, Yu. O. Landau, I. Ya. Sihal. Kiev, 390 p.
3. Kovtun Yu. V., Skibenko Ye. I., Yuferov V. B. (2007) Magnetic-Plasma Separation Techniques and Their Use for Spent Fuel and Radioactive Waste Processing [Mahnito-plazmovi separatsiyni tekhnolohiyi i yikh mozhlyve vykorystannya dlya pererobky VYAP i RAW], *Yaderni ta radiatsiyni tekhnolohiyi*, No. 1–2, Vol. 7, 72–80.
4. Karengin A. G., Shakhmatova O. D. (2012) “Modeling the plasma processing of liquid radioactive waste” [Modelirovaniye protsessa plazmennoy utilizatsii zhidkikh radioaktivnykh otkhodov], *Vestnik nauki Sibiri*, No. 2(3), 22–26.
5. Gavrilovskiy D. V. et al. (2016) “On the disposal of radioactive waste from nuclear reactors in Russia”, *Izvestiya vuzov. Severo-Kavkazskii region. Natural science*. No. 4, 62–66.
6. Karengin A. G. (2010) Plasma Processes and Technologies: Handbook [Plazmennyye protsessy i tekhnologii: uchebnoye posobiye], Izd-vo TPU, Tomsk, 160 p.
7. Bobrakov A. N. et al. (2014) “Plasma processing of radioactive caesium wastes in shaft furnace”, *Ecology and Industry of Russia*. No. 4, 4–8.

Анализ процесса плазменной переработки радиоактивных отходов

Семерак М. М., Лыс С. С., Коваленко Т. П.

Национальный университет «Львовская политехника», г. Львов, Украина

Показана возможность плазменной переработки низко или среднеактивных радиоактивных отходов в реакторе с дуговым плазматроном. Предложена конструкция реактора плазменной переработки радиоактивных отходов, которая позволяет повысить эффективность процесса плазменной переработки радиоактивных отходов (РАВ) путем увеличения скорости и интенсивности процесса плазменного пиролиза.

Исследованы разные способы подготовки, дозирования и подачи РАО в плазмохимический реактор. Отходы, которые подаются в реактор могут находиться в разных агрегатных состояниях: твердом, жидком или газообразном, в зависимости от которых применяют те или другие способы подготовки, дозирования и подачи сырья в плазмохимический реактор. Для увеличения поверхности раздела фаз твердые отходы необходимо измельчить. Степень измельчения отходов зависит от способа их дальнейшей переработки.

Реактор позволяет перерабатывать радиоактивные отходы смешанного типа, которые включают как горючие, так и негорючие компоненты. Отходы могут быть упакованы, или измельчены. Выбранные технологические режимы должны обеспечивать температуру в камере плавления от 1500 °C и в верхней части до 250 °C в зоне выхода пирогаза, что препятствует вынесению из печи летучих соединений ряда радионуклидов и тяжелых металлов, а также позволяет перерабатывать отходы и сливать шлаковый расплав без добавления флюсов.

Плавленный шлак является собой базальтоподобный монолит, где содержание оксида алюминия достигает 28%; оксида кремния 56%;

оксида натрия от 2,5 до 11 %. Получаемый радиоактивный шлак является чрезвычайно стойким к химическому влиянию.

Получаемый в шахтной печи пирогаз будет иметь теплотворную способность около 5 МДж/м³. Это позволяет, после начального нагрева с помощью плазматрона, поддерживать необходимую температуру в камере дожигания за счет тепла, которое выделяется при сгорании пирогаза, при выключенном плазменном источнике нагревания, и эффективно сжигать смолы и сажу.

Доказано, что плазменная технология переработки РАВ позволяет существенно сократить объемы отходов и размещать их на длительное хранение с наиболее эффективным использованием хранилищ.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, плазменная переработка, плазмохимический реактор, дуговой плазматрон, радиационная безопасность, шлаковый компаунд.

Analysis of the Plasma Recycling Process of Radioactive Waste

Semerak M., Lys S., Kovalenko T.

National University "Lviv Polytechnic", Lviv, Ukraine

The possibility of the plasma processing of low-level or intermediate-level radioactive wastes in the reactor equipped with arc plasmatrons is shown. The reactor design for the plasma processing of the radioactive wastes that allows promoting the efficiency of the plasma processing of the radioactive wastes (RAW) by the increasing of the speed and the intensity of the plasma pyrolysis is proposed.

The various methods for RAW preparation, dosage and supply into the plasmochimical reactor have been investigated. The waste which is supplied to the reactor can be in various aggregate states (solid, liquid or gaseous) depending on which different kinds of preparation, dosage, and supply of RAW materials to the plasmochimical reactor are used. The solid waste must be ground for increasing of the phase separation surface. The degree of grinding of the wastes depends on their further reprocessing.

The reactor allows processing of the mixed-type radioactive waste, which includes both combustible and non-combustible components. The wastes can be packed or ground up. The selected technological regimes should provide temperature from 1500 °C in the melting chamber to 250 °C in the upper part in the pyrogas exit zone to prevent the flow-out of volatile compounds of a series of radionuclides and heavy metals from the furnace and to process the waste and merge slag melt without adding of fluxes.

The fused slag is a basaltiform monolith, where the content of aluminum oxide reaches 28%; silicon oxide up to 56%; sodium oxide from 2.5 to 11 %. The resulting radioactive slag is extremely resistant to the chemical influence.

The pyrogas produced in the shaft furnace will have a heating value of about 5 MJ/m³. This allows, after initial heating by plasmatron, maintaining the required temperature in the combustion chamber due to the heat released during combustion of the pyrogas, when the plasma heating source is switched off, and burning the resin and soot effectively.

It is proved that the plasma technology for RAW reprocessing allows a significant reduction in waste volumes and waste placement for long-term storage with the most efficient use of storage facilities.

Key words: radioactive waste, plasma processing, plasmochimical reactor, arc plasmatron, radiation safety, slag compound.

Отримано 06.09.2018

Nuclear Fuel Cycle with Minimized Waste

Moiseenko V.

National Science Centre «Kharkov Institute of Physics and Technology», Kharkiv, Ukraine

ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-9431-5617>

Chernitskiy S.

National Science Centre «Kharkov Institute of Physics and Technology», Kharkiv, Ukraine

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-7925-7807>

A uranium-based nuclear fuel and fuel cycle are proposed for energy production. The fuel composition is chosen so that during reactor operation the amount of each transuranic component remains unchanged since the production rate and nuclear reaction rate are balanced. In such a 'balanced' fuel only uranium-238 content has a tendency to decrease and, to be kept constant, must be sustained by continuous supply. The major fissionable component of the fuel is plutonium is chosen. This makes it possible to abandon the use of uranium-235, whose reserves are quickly exhausted. The spent nuclear fuel of such a reactor should be reprocessed and used again after separation of fission products and adding depleted uranium. This feature simplifies maintaining the closed nuclear fuel cycle and provides its periodicity. In the fuel balance calculations, nine isotopes of uranium, neptunium, plutonium and americium are used. This number of elements is not complete, but is quite sufficient for calculations which are used for conceptual analysis. For more detailed consideration, this set may be substantially expanded. The variation of the fuel composition depending on the reactor size is not too big. The model accounts for fission, neutron capture and decays. Using MCNPX numerical Monte-Carlo code, the neutron calculations are performed for the reactor of industrial nuclear power plant size with MOX fuel and for a small reactor with metallic fuel. The calculation results indicate that it is possible to achieve criticality of the reactor in both cases and that production and consuming rates are balanced for the transuranic fuel components. In this way, it can be assumed that transuranic elements will constantly return to such a reactor, and only fission products will be sent to storage. This will significantly reduce the radioactivity of spent nuclear fuel. It is important that the storage time for the fission products is much less than for the spent nuclear fuel, just about 300 years.

Keywords: fast reactor, spent nuclear fuel, MCNPX calculations, neutron spectrum, reaction rates.

Fast reactors offer better usage of fissionable materials and less nuclear waste production than thermal reactors. Uranium 235 becomes scarce, and uranium-plutonium fuel cycle should come to play. Without uranium-235, the major fissionable component of the fuel is plutonium, which is not a natural resource and should be bred artificially. Plutonium is the component of the nuclear waste from light water reactors (LWRs). A substantial amount of weapon-grade plutonium has been collected up to now, as well. It could also be used in fast reactor fuel. The problem of plutonium production may arise in future when the LWRs will leave the power production market. This problem must be solved by breeding plutonium at the place. Fast reactors also produce excessive neutrons and, therefore, can breed plutonium from the uranium. However, this technology is not fully developed yet to breed plutonium in sufficient amount. In a fast reactor a problem is that a plutonium fuel has a deficit in delayed neutrons which decrease the reactor controllability [1, 2] and safety. A negative feedback is useful in such a situation because the low portion of delayed neutrons results in narrower margins for reactor control. In thermal reactors the negative feedback is provided by the Doppler effect. The value of the Doppler effect at the fast reactors is reduced, which leads to weakening of nuclear safety in the case of accident situations, such as an increase of the temperature of the fuel in the reactor core. Therefore, to enable the Doppler effect, the spectrum of fast reactors should have a significant portion of low-energy neutrons in the energy range 10^2 – 10^4 eV. This leads to decrease of the average energy of neutrons at the fast reactors to about 2×10^5 eV, which results in substantial decrease of fission rate for a number of transuranic isotopes. This decreases burning rate of heavy transuranic elements that constitute a mostly radiotoxic part of the nuclear waste. Impact of these negative issues may be softened if the number of delayed neutrons is close to such a number in LWR.

Another approach is brought with the breed-and-burn initiative [3, 4]. The key idea is to combine breeding and burning and perform them during a single fuel cycle. Within this initiative, the activity is mainly concentrated on the ideas which provide deep burnout of the nuclear fuel. The traveling wave reactor [2] idea is to burn out more than a half of the loaded fuel. The standing wave reactor project [1, 2] also provides deep burning and has an ambition to reach a commercial application.

The breed-and-burn concept could be applied to more common technologies in which burnout of the fuel is not deep and fuel is reprocessed after 5–10 % of burnout. In connection to this, the idea is to find the transuranic elements composition to which depleted uranium is continuously supplied, and the amount of all other transuranic fuel component remains unchanged in time [5]. This feature simplifies maintaining the closed fuel cycle and provides its periodicity. Such a fuel is called here 'balanced fuel'. For each transuranic component, the balance is achieved by equating burnout and production rates. The production is due to neutron capture by the neighboring lighter isotope and consequent beta-decay. The burnup includes fission, neutron capture and decays. The "reconditioning" of the balanced fuel that reached its radiation damage limit may be performed without separation of its transuranic components. Only separation of fission products is necessary. The fission products need to be stored then in nuclear repositories. It is important that the storage time for the fission products is much less than for the spent nuclear fuel, just about 300 years [6].

As an example of implementation of the balanced fuel concept, two versions of high temperature gas-cooled nuclear energy fast reactor with helium coolant are proposed. Helium is the one of least reactive element and has thermal conductivity greater than other gases, except of hydrogen. Gas-cooled reactor

is the safest because the gas almost does not absorb neutrons and, therefore, does not affect the reactor reactivity. In addition, gas-cooled reactor has a possibility to be refueled without being shut down. This on-load refueling is beneficial in commercial sense. It should be emphasized that in this paper the authors deal with the possibility of creating a balanced fuel taking into account only nine mostly important nuclei, but for more detailed consideration this set may be substantially expanded.

1. Isotope balance

The scheme of nuclear transformations of ^{238}U under neutron irradiation (see e.g. [7]) is shown in Fig. 1. This chain is not complete, but its accuracy is quite sufficient for calculations which are used for conceptual analysis. It is rather often applied for studying fast reactors (see e.g. [8]).

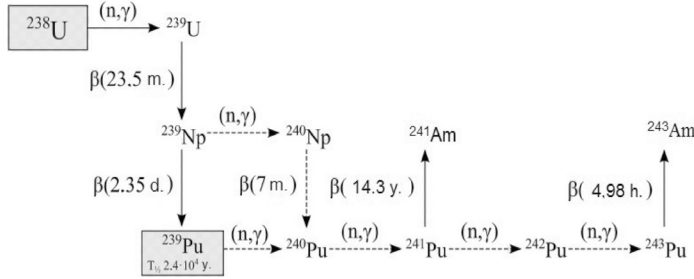


Fig.1. Scheme of ^{238}U transformations under neutron irradiation

Neutron captures with consequent beta decays result in increase of the nuclear number. In the model for the nuclei amount balance, the chain is started with ^{238}U and ended at the americium isotopes ^{241}Am and ^{243}Am . The evolution of the isotope content is considered in frame of a single-group neutron model. The balance equations (Bateman 0D equations) read:

$$\begin{aligned} \frac{dN_i}{dt} = & -(\sigma_{f,i}\Phi + \sigma_{c,i}\Phi + \Lambda_i)N_i + \\ & + (1 - \delta_{9,i})[(1 - \delta_{3,i})\sigma_{c,i-1}\Phi + \Lambda_{i-1}]N_{i-1} + \\ & + \delta_{9,i}\Lambda_6N_6 + \delta_{5,i}\sigma_{c,3}\Phi N_3 + \sigma_{1,i}I. \end{aligned} \quad (1)$$

Here N_i is the isotope content, index i enumerates isotopes, σ denotes the microscopic cross-section, indices f and c denote fission and neutron capture, $\Lambda_i = \ln 2/T_{1/2,i}$ is the β^- decay rate, Φ is the scalar neutron flux, δ is the Kronecker delta, I is the fuel (^{238}U) supply rate. The cross-sections depend on the neutron spectrum. For this calculation, the spectrum of traveling wave reactor [9] is chosen. The element enumeration, cross-sections and decay rates are given in Table 1. Note that in the calculations beta decays of ^{243}Pu to ^{243}Am are assumed immediate and, therefore, ^{243}Pu is not considered.

The scalar neutron flux magnitude Φ determines the fuel burning rate. It is assumed not to vary in time. Calculations are made for two values: $\Phi = 3 \times 10^{-4} \text{ b}^{-1}\text{day}^{-1} = 3.47 \times 10^{19} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$ and $\Phi = 3 \times 10^{-5} \text{ b}^{-1}\text{day}^{-1} = 3.47 \times 10^{18} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$. The supply of ^{238}U sustains the stationary content of depleted uranium in the reactor. Under such a condition the system of equations (1), which is linear in the isotope contents N_i , has a stationary solution.

The calculation results for two values of Φ are displayed in Table 2. The major component of the balanced fuel content in both cases is depleted uranium. Second and third in amount are the plutonium isotopes ^{239}Pu and ^{240}Pu . These three isotopes

Table 1. Cross sections and decay rates of transuranic isotopes.

Index i	Element	σ_f , b	σ_c , b	Λ , s^{-1}
1	^{238}U	0.0421678	0.174319	4.92×10^{-18}
2	^{239}U	0.41	0.0953	4.92×10^{-4}
3	^{239}Np	0.596865	0.958529	3.4×10^{-6}
4	^{239}Pu	1.64102	0.199029	9.12×10^{-13}
5	^{240}Pu	0.43464	0.28688	3.38×10^{-12}
6	^{241}Pu	1.88931	0.211814	1.54×10^{-9}
7	^{242}Pu	0.298487	0.22972	5.89×10^{-14}
8	^{243}Am	0.256523	0.43667	2.99×10^{-12}
9	^{241}Am	0.325332	1.01117	5.08×10^{-11}

Table 2. Equilibrium concentrations and radioactivity of transuranic isotopes for two values of scalar neutron flux.

Index i	Element	$(\Phi = 3.47 \times 10^{19} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1})$		$(\Phi = 3.47 \times 10^{18} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1})$	
		Conc.	Radioactivity, Bq/kg	Conc.	Radioactivity, Bq/kg
1	^{238}U	0.888	—	0.889	—
2	^{239}U	1.09×10^{-6}	1.19×10^{15}	1.09×10^{-7}	1.19×10^{14}
3	^{239}Np	1.57×10^{-4}	1.18×10^{15}	1.57×10^{-5}	1.19×10^{14}
4	^{239}Pu	8.39×10^{-2}	1.69×10^{11}	8.4×10^{-2}	1.69×10^{11}
5	^{240}Pu	2.31×10^{-2}	1.73×10^{11}	2.28×10^{-2}	1.71×10^{11}
6	^{241}Pu	2.6×10^{-3}	8.9×10^{12}	10^{-3}	3.42×10^{12}
7	^{242}Pu	1.04×10^{-3}	1.36×10^8	4.02×10^{-4}	5.25×10^7
8	^{243}Am	3.46×10^{-4}	2.29×10^9	1.31×10^{-4}	8.72×10^8
9	^{241}Am	8.55×10^{-4}	9.64×10^{10}	3.0×10^{-3}	3.38×10^{11}

constitute more than 99 % of the fuel mixture. The stationary concentrations of them are almost the same for different scalar neutron fluxes. The low concentration of other isotopes is a consequence of the hard (highly energetic) neutron spectrum.

The infinite neutron multiplication factor is calculated following the formula:

$$\eta_\infty = \frac{\sum_{i=1}^9 \sigma_{f,i} \bar{\nu}_i N_i}{\sum_{i=1}^9 (\sigma_{f,i} + \sigma_{c,i}) N_i}, \quad (2)$$

where $\bar{\nu}_i$ is the number of fission neutrons per fission reaction. For $\Phi = 3.47 \times 10^{19} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$, $\eta_\infty = 1.52$ is calculated and, for $\Phi = 3.47 \times 10^{18} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$, the neutron multiplication factor is $\eta_\infty = 1.5$. The effective neutron multiplication factor is higher than unity despite of the presence of the ^{238}U isotope which rather captures neutrons than fissions. If the fuel consists only of three major components (^{238}U , ^{239}Pu and ^{240}Pu) and the corresponding neutron multiplication change is small: $\eta_\infty = 1.56$ in both cases.

The fraction of delayed neutrons

$$\beta_{eff} = \frac{\sum_{i=1}^9 \sigma_{f,i} \bar{\nu}_{dn,i} N_i}{\sum_{i=1}^9 \sigma_{f,i} \bar{\nu}_i N_i}, \quad (3)$$

(here $\bar{\nu}_{dn,i}$ is the number of delayed fission neutrons per fission reaction) is almost the same for slow and fast fuel burning, i.e. $\beta_{eff} = 0.46\%$. This number is higher than the number of delayed neutrons for plutonium isotopes. Although ^{238}U fission rate is small, ^{238}U has a relatively large fraction ($b_{U-238} = 1.5\%$) of delayed neutrons and its contribution to β_{eff} is substantial. Without uranium-238 the fraction of delayed neutrons is more than twice smaller, $\beta_{eff} = 0.21\%$.

The radioactivity of the fuel is high. The major radioactive components are ^{239}U and ^{239}Np , but they are short-lived. The major contribution to the radioactivity of the remainder is due to ^{241}Pu (95 % and 86 % for two neutron flux values). Its decay time is medium, 14.3 years.

2. MCNPX calculations for nuclear reactor

To check a possibility to use the balanced fuel in a nuclear reactor, the MCNP calculations are employed. The nuclear reactor is modeled as a composition of its principal parts. The major simplification of the model is that each part is represented by a uniform mixture of its components.

The calculation are performed for a cylindrical reactor shown in Fig. 2. The feature of this reactor is usage of mixed-oxide fuel (MOX). The gas cooling is employed that simplifies fuel temperature control. In the model, the reactor core has 110 cm in radius and 400 cm in height. Such dimensioned reactor core is comparable to the size of the existing commercial power reactors. The core of the reactor is surrounded by the reflector with a thickness of 15 cm. For the reflector, the lead and bismuth eutectic (LBE) was chosen. The LBE is assumed to be a mixture of 44.5 wt.% lead and 55.5 wt.% bismuth with mass density $10.17 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$ [10].

A shield is used to reflect neutrons and to reduce the neutron and gamma loads of the surrounding area. The shield contains a 60:40 vol.% mixture of the stainless steel alloy S30467 type 304B7 (see Ref. 11) with water. The steel contains 1.75 wt.% of natural boron.

The neutrons are absorbed by boron and, since boron absorbs mostly slow neutrons, they should first be slowed down, which is provided by the water in the vessel. Boron has a stable isotope ^{10}B which absorbs neutrons very efficiently: the absorption cross section of thermal neutrons is about 4000 barn. After absorption of a neutron, the excited nucleus ^{11}B is formed which immediately decays into the stable nucleus ^7Li and an alpha particle.

As well as other parts of the reactor, the core is represented in the model as a homogenized mixture of MOX fuel and coolant. Since the coolant (helium) density is low, in the model its concentration will be small. In these calculations, contribution

of helium coolant to nuclear processes is ignored for the reason of its too small density. Properties of oxide fuel ensuring its widespread usage in nuclear reactors are the high melting point ($\sim 3073^\circ\text{K}$), high endurance to the radiation damage and chemical stability over a wide temperature range. However, the MOX fuel has drawbacks — a low thermal conductivity and low density of fissile components. Low density of the oxide fuel results in necessity of increasing volume occupied by the fuel, and low thermal conductivity leads to high temperature of the fuel. These disadvantages of oxide fuel are less restrictive in industrial reactors with large core.

For calculations, a simplified fuel model which accounts for the nine above mentioned isotopes of uranium, neptunium, plutonium and americium is used. For initial calculations the fuel mixture given in Table 2 supplemented with oxygen is used (see Table 3, column “Initial fuel mixture”). For the reactor model, numerical calculations of kinetics of neutrons are performed with the code MCNPX [12].

Table 3. Isotope composition

Element	Cross section (MCNPX)		Concentration, wt%	
	σ_f, b	σ_c, b	Initial fuel mixture	Final fuel mixture
^{238}U	0.052224	0.217036	0.784685	0.7571993
^{239}U	1.1125	0.449868	1.09×10^{-6}	1.3098311×10^{-6}
^{239}Np	0.518584	1.54867	1.57×10^{-4}	1.8839721×10^{-4}
^{239}Pu	1.691649	0.364	0.07414	0.079766757
^{240}Pu	0.423626	0.423626	0.020414	0.0408094876
^{241}Pu	2.26493	0.37749	0.002305	0.003794
^{242}Pu	0.2979	0.43332	0.00104	0.00221
^{241}Am	0.3114754	1.409836	8.55×10^{-4}	1.0945665×10^{-3}
^{243}Am	0.228758	1.30719	3.46×10^{-4}	6.2385923×10^{-4}
^{16}O	—	—	0.11605691	0.11425755
^4He	—	—	—	0.00005445

The isotope composition of the balanced fuel depends on the neutron spectrum, and refining of the component percentage is necessary because the neutron spectrum in the above-described reactors is not known beforehand. First, the initial fuel composition is used for calculations, and the fission and neutron capture cross sections (see Table 3) are computed for each isotope.

Next, these cross sections are used in the above-described zero-dimensional model instead of cross-sections taken from travelling wave reactor. Then, a new balanced fuel composition is found (see Table 3, column “Final fuel mixture”). This fuel composition was set in the program MCNPX again for further neutron calculations. Such an iteration could be repeated again, but even the single step results in the sufficient accuracy.

Figure 3 shows dependence of the effective neutron multiplication factor on the density of the fuel and the gas coolant averaged over the reactor core. It is seen that the criticality of the system is achieved, $k_{eff} \approx 1$, when the fuel mass density of the homogeneous mixture equals $2.5 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$, which is much less than the fuel mass density.

Figure 4 shows the energy group fluxes (neutron flux integrated over energy intervals) per one fission source neutron averaged over

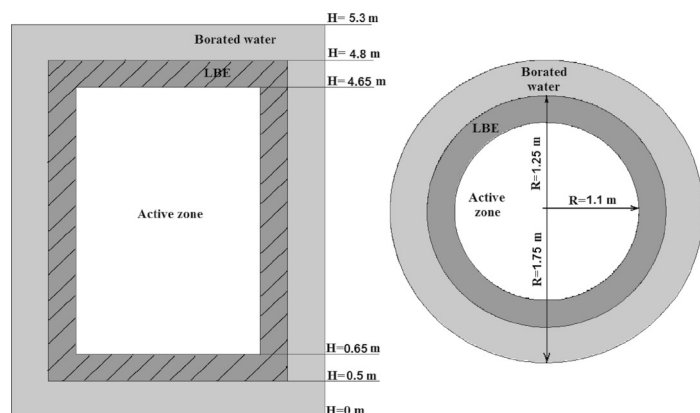


Fig.2. Radial and axial cross-sections of the model of reactor

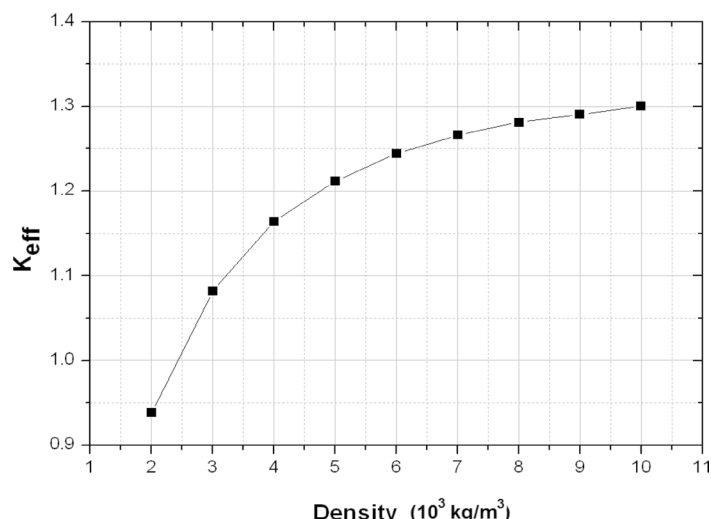


Fig.3. Effective neutron multiplication factor as a function of the density of the fuel averaged over the reactor core volume

the reactor core. As it is seen from the figure, the slow neutrons in the core are minimal, while the major part of the spectrum represents the fission spectrum with energy 10^3 – 10^7 eV.

Besides the energy neutron spectrum, the rates of nuclear reactions are calculated. The MCNPX calculates a reaction rate following the formula:

$$R = N \int \sigma(E_n) \phi(E_n) dE_n, \quad (4)$$

where $\phi(E)$ is the energy-dependent fluence per one source neutron (m^{-2}), $\sigma(E)$ is the energy-dependent microscopic reaction cross section (barn), N is the atomic density of material ($\text{atoms} \cdot \text{m}^{-3}$). To find a negative contribution to the balance of an isotope, the sum of fission rate and neutron capture rate is calculated. It represents decrease of this isotope content, but without account for the spontaneous decay. Increase of the isotope content is represented by the neutron capture rate of lower isotope. The beta decay of lower isotope is assumed to be fast. The diagram of Fig. 5 displays the calculated decrease and increase rates per one fission neutron for isotopes contained in the fuel of the present model.

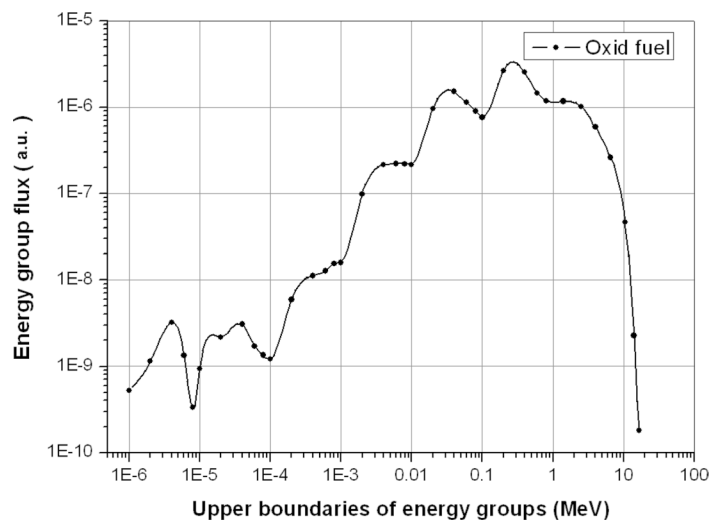


Fig.4. Energy group fluxes averaged over the reactor core volume

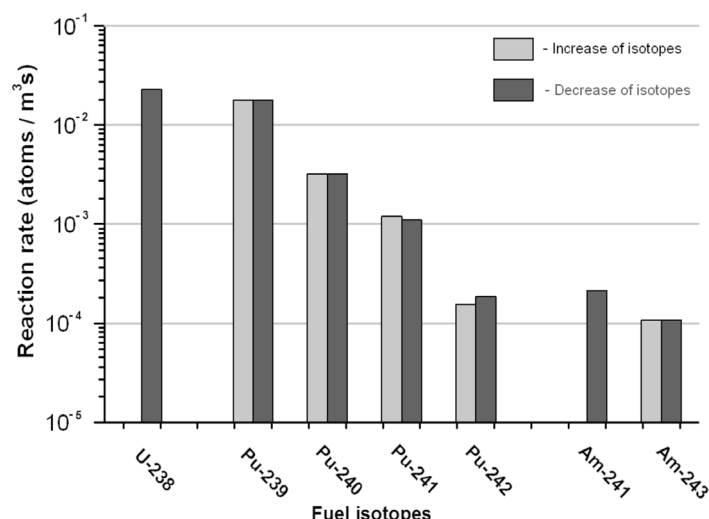


Fig.5. Balance of fuel isotopes for final fuel mixture (per one fission neutron)

For ^{238}U and ^{241}Am isotopes, only decrease rate is given since uranium-238 is a primary element in the chain of transformations, and americium-241 has a different mechanism of appearance [13], see Fig. 1. For all other isotopes, decrease is compensated by increase to high degree, and amount of each isotope remains unchanged in time.

The estimate of reactor power is based on the cooling capabilities. Following them, the thermal power is about 5×10^7 – 10^8 W. With such a power the fuel with 10 % of burnup should be reloaded every 5th year. It is assumed that temperature regime of the reactor is similar to other reactors with ceramic fuel.

3. Small nuclear reactor with metallic nuclear fuel

Besides the energy producing reactor, a small size fast reactor for research purposes is of interest. Its design is similar to the above considered, but the sizes are smaller. As shown in Fig. 6 the radius of the reactor core of the model was taken 0.5 m and the height was taken 1.5 m. Composition and size of the reflector and shield remain unchanged.

The core of the reactor is represented in this model as a homogenized mixture of the metallic fuel and the coolant. Metallic fuels have good thermal conductivity and a higher density compared with the oxide fuel. Therefore, this fuel can be used in small scale reactors rather than in industrial scale reactors. The metallic fuel has certain drawbacks:

- low melting point (~ 1293 °K);
- when the fuel temperature ~ 973 °K, it may form an eutectic with the steel cladding;
- swelling caused by the neutron irradiation.

Swelling rate of the metallic uranium caused by neutron irradiation is several times higher than of the oxide fuel that conditionally significant contribution swelling gas at temperatures of 823 – 873 °K of fuel, due to the high creep of metallic uranium at these temperatures. High-speed fuel swelling leads to a high level of fuel pressure in the cladding, which significantly limits the acceptable level of fuel burnup.

Helium is also used as a coolant in the small reactor. The isotopic composition of the metallic fuel for small reactor was found in the same way as for bigger reactor (see Table 3). The difference in isotope concentrations between initial and

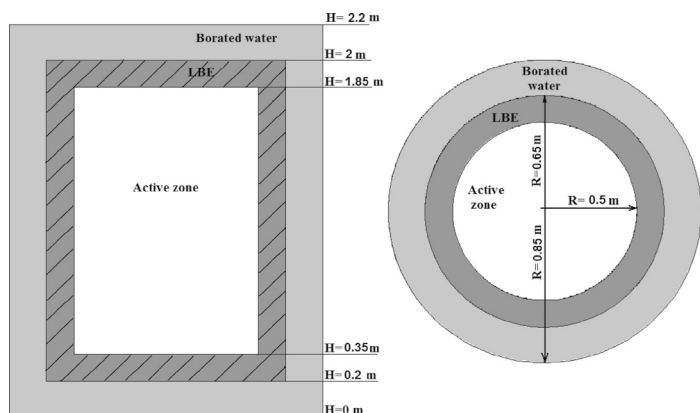


Fig.6. Radial and axial cross-sections of the model of small reactor

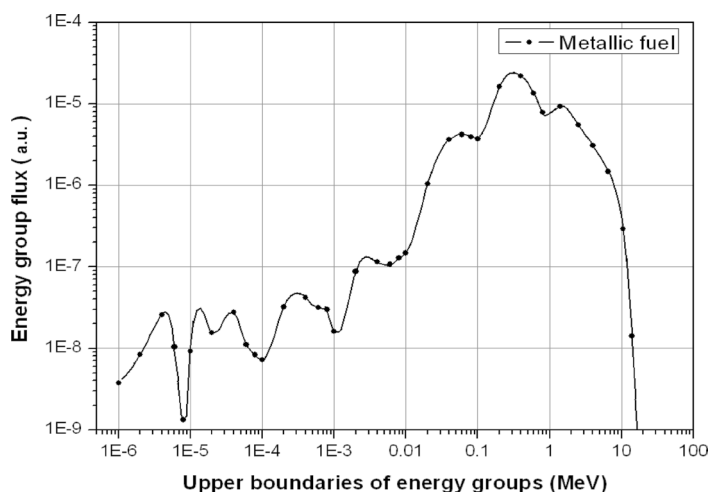


Fig.8. Averaged energy group fluxes

Table 4. Isotope composition

Element	Concentration, wt%	
	Initial fuel mixture	Final fuel mixture
^{238}U	0.888	0.900
^{239}U	1.09×10^{-6}	2.0×10^{-6}
^{239}Np	1.57×10^{-4}	1.57×10^{-4}
^{239}Pu	0.0839	0.071881
^{240}Pu	0.0231	0.0231
^{241}Pu	0.0026	0.0026
^{242}Pu	0.00104	0.00104
^{241}Am	8.55×10^{-4}	8.55×10^{-4}
^{243}Am	3.46×10^{-4}	3.46×10^{-4}
^4He	—	0.000019

final fuel mixtures is smaller because the oxygen is not present in the core of the reactor.

Figure 7 shows the dependence of the effective neutron multiplication factor on the averaged mass density of the fuel and coolant in the reactor core. The criticality of the system is achieved ($k_{\text{eff}} \approx 1$) when the fuel-coolant mixture density equals $6.3 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$.

Figure 8 shows the energy group fluxes (neutron flux integrated over energy intervals) per fission source neutron averaged over reactor

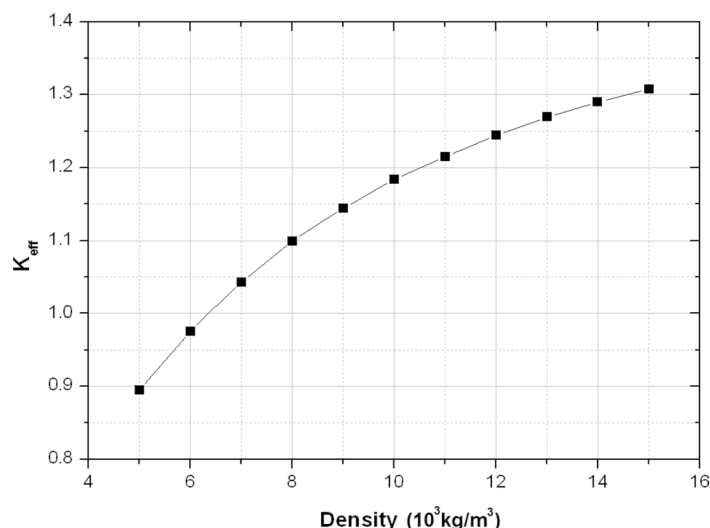


Fig.7. Effective multiplication factor as a function of coolant-fuel virtual mixture density

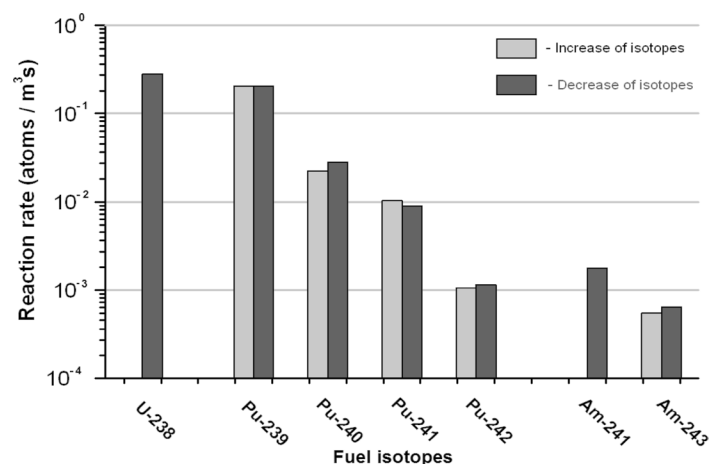


Fig.9. Balance of fuel isotopes (per one fission neutron)

core. Figure 8 also indicates that the major part of the spectrum represents the fission spectrum with energy 10^3 – 10^7 eV.

The diagram of Fig. 9 displays the calculated decrease and increase rates per one fission neutron for isotopes contained in the fuel of the present model. Figure 9 shows that the quantity of increase rate of different isotopes by dint of capture neutron of lower isotope is almost equal to the decrease rate of the same isotopes via fission and neutron capture reactions.

The estimate of reactor power is based on the cooling capabilities. Following them the thermal power is about $5 \times 10^6 \text{ W}$.

4. Summary and conclusions

A uranium-based nuclear fuel and closed fuel cycle are proposed for energy production. The fuel composition is chosen so that during reactor operation the amount of each transuranic component remains unchanged since the production rate and burning are balanced for it. Only ^{238}U content has a tendency to decrease and, to be kept constant, must be sustained by continuous supply. Other fuel components play the role of catalyst in process of ^{238}U utilization for energy production.

The spent nuclear fuel of such a reactor should be reprocessed and used again after separation of fission products and adding

depleted uranium. This process seems less costly than isotope separation.

The composition of such a fuel (balanced fuel) can be found with a model for evolution of the isotope content. The problem is, in fact, self-consistent since the fuel composition depends on the neutron spectrum and vice versa. However, as our calculations show, one iterative step is sufficient to achieve decent accuracy. The variation of the fuel composition depending on the reactor chosen is not too big. The calculated fuel composition consists mainly of uranium with minority of plutonium isotopes. The effective neutron multiplication factor in infinite media is higher than unity, $k_{\infty} > 1.5$. The portion of delayed neutrons is bigger than in plutonium fuel, which allows one to keep high-energy neutron spectrum without controllability and safety problems.

Using MCNPX numerical code, the calculations are performed for the reactor of industrial nuclear power plant size with MOX fuel and for a small reactor with metallic fuel. The calculation results indicate that it is possible to achieve criticality of the reactor in both cases and that the production and consuming rates are balanced for transuranic fuel components. In future studies, the authors intend to consider the safety of such reactors and expand the fuel composition.

Unless the balanced fuel has rather low neutron multiplication factor, this does not make a big impact on big and small reactor designs.

The fuel cycle considered here needs a start-up fuel for the first usage. In this paper we do not study this problem since it needs a separate consideration. Meanwhile, we give a few words about it. The base for the start-up fuel may be plutonium taken from the spent nuclear fuel of LWRs (light water reactors). However, the quantity ratio of the major isotopes of plutonium, ^{239}Pu and ^{240}Pu , in it differs from the necessary one. In such a case, addition of weapon-grade plutonium seems to be expedient. Usage of enriched uranium is an alternative.

Acknowledgement

Useful discussions with Dr. V.V. Pilipenko are appreciated.

References

1. Ellis T. et al. (2010). Traveling-Wave Reactors: A Truly Sustainable and Full-Scale Resource for Global Energy Needs. *Proceedings of ICAPP '10 San Diego, CA, USA*, June 13–17.
2. Kim T. K. and Taiwo T.A. (2010). Fuel Cycle Analysis of Once-Through Nuclear Systems. *ANL-FCRD-308, U.S. Department of Energy*, August 10.
3. Fischer G. J. Cerbone R. J. (1979). The Fast-Mixed Spectrum Reactor — Initial Feasibility Study. *BNL-50976, Brookhaven National Laboratory*, January.
4. Teller E., Ishikawa M., Wood L. (1996). Completely Automated Nuclear Reactors for Long-Term Operation. *UCRL JC-122708, Lawrence Livermore National Laboratory*, January.
5. Moiseenko V. E. et al. (2012). A fuel for sub-critical fast reactor. *AIP Conference Proceedings*, vol. 1442, P.132–138.
6. Savenko Yu.N. and Steynganz Ye.O. (1971). *Energy Balance*. Pub. "Energiya", Moscow.
7. Walter A. E., Reynolds A. B. (1981). *Fast Breeder Reactors*. New York: Pergamon Press.
8. Fomin S.P., Fomin O.S., Mel'nik Yu.P., Pilipenko V.V., Shul'ga N.F. (2011). *Progress in Nuclear Energy*, V.53. 800–805.
9. Fomin S. P., Mel'nik Yu. P., Pilipenko V. V., Shul'ga N. F. (2005). Problems of Atomic Science and Technology, *Series: Nuclear Physics Investigations (45)*. No. 6. P.106–113.
10. OECD NEA, (2007) <http://www.nea.fr/html/science/reports/2007/pdf/chapter2.pdf>.
11. Fix D.V. et al. (2004). *LLNL Report UCRL-PROC-202920*.
12. For the U.S. DEPARTMENT OF ENERGY. (2002). *Monte Carlo N-Particle Transport Code System for Multiparticle and High Energy Applications, Version 2.4.0*. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos report LA-CP-02–408.
13. Walter A. E., Reynolds A. B. (1981). *Fast Breeder Reactors*. New York: Pergamon Press.

Ядерный топливный цикл с минимальными отходами

Моисеенко В. Е., Черницкий С. В.

Национальный Научный Центр «Харьковский Физико-Технический Институт», г. Харьков, Украина

Для производства энергии предлагается ядерное топливо на основе урана и топливный цикл. Топливная композиция выбрана так, что во время работы реактора количество каждого трансуранового компонента остается неизменным. В таком «сбалансированном» топливе только содержание урана-238 имеет тенденцию к снижению, по этому его количество должно поддерживаться на постоянном уровне. Плутоний выбран как основной делящийся элемент ядерного топлива. Это позволяет отказаться от использования урана-235, запасы которого быстро исчерпываются. Отработавшее ядерное топливо такого реактора следует перерабатывать и использовать снова после разделения продуктов деления и добавления обедненного урана. Эта особенность упрощает замкнутый ядерный топливный цикл и обеспечивает его периодичность. В расчетах топливного баланса используются 9 изотопов урана, нептуния, плутония и америция. Это число элементов не является полным, но его вполне достаточно для расчетов, которые используются для концептуального анализа. Для более подробного рассмотрения этот набор может быть существенно расширен. Изменение состава топлива в зависимости от размера активной зоны реактора не слишком велико. Модель учитывает деление, захват и распады нейтронов.

Ключевые слова: быстрый реактор, отработавшее ядерное топливо, MCNPX расчеты, спектр нейтронов, скорость реакций.

Ядерний паливний цикл з мінімальними відходами

Моісеєнко В. Є., Черніцький С. В.

Національний Науковий Центр «Харківський Фізико-Технічний Інститут», м. Харків, Україна

Для виробництва енергії пропонується ядерне паливо на основі урану та паливний цикл. Паливна композиція обрана так, що під час роботи реактора кількість кожного трансуранового компонента залишається незмінним. У такому «збалансованому» паливі тільки вміст урану-238 має тенденцію до зниження, для цього його кількість повинна підтримуватися на постійному рівні. Плутоній обраний як основний елемент ядерного палива, що ділиться. Це дозволяє відмовитися від використання урану-235, запаси якого швидко вичерпуються. Відпрацьоване ядерне паливо такого реактора слід переробляти і використовувати знову після розподілу продуктів поділу і додавання збідненого урану. Ця особливість спрощує замкнений ядерний паливний цикл і забезпечує його періодичність. У розрахунках паливного балансу використовуються 9 ізотопів урану, нептунію, плутонію та америцію. Це число елементів не є повним, але його цілком достатньо для розрахунків, які використовуються для концептуального аналізу. Для більш детального розгляду цей набір може бути істотно розширено. Зміна складу палива в залежності від розміру активної зони реактора не надто велика. Модель враховує розподіл, захоплення і розпади нейтронів.

Ключові слова: швидкий реактор, відпрацьоване ядерне паливо, MCNPX розрахунки, спектр нейтронів, швидкість реакцій.

Отримано 04.12.2018

Practical Approach for Assessment of End-State Radiological Criteria for Remediation of Radioactively Contaminated Sites

Bugai D.

Institute of Geological Sciences, Kiev, Ukraine;
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-2404-5639>

Gebauer J.

TÜV Nord EnSys GmbH & Co. KG, Germany;
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-8686-0711>

Sizov A.

Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, Kiev, Ukraine;
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-7858-194X>

Molitor N.

PLEJADES GmbH — Independent Experts, Germany
ORCID: <https://orcid.org/0000->

An approach is described for assessment of the end state radiological criteria for remediation of radioactively contaminated sites. The target criteria are set in a form of prospective effective doses for members of the population who are subject to the higher exposures (representative persons). Brief review of international best practice in setting risk based remedial criteria is presented. The site-specific release criteria for activity concentrations in released material (e.g., Bq/g of soil) are derived using tabulated values of radionuclide activity from IAEA Safety Guide RS-G-1.7 (corresponding to the effective dose of 10 μ Sv/a). These tabulated values are scaled with the relevant target dose criteria for remediation of the specific site. Applicability and limitations (e.g., with regard to volume of released material) of proposed approach are discussed. The procedure for incorporating complimentary site-specific scenarios is described. The article further illustrates the approach by application of the methodology to the specific radioactively contaminated site (i.e., radioactive waste storage site with clean-up wastes of Chernobyl origin situated in Kiev Region). The proposed approach is generally applicable to a wide range of similar problems.

Keywords: safety assessment, remediation, end-state criteria, Chernobyl accident

© Bugai D., Gebauer J., Sizov A., Molitor N., 2019

Early radioactive waste management practices (that have not complied to modern safety standards) and nuclear accidents have created worldwide numerous radioactively contaminated legacies ranging in scale from individual facilities and/or sites to large contaminated areas (e.g., areas contaminated by Chernobyl and Fukushima accidents), and remedial efforts are undertaken currently in many countries in order to bring these sites to condition that is safe for humans and the environment [1–5].

Selection of remedial option and developing a remedial design for radioactively contaminated site is a complex process that usually weights safety, technical, economic, and social factors [5–7]. One of key elements of remedial design are end-state radiological criteria for the remediated site. Such radiological criteria provide safety goals that need to be achieved as the result of remedial works, and may eventually determine the technological requirements, extent of remedial works and the amount of the retrieved waste material [3, 5].

In this article we describe practical approach for assessment of the end state radiological criteria for activity concentrations in the material which remains on the remediation site (e.g., soil) to be achieved upon completion of remedial works. The presented approach was developed in the project “Remediation of Radioactive Waste Storage Sites Resulting from the Chernobyl Nuclear Power Plant Accident and Situated Outside the Exclusion Zone” (Project U4.01/12D), which was implemented through the Instrument for Nuclear Safety Cooperation (INSC) Programme by the European Commission, DG DEVCO [8, 9].

No specific guidance on the procedure for setting end-state remedial criteria are available currently in the Ukraine. Therefore, the proposed methodology is based on relevant International Atomic Energy Agency (IAEA) safety standards and guidance documents, and relies upon review of international best practices. The article further illustrates the proposed approach by application to the specific radioactively contaminated site that was selected as a “Pilot Facility” in the Project U4.01/12D for developing the “standard” remedial design for the radioactive waste storage sites considered in this project.

Risk-based approach for developing the end state criteria for radioactively contaminated sites

General framework. The general approach for developing the end-state criteria for radioactively contaminated sites followed in this study is described in the IAEA Safety Guide No. WS-G-5.1 [10]. This safety standard recommends that target criteria are set in a form of prospective effective doses for members of the population who are subject to the higher exposures (representative persons). The site-specific release criteria for activity concentrations (e.g., Bq/g of soil) can be then back-calculated from doses through evaluation of potential radiological consequences through all relevant exposure pathways. The safety standard further recommends a dose constraint for the released site of less than 300 μ Sv per year. A limit below which further dose reduction measures are unlikely to be warranted is 10 μ Sv per year. The zone between 10 and 300 μ Sv per year is considered to be a “zone of optimization” (see [10, Fig. 1]).

It should be noted that the IAEA Safety Guide No. WS-G-5.1 considers release of sites in the context of “planned exposure” situations. In case of “existing exposure” situations, remediation process relies on optimization principles in a generally similar way. However, as recommended by IAEA GRS Part 3 [6] radiation protection and safety of population is ensured in this last case

by establishing more flexible “reference levels” (instead of “dose constraints”) that are essentially dependent on the feasibility, costs, and other relevant aspects of controlling the “existing exposure” situation. In case of Project U4.01/12D, the reference level of 300 $\mu\text{Sv/a}$ was coordinated by contractor with the Ukrainian regulatory authority as the relevant dose criteria.

Eventually, the respective dose end-state criteria shall be considered in comparison to background contamination level (e.g., as doses from contaminated site *exceeding* the background doses to representative persons).

Review of international experiences in setting risk-based remedial goals. In this paragraph we present a brief review of international practices in setting the clean-up criteria including numerical values of relevant criteria. The review presented below relies on the recently published compilations of European, Asian and U.S. American remediation experiences [1–5]

European and Asian experiences in setting the end-state remedial criteria are summarized in Table 1.

Table 1. Summary of experiences in Europe and Asia (S.Korea) in setting the end-state remedial criteria for radioactively contaminated sites [1, 2, 5]

Facility	Remedial criteria
CEA's Grenoble STED Facility (France)	Residual impact below 0.1 mSv/a for industrial reuse, without technical restriction; if reasonably achievable: residual radioactivity below 0.4 Bq/g (or Bq/cm ²) for β/γ -emitters and below 0.04 Bq/g (or Bq/cm ²) for α -emitters
Uranium conversion facility, Daejeon (Republic of Korea)	Dose based release criteria of 0.1 mSv/a by considering the future unrestricted use of the site and the urbanization of the surrounding area
PIMIC “Lenteja” at CIEMAT (Centre for Energy-Related, Environmental and Technological Research) (Madrid, Spain)	As the site has a restoration plan approved, the general criteria for the release of land and spaces is 0.1 mSv/a; Values greater than 0.1 mSv/a must be justified by an optimization study
Riverbanks contaminated with the waste water (¹³⁷ Cs) from Bohunice NPP (Slovak Republic)	For the dose criterion of 1 mSv/a the max. accept. level of ¹³⁷ Cs estimated at 3.0 or 4.4 Bq/g (for large volume of soil; assuming residential scenario)
Waste disposal site “l'Orme des Merisiers” at St Aubin (Esonne, France)	The criterion for rehabilitation of this site (contam. ¹³⁷ Cs, ⁹⁰ Sr, ^{239/240} Pu, ²⁴¹ Am) was chosen to be equal to ten times the surrounding background (due to gamma radiation)

The U.S. experiences (see Table 2 below) are reviewed based on information given in [3]. This last report summarizes the various regulatory standards and requirements that dictate the clean-up at radioactively contaminated sites, and presents case studies from 12 selected sites in the U.S. Remediation end state criteria (remedial goals) are usually established by assessing radiological health effects using a risk-based approach

for CERCLA (Comprehensive Environmental Response, Compensation and Liability Act) sites or a dose-based approach for NRC (Nuclear Regulatory Commission) sites. Both approaches require selecting appropriate scenarios, models (equations), and site-specific input parameters. It should be noted that dose criteria of 0.15 mSv/a listed in Table 2 compares to the lifetime risk criteria of 10^{-4} . In particular, the US EPA guidance documents have stated that a 0.15 mSv annual dose corresponds to the 3×10^{-4} risk [3].

Table 2. Summary of US experiences in setting end-state remedial criteria for radioactively contaminated sites [3].

Facility	Remedial end-state criteria	
	Dose, mSv/a	Risk
Hanford Site	0.15	
Johnston Atoll		$10^{-4} - 10^{-6}$
Clean Slate Sites, Nevada	1	
Rocky Flats Cleanup Agreement	0.15	
Rocky Flats (Oversight Panel)	0.15	
Rocky Flats (Revised Soil Action Levels)	0.25	$10^{-4} - 10^{-6}$
Brookhaven National Laboratory, New York	0.15	
Fort Dix, New Jersey	0.15	
Oak Ridge Reservation—Melton Valley Watershed, Tennessee	0.25	10^{-4}

The presented brief review shows that the most common international practice in European countries, the US and worldwide is to set the end-state remedial criteria for radioactively contaminated sites in the range of doses to relevant critical group of ~ 0.1 – 0.15 mSv/a above background contamination level (if reasonably achievable). Lower end-state dose criteria are usually not feasible due to technological, economic or background contamination issues. In a number of reviewed cases higher end state dose criteria of 0.25 – 1 mSv/a were used.

Method for calculating site-specific release criteria for radionuclide activity concentrations in the material (soil) of the site

The conceptual basis. The proposed method for derivation of specific remedial criteria is based on the IAEA Safety Guide RS-G-1.7 on the application of the concept of exclusion, exemption and clearance [11] which contains tabulated radionuclide specific activity values in released material corresponding to the effective dose of $10 \mu\text{Sv/a}$. In order to develop site-specific release criteria corresponding to particular dose limit, the tabulated values of radionuclide activity in released materials from RS-G-1.7 (corresponding to the effective dose of $10 \mu\text{Sv/a}$) can be scaled with the relevant target dose criteria for release of the specific site. The calculation procedures are detailed below.

The bases for radionuclide specific activity values tabulated in Safety Guide RS-G-1.7 [11] are described in the IAEA Safety

Series Rep. no.44 [12]. The activity concentration values in [12] are determined such that individual effective doses to a critical group (i.e. the public and workers) would be of the order of 10 $\mu\text{Sv/a}$ (using realistic parameter values). The procedure is based on evaluation of a selected set of typical exposure scenarios for all material, encompassing external irradiation, dust inhalation and ingestion (direct and indirect). List of scenarios used in the IAEA SRS no.44 to develop clearance levels is quite comprehensive including (see [12, Table 2]): workers involved with various operations with the contaminated material, residence and farming near (or immediately within) the area containing contaminated material, using contaminated groundwater, surface water etc. All relevant pathways are implemented for a large list of exposure situations. It is stated that the derived values are sufficient to ensure an adequate protection in both occupational and public exposure situations. The large list of scenarios provides some level of “conservatism” and “safety margin” in application of “scaling” procedures using clearance levels to calculate end-state remedial criteria for remediated sites.

The same radionuclide specific activity values as in the IAEA RS-G-1.7 are included to Ukrainian regulatory document on clearance levels [13]. The last document states that listed clearance levels among other applications can be used during:

- Decommissioning of facilities related to radioactive waste management, and
- In situation of intervention related to remediation of territories contaminated due to nuclear accidents.

Applicability and limitations. The important issue when analysing applicability of release activity criteria listed in the IAEA RS-G-1.7 [11] for setting the end state remedial criteria, is volume (or mass) of contaminated material assumed in underlying risk assessment calculations. The activity concentrations listed in the IAEA RS-G-1.7 for radionuclides of artificial origin apply to “bulk quantities” of radioactive materials [11]. The “Bulk quantity” is defined as “any amount of material that is greater than a moderate quantity”, where “moderate quantities” are defined as those “of the order of a tonne”. The amount of material involved in calculation of release criteria can be assumed as high as 25 000 m^3 (but typically less than 100 000 m^3) [12, p.42].

Assumptions about mass (volume) of the released material are incorporated to the calculation procedures for release criteria for relevant exposure scenarios described in [12] by means of assumed “dilution factors - D_f ” (where D_f represents ratio of released contaminated material to surrounding non-contaminated material). Dilution factors are typically less than 1 (e.g., $D_f = 0.1$).

It is important to note that the values of activity concentration provided in IAEA RS-G-1.7 are not intended to be applied to “radioactive residues in the environment” (e.g., in case of “contaminated land” — i.e. throughout contamination of the environmental media) [11, p.4]. This implies that relevant release criteria can be applied to a large enough mass (volume) of released material, but this amount cannot be “unlimited” (e.g., whole “contaminated land”).

Example application of methodology

Description of the Pilot Facility. In this section, the outlined approach is applied to derive the end-state criteria for remediation of the Decontamination Waste Storage facility (DWSF) “Pisky-1”. This is a trench-type disposal facility containing radioactive materials from post — Chernobyl accident clean-up

operations carried out in 1986-89 in the small village Pisky situated in the Ivankiv District of Kiev Region in the close vicinity of the Chernobyl Exclusion zone. The DWSF “Pisky-1” is situated within the “Zone of Guaranteed Voluntary Resettlement” (defined by the “Law of Ukraine on the Legal Status of the Territory Exposed to the Radioactive Contamination Resulting from the ChNPP Accident” [14]). Population is allowed to reside in this area, however the law imposes requirements with regard to the enhanced monitoring program and restrictions with regard to industrial activities that can lead to the increased exposure of population.

The radioactive material storage conditions in DWSF “Pisky-1” do not comply with applicable regulations and safety requirements and pose potential unacceptable risks to the public [8, 9]. Therefore, this facility was selected in the Project U4.01/12D as “Pilot facility” for developing the remedial design. This project task included among other issues development of the end-state criteria.

The main radioactive contaminant of concern in waste material stored within the DWSF “Pisky-1” is ^{137}Cs (maximum activity 53 kBq/kg , mean activity 3 kBq/kg as in 2015, based on data of State Enterprise “KORO”, Zhovty Vody). The waste contains also ^{90}Sr in activity comparable to activity of ^{137}Cs (^{90}Sr to ^{137}Cs activity ratio varies for different samples from 0.7 to 2), as well as significantly smaller specific activity concentrations of ^{241}Am and Pu isotopes (see Table 3 for more detail). Radionuclide ratios in waste are within the range typical for fallout particles originating from the dispersed nuclear fuel of Chernobyl nuclear power plant Unit 4 at the time of the accident. The total volume of stored waste (known to be mainly contaminated soil and construction debris) is about 190 m^3 . The background surface contamination of topsoil by Chernobyl fallout in the vicinity of DWSF “Pisky-1” constitutes $\sim 0.4 \text{ Bq/kg}$ for ^{137}Cs and $\sim 0.2 \text{ Bq/kg}$ for ^{90}Sr [8, 9].

The following objectives were pursued when developing the end state remedial criteria for Pilot Facility: (1) they should provide relevant level of radiation safety to population and environment, and (2) they should be balanced with background contamination levels of the environment by Chernobyl fallout.

Table 3. Radionuclide scaling factors with respect to ^{137}Cs , clearance levels and radionuclide dose conversion coefficient values (derived using eq.(1)) used in calculation of end-state criteria for Pilot Facility (DWSF “Pisky-1”)

Radio-nuclide	Radionuclide scaling factor with respect to ^{137}Cs (K_i)	Clearance level, Bq/g	DCC_i ($\text{Sv a}^{-1}/(\text{Bq kg}^{-1})$)	$K_i \times DCC_i$ ($\text{Sv a}^{-1})/(\text{Bq kg}^{-1})$
^{137}Cs	1	0.1	1.00E-07	1.00E-07
^{90}Sr	2	1	1.00E-08	2.00E-08
^{241}Am	0.018	0.1	1.00E-07	1.80E-09
^{238}Pu	0.004	0.1	1.00E-07	4.00E-10
^{239}Pu	0.004	0.1	1.00E-07	4.00E-10
^{240}Pu	0.006	0.1	1.00E-07	6.00E-10
^{241}Pu	0.18	10	1.00E-09	1.90E-10
Sum $\{DCC_i \times K_i\}$				1.23E-07

It appears reasonable to assume that the potential post-remedial radiological exposure scenarios for Pilot Facility (for example excavation of the remediated site for house construction etc.) would usually involve some mixing of residual materials with surrounding non-contaminated environmental materials. The volume of residual contaminated material to remain at the Pilot Facility can be estimated not to exceed ~100 m³. This relatively small value complies with the relevant assumptions on volume of contaminated material used in derivation of activity criteria listed in the IAEA SRS no.44 [12].

Calculation procedures for derivation of end-state criteria.

The procedure for calculating the end-state criteria for the Pilot Facility uses the Dose Conversion Coefficients (DCC-s), which are based on the tabulated radionuclide specific activity values from the IAEA RS-G-1.7 report [11] corresponding to the dose constraint of 10 μSv y⁻¹ (i.e., clearance levels). Formula to calculate the Dose Conversion Coefficients for radionuclide “i” (DCC_i , (Sv a⁻¹)/(Bq kg⁻¹)) is as follows:

$$DCC_i = \frac{Dose_{Constraint}}{CL_i}, \quad (1)$$

where $Dose_{Constraint}$ is relevant dose constraint value (i.e., 10 μSv/a), and CL_i is the clearance level for radionuclide “i” from the IAEA RS-G-1.7 (Bq/kg). Thus DCC_i represents a yearly dose received by an reference individual per unit activity concentration of radionuclide “i” in the source material.

The formula utilizing the defined above DCC_i values to calculate the exposure dose from facility ($Dose_{Facility}$, Sv/a) is as follows:

$$Dose_{Facility} = \sum_i DCC_i \times C_i; \quad (2)$$

Where C_i (Bq/kg) is activity of radionuclide “i” in contaminated materials related to facility.

The equation for the target end-state remedial dose criteria for facility ($Dose_{Criteria}$, Sv/a) can be written as follows:

$$Dose_{Facility} \leq K_{sf} \times Dose_{Criteria}; \quad (3)$$

Where K_{sf} is a “safety factor” ($K_{sf} < 1$) accounting for measuring uncertainties in contaminant concentration values in released materials related to facility (e.g., analytical uncertainties, statistical variability of contamination, etc.).

Substituting (2) to equation (3) yields the constraint for contaminant concentration values in released materials (C_i) which guarantees that relevant dose criteria is satisfied:

$$\left\{ \sum_i DCC_i \times C_i \right\} \leq K_{sf} \times Dose_{Criteria}; \quad (4)$$

It can be further assumed that radionuclide activities in material related to facility (C_i) can be scaled with ¹³⁷Cs activity in the same material:

$$C_i = K_i \times C_{cs}; \quad (5)$$

Where C_{cs} is activity of ¹³⁷Cs in released materials (Bq/kg), and K_i is scaling coefficient of activity of radionuclide “i” to activity of ¹³⁷Cs (unitless) (see Table 3). The resulting

formula establishing a constraint on the concentration of ¹³⁷Cs in material remaining on the site is as follows:

$$C_{cs} \leq \frac{K_{sf} \times Dose_{Criteria}}{\sum_i DCC_i K_i}; \quad (6)$$

In case background contamination levels are needed to be taken into account, the following expression for “dose criteria” should be substituted in equations

Should be substituted in equations (3) or (6)

$$Dose_{Criteria} = Dose_{Inc} + Dose_{Bg}; \quad (7)$$

$$Dose_{Bg} = \sum_i DCC_i \times C_{i,bg}; \quad (8)$$

Where $Dose_{Inc}$ is the incremental dose criteria above background levels (e.g., 0.1 mSv/a), $Dose_{Bg}$ is dose associated with the background contamination, and $C_{i,bg}$ (Bq/kg) is background concentration of radionuclide “i” in soil.

Results and discussion. Calculations of the radionuclide DCC_i values (based on IAEA RS-G-1.7) and the sum of DCC_i values scaled with ¹³⁷Cs ratios in waste material of Pilot Facility are summarized in Table 3. The higher end value of ⁹⁰Sr to ¹³⁷Cs activity ratio (i.e., 2) is chosen to provide a conservative dose assessment. Analysis of data of Table 3 suggests (considering listed DCC_i and K_i numerical values) that the main radionuclide determining radiological hazard from waste material is ¹³⁷Cs, while ⁹⁰Sr activity will be a second parameter by importance. Taking into account comparatively low specific activity of ²⁴¹Am and Pu isotopes in waste material, these radionuclides have relatively low impact on overall radiological hazard from waste material.

Release criteria for ¹³⁷Cs in waste material of Pilot Facility for different target dose criteria calculated using formula (6) are summarized in Table 4. Calculation assumes background concentrations in soil of 0.4 Bq/kg for ¹³⁷Cs and ~0.2 Bq/kg for ⁹⁰Sr. Calculation employs safety factor value $K_{sf} = 0.8$. This value is based on data of publication [15] regarding accuracy of field measurements of soil radioactivity assuming that ¹³⁷Cs activity in waste material (C_{cs}) is averaged on 5 samples, and analytical measuring error of ¹³⁷Cs is 10–20 % (which is in agreement with the procedure of analytical measurements of waste material, that is foreseen by the remedial project design).

Table 4. Activity criteria for ¹³⁷Cs in residual waste material of Pilot Facility for different target dose criteria.

Target dose criteria (dose above background), mSv/a	Concentration of ¹³⁷ Cs in waste material*, Bq/g
0.1	0.92
0.2	1.6
0.3	2.2
0.4	2.9
0.5	3.5

Note: * — other radionuclides are included implicitly assuming respective K_i ratios listed in Table 3

Estimated amount of waste material in DWSF “Pisky-1” corresponding to various threshold ^{137}Cs activity values is listed in Table 5. This table is based on statistical parameters of the data set of ^{137}Cs activity measurements in DWSF “Pisky-1” inferred from gamma-logging characterization works [8].

Table 5. Estimated amount of waste material to be retrieved from DWSF “Pisky-1” corresponding to various threshold ^{137}Cs activity criteria.

^{137}Cs activity in waste, Bq/g	Target dose criterion, mSv/a	% of gamma-logging measurements	Estimated waste volume to be retrieved, m ³
> 1	~0.1	59	110
> 2	~0.3	38	71
> 3	~0.5	27	51
Total waste volume		100	187

Based on analyses of information contained in Table 4 and Table 5 it appears that a target dose criteria of 0.1 mSv/a (above background contamination) is a justified end-state criterion for DWSF “Pisky-1”. This dose criterion corresponds to a target activity concentration of ~1 Bq/g of ^{137}Cs (it is implicitly assumed also that other radionuclides are included in waste material with respective K_i ratios to ^{137}Cs listed in Table 3). Material with contamination above the target activity concentration must be removed from the remediation site as waste material and disposed off elsewhere.

Data of Table 4 show that decreasing the target dose criterion from 0.3 mSv/a to 0.1 mSv/a results in an increase of the estimated amount of waste material to be retrieved from Pilot Facility by ~40 m³ and the total amount of waste material to be retrieved is estimated at ~110 m³. This is a feasible amount of waste to be managed. The end state criteria of ^{137}Cs activity in soil of 1 Bq/g is ~2.5 times above average background contamination of the DWSF “Pisky-1” location area by Chernobyl fallout. Some adjacent areas (e.g., Karpilovka Village) have fallout ^{137}Cs hot-spots event with approximately twice higher specific activity of topsoil (e.g., ~0.8 Bq/g). Therefore, a lower value of the ^{137}Cs target activity (dose) criteria for DWSF “Pisky-1” is not justified because of relatively high background radioactive contamination levels of the environment. The target criterion is feasible from the point of view of on-site in-situ gamma spectrometry measurements of bulk material for waste sorting in the course of the waste retrieval process [8]. Lastly, the proposed end state criterion for the Pilot Facility conforms to the best international practice in remediation of radioactively contaminated “legacy” sites.

It is assumed that upon completion of remedial works the long-term administrative regime of site will fully conform to requirements of the territory of the “Zone of Guaranteed Voluntary Resettlement”, where the DWSF “Pisky-1” is situated. In particular, no construction works (or other similar disturbances) will be carried out without appropriate justification, and the site will be covered by a comprehensive radiation monitoring program.

Remark on incorporation of site-specific scenarios. The assessment procedure for remediated site may potentially require consideration of site-specific scenario(s) in addition

to those that have served the basis for derivation of clearance level listed in the IAEA Safety Series Rep. no.44 [12]. Let's assume, that such complimentary scenario results in dose conversion coefficient for radionuclide “i” $DCC_{i,com}$ (Sv/a). In this case dose conversion coefficient to be used in formula (6) to calculate the dose from facility shall be replaced by the following one:

$$DCC_i = \max \{DCC_{i,CL}, DCC_{i,com}\},$$

where $DCC_{i,CL}$ is dose conversion coefficient value calculated based on clearance level using formula (1).

Conclusions

The method for assessment of the end-state criteria for remediation of radioactively contaminated sites described in this publication has the following advantages:

- It uses simple and transparent calculation procedures;
- It is based on the reputable international references, well documented assessment procedures and dose model parameters (i.e., IAEA SRS no.44 [12]);
- It is based on balanced approach to dose calculations using, at one hand, a large list of exposure scenarios combined, at the other hand, with the realistic (rather than conservative) values of dose model parameters;
- Additional site-specific scenarios can be potentially easily integrated to the assessment procedure.

The presented approach can be easily transferred to other radioactively contaminated sites (e.g., similar to ‘Pilot Facility’ described in this article), keeping in mind limitations regarding the size of the site and volume of the residual radioactively contaminated material.

ACKNOWLEDGEMENTS. The presented analyses were carried out with the support from the Instrument for Nuclear Safety Cooperation (INSC) technical assistance Programme to Ukraine by the European Commission Directorate-General for International Cooperation and Development (DG DEVCO). Authors are thankful reviewers from State Scientific and Technical Centre of Nuclear and Radiation Safety and Risk-Audit (IRSN-GRS Institute) expert teams for valuable and helpful comments and review remarks to Task D3 report to INSC Project U4.01/12D [8] that has served the basis for this publication.

References

1. Slavik O., Moravek J. (1996). Planning for environmental Restoration in Slovak Republic. Planning for environmental Restoration of radioactively contaminated Sites in Central and Eastern Europe. Vol. 2. Planning for environmental Restoration of contaminated Sites. IAEA-TECDOC-865, International Atomic Energy Agency, Vienna, pp.183–196.
2. Zeevaert T., Hedemann, Jensen P., Brendler, Nordlinder S. V., Bousher A. (1999). Manual on restoration strategies for radioactively-contaminated sites. Restoration Strategies for radioactively contaminated Sites and their Close Surroundings. RESTRAT — WP6, Report no. RESTRAT-TD 14. Retrieved from www.hzdr.de/projects/RESTRAT/DOCS/TD14.pdf
3. Determining Clean-up Goals at Radioactively Contaminated Sites: Case Studies, Interstate Technology and Regulatory Council — Radionuclides Team, USA, 2002. 103 p. Retrieved from www.itrcweb.org/GuidanceDocuments/RAD-2.pdf
4. Laria M. (2013). Remediation of radioactively contaminated sites and management of the resulting waste. Radioactive waste

management and contaminated site clean-up. Processes, technologies and international experience, Woodhead Publishing Series in Energy, pp. 301–326, doi.org/10.1533/9780857097446.1.301

5. Nuclear Site Remediation and Restoration during Decommissioning of Nuclear Installations, NEA No. 719, Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Cooperation and Development, 2014. 246 p. Retrieved from www.oecd-neo.org/rwm/pubs/2014/7192-cpd-report.pdf

6. Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety standards. No. GSR Part 3. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2014. — 471 p.

7. Overcoming Barriers in the Implementation of Environmental Remediation Projects, Nuclear Energy Series No. NW-T-3.4, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2013. 71 p.

8. Technical Report Task D3: Development of remediation dossier for Pilot Facility- DWSF Pisky-1. Vol.2. Safety Assessment Report. Project 12D. Remediation of Radioactive Waste Storage Sites Resulting from the Chernobyl Nuclear Power Plant Accident and Situated Outside the Exclusion Zone, Service Contract No. 2015/361-841, BRENK Syst.; TÜV Nord; DMT; PLEJADES (Consortium), 2018. 170 p.

9. Bugai D., Gebauer J., Scior C., Sizov A., Burness S., Retz Y., Molitor N. Safety ranking of Chernobyl radioactive legacy sites situated in populated areas for prioritization of remedial measures. Nuclear Physic and Atomic Energy (accepted for publication).

10. Release of Sites from Regulatory Control on Termination of Practices. Safety Guide No. WS-G-5.1, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2006. 49 p.

11. Application of the concept of exclusion, exemption and clearance, Safety Guide no. RS-G-1.7, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2004. 39 p.

12. Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Series Rep. no. 44, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2005. 141 p.

13. Hygienic regulations “Levels of radioactive material release from regulatory control” [Gigienichnyy normativy “Rivni zvilnennyya radioaktivnykh materialiv vid reguluyuchego kontrolyu”], approved by Decree of a Chief Public Health Official of Ukraine No. 22 dated 30.06.2010.

14. Law of Ukraine “On the Legal Status of the Territory Exposed to the Radioactive Contamination Resulting from the ChNPP Accident” [Zakon Ukrainin “Pro pravoviy regim territorii, sch zaznala zabrudnennyya vnaslido Chornobylskoi katastrofy”]. Retrieved from zakon.rada.gov.ua/laws/show/791_%D0%BD-12

15. Homutynyn Yu. V., Kashparov V. A., Zhebrovskaya E. I. (2001). Optimization of measurement sampling during the radioecological monitoring [Optimizatsiya probotbora izmereniy pri radioecologicheskoy monitoringe], UkrNSRIAD, Kiev, 160 p.

Практичний підхід для оцінки радіологічних критеріїв кінцевого стану при реабілітації радіоактивно-забруднених об'єктів

Бугай Д. О¹., Гебауер Й²., Сізів А. А³., Молітор Н⁴.

¹ Інститут геологічних наук, Київ, Україна;

² TÜV Nord EnSys Hannover GmbH & Co. KG, Німеччина;

³ Інститут проблем безпеки АЕС, Київ, Україна;

⁴ PLEJADES GmbH – Independent Experts, Німеччина

Описано підхід для визначення радіологічних критеріїв кінцевого стану при реабілітації радіоактивно-забруднених ділянок. Цільові критерії встановлюються у формі прогнозних ефективних доз для груп населення, що зазнають підвищеного опромінення (представницьких осіб). Представлено короткий огляд найкращого світового досвіду у визначенні критеріїв реабілітації на основі оцінки ризиків.

Специфічні для об'єкту критерії звільнення у формі концентрації активності у матеріалі, що звільняється від контролю (наприклад, в Бк/г для ґрунту) визначаються за допомогою табличних значень питомої активності радіонуклідів згідно керівництва з безпеки МАГАТЄ RS-G-1.7 (що відповідають ефективній дозі 10 мкЗв/рік). Ці табличні значення перераховуються з відповідним коефіцієнтом пропорційно до обраного цільового дозового критерію для реабілітації конкретного об'єкту. Обговорюються межі придатності та обмеження запропонованого підходу (наприклад, щодо обсягу звільненого матеріалу). Описано процедуру врахування додаткових сценаріїв опромінення, що є специфічними для конкретного об'єкту. Наприкінці, описаний у статті підхід з метою ілюстрації застосовано до конкретного радіоактивно забрудненого майданчика (тобто, до пункту зберігання радіоактивних відходів дезактивації чорнобильського походження, розташованого у Київській області). Запропонований підхід може бути застосований до широкого кола аналогічних проблем.

Ключові слова: оцінка безпеки, реабілітація, критерії кінцевого стану, аварія на ЧАЕС

Практический подход для оценки радиологических критериев конечного состояния при реабилитации радиоактивно загрязненных объектов

Бугай Д. А¹., Гебауэр Й²., Сизов А. А³., Молитор Н⁴.

¹ Институт геологических наук, Киев, Украина;

² TÜV Nord EnSys Hannover GmbH & Co. KG, Германия;

³ Институт проблем безопасности АЭС, Киев, Украина;

⁴ PLEJADES GmbH – Independent Experts, Германия

Описан подход для определения радиологических критериев конечного состояния при реабилитации радиоактивно загрязненных участков. Целевые критерии устанавливаются в форме прогнозных эффективных доз для групп населения, подверженных повышенному облучению (представительных лиц). Представлены краткий обзор лучшего мирового опыта в определении критериев реабилитации на основе оценки рисков. Специфические для объекта критерии освобождения в форме концентрации активности в материале, освобождаясь от контроля (например, в Бк/г для грунта) определяются с помощью табличных значений удельной активности радионуклидов согласно руководства по безопасности МАГАТЭ RS-G-1.7 (соответствующих эффективной дозе 10 мкЗв/год). Эти табличные значения пересчитываются с соответствующим коэффициентом пропорционально избранному целевому дозовому критерию для реабилитации конкретного объекта. Обсуждаются пределы пригодности и ограничения предложенного подхода (например, относительно объема освобождаемого материала). Описана процедура для учета дополнительных сценариев облучения, которые являются специфическими для конкретного объекта. В конце, описанный в статье подход с целью иллюстрации применен к конкретному радиоактивно загрязненному объекту (а именно, к пункту хранения радиоактивных отходов дезактивации чернобыльского происхождения, расположенному в Киевской области). Предложенный подход может быть применен к широкому кругу аналогичных проблем.

Ключевые слова: оценка безопасности, реабилитация, критерии конечного состояния, авария на ЧАЭС

Отримано 11.12.2018 року

Analysis of Reliability-Critical Hydraulic Impact Conditions at WWER-1000 NPP Active Safety Systems

Skalozubov V.

Odessa National Polytechnic University, Odessa, Ukraine

ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-2361-223X>

Kozlov I.

Odessa National Polytechnic University, Odessa, Ukraine

ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-0435-6373>

Chulkin O.

Odessa National Polytechnic University, Odessa, Ukraine

ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-5048-4515>

Komarov Yu.

Odessa National Polytechnic University, Odessa, Ukraine

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-4696-6551>

Piontkovskiy O.

Odessa National Polytechnic University, Odessa, Ukraine

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-8859-0820>

An original method to determine the onset of conditions for reliability-critical hydraulic impacts for reliability analysis of active safety systems of nuclear power installations is proposed. The suggested method is based on determining the effect of head-flow characteristic delay onto hydraulic impact preconditions during the changes of pipeline system hydrodynamic parameters under transitional modes (e.g. in pump start-up). The delay time of responses to change in the hydrodynamic system parameters embodies the determining factor of head-flow characteristic's inertance, depending on both design and technical parameters of system components (including pumps), and the hydrodynamic parameters change rate under transitional modes.

Using the proposed method, the analysis of conditions for critical hydraulic impacts is performed for the primary high-pressure safety injection system of serial WWER-1000 nuclear power plants. The analysis results allow a conclusion that for this system the conditions leading to hydraulic impact due to the pump start are not reached.

The developed method can be applied to any thermal and nuclear power facilities' pipeline systems equipped with pumps.

Keywords: pump, hydraulic impact, response delay, head-flow characteristic.

Research relevance. Increasing the reliable operation of thermal and nuclear power plant pumps represents a high relevance task for ensuring safe NPP operation. A large number of scientific studies has been devoted to the increase in the reliability of power system pumps, being aimed primarily at developing more reliable and improved pumping equipment, upgrading pumping system individual components, reducing their vibration level, with the increase of steady performance level, qualifying pumps' performance in accident conditions etc. [1–12].

In analyzing the reliability probabilistic indicators, given in the Safety Analysis Reports of Ukrainian nuclear power plants (NPP), for WWER-1000 NPP active safety system (ASS) components, the study showed that the least reliable ASS components are pumps and valves, and the greatest probability of failure takes place in pump start-up. Therefore, the issues of increasing the ASS pumps' reliable operation are relevant for ensuring the required safety level of WWER-1000 NPPs.

Assessing the possible reasons for the relatively low reliability of ASS pumps, we consider among most probable the hydraulic impacts (HI) on pumps' operating components in transient and operating modes. The HI is accompanied by impulse hydrodynamic impact on equipment and local hydraulic resistances of pipeline systems. At critical hydraulic impacts (CHI) the failure of respective equipment (including pumps) occurs.

In addition, numerous studies have been devoted to the conditions of HI occurrence and elimination in pipeline systems (e.g. [13–17]). However, the main limitations for the application of known results on determining the conditions for HI occurrence and elimination to ASS pumps are related to the following provisions.

1. We assume that resonant effects are the mechanisms determining fluctuations in hydrodynamic parameters (pressure and flow velocity): coincidence between the pipeline system natural frequency and the one of pumped working fluid. However, the resonant mechanism corresponds to extremely particular cases of HI occurrence and is not critical for most of the pumps in transient and emergency modes.

2. CHI emergence conditions which result in the pump failure during its start-up or operation are not defined.

3. Technical measures to reduce fluctuations in hydrodynamic parameters to avoid HIs are mainly implemented for the pipeline system components located downstream the pumps. These technical measures do not eliminate the preconditions for CHI at pumps.

The methods to identify the HI onset conditions due to the pumps' inertance under stationary modes are discussed in references [18–20].

Thus, the relevant problem consists in both definition and analysis of conditions leading to safety-critical HI in NPP ASS transient modes.

Main provisions of the method for determining CHI preconditions at pumps.

The CHI determining mechanism at pressure pumps refers to the pump's head-flow characteristic (HFC) delay:

$$\Delta P_p = f(G); \Delta P_p = f(v), \quad (1)$$

where ΔP_p is the pump head; G , v are the flow rate and average velocity, respectively.

The HFC is determined by the specific pumps' design and technical characteristics.

The pump HFC delay here means the response time lag needed for change in the pipeline system hydrodynamic

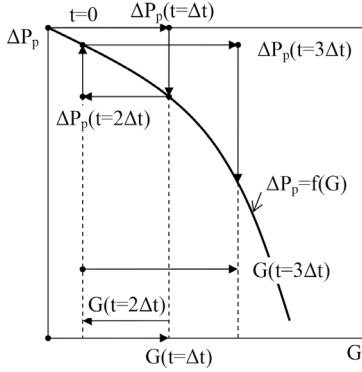


Fig. 1. Formation of hydraulic impact conditions taking into account the pump head-flow delay and flow characteristics in the transient mode (starting the pump)

parameters under transient modes (e.g. at pump start-up). The pump HFC delay determining parameter is the delay time Δt of system feedback to the change in system's hydrodynamic parameters, which depends both on the design and technical characteristics of system components (including pump) and on the hydrodynamic parameters' change rate in transient mode.

Figure 1 shows an example of HI conditions formed at a pressure pump, taking into account the HFC delay in the transient mode (starting the pump).

At the pump's start, the head is the maximum. Further increase in the pipeline system flow according to the design HFC should lead to a feedback reducing the pump head. However, this HFC feedback does not occur instantaneously, but because of the hydrodynamic processes' inductance, with some delay Δt . Therefore, at subsequent time moments ($\Delta t < t \leq 2\Delta t$), there will be a decrease in flow rate and a corresponding HFC increase in the pump head. Further, due to the hydrodynamic processes' inductance in the time interval $2\Delta t < t \leq 3\Delta t$, the corresponding HFC increase in the flow rate and pump head drop will occur with a delay.

Thus, due to HFC inductance, the pipeline system hydrodynamic parameters fluctuate relative to the HFC design curve. The effect of HFC inductance on the hydrodynamic parameters' fluctuation amplitude will be insignificant under the condition (see curves 1 and 2 in Fig. 2):

$$I = \frac{\Delta t G_0}{\rho F L} \ll 1, \quad (2)$$

where I is the HFC inductance parameter; G_0 is the mass flow in the system under steady-state conditions; ρ is the fluid density; F is the pipeline section equivalent area; L is the pipeline total length.

The inductance parameter can be presented in the simplified form by A.V. Korolev's formula:

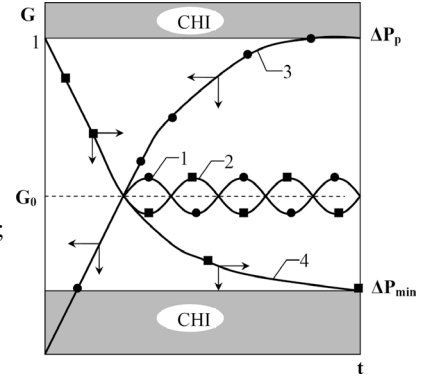
$$I = \frac{\Delta t G_0}{\rho F L} = \frac{\Delta t \cdot W \cdot F \cdot \rho}{\rho \cdot F \cdot L} = \frac{\Delta t \cdot W}{L} = \frac{\Delta t}{\Delta T}, \quad (3)$$

where Δt is the delay time and ΔT is the time required for fluid element passage along the whole pipeline at constant flow.

As inductance I parameter increases, the hydrodynamic parameters' fluctuation amplitude increases and reaches the limits, values determining preconditions for CHI occurrence (see curves 3 and 4 in Fig. 2).

CHI — area of mode parameters that correspond to the CHI conditions

Fig. 2. Regions of mode parameters corresponding to the conditions of critical hydraulic impacts at pumps: 1 — flow at relatively low HFC inductance; 2 — pump head at relatively low HFC inductance; 3 — flow rate at extreme HFC inductance; 4 — pump head at the maximum HFC inductance;



Under the assumptions of fluid incompressibility and isothermal processes, the flow equations for the considered pipeline system and the current change in the pump hydrodynamic head are:

$$\rho L \frac{dv}{dt} = \Delta P_p(v) + P_1 - P_2 - \Delta P_1(v) - \Delta P_2(v), \quad (4)$$

$$\Delta P_{pmf} = \Delta P + \int_0^t f'(v) \frac{dv}{d\tau} d\tau \quad (5)$$

At initial conditions

$$v(t=0) = 0, \quad (6)$$

$$\Delta P_p(t=0) = \Delta P_{pm}, \quad (7)$$

where ρ is the medium flow density; L is the pipeline length; ΔP_{pm} is the maximum possible hydrodynamic head of the pump, determined by its technical characteristics; t is current time; v is the average velocity; f' is the current sensitivity of the pump's flow characteristic; P_1 , P_2 are static pressure in the source and target, respectively.

Pressure losses in suction line L_1 and charging line L_2 can be calculated using the following formulas:

$$\Delta P_1 = \left[\xi_{pf} \frac{L_1}{D} + \sum_{i=1} \xi_{fi}(L_1) \right] \rho v^2 - \rho g \sum_{j=1} h_j \text{sign}[v_j(L_1)], \quad (8)$$

$$\Delta P_2 = \left[\xi_{pf} \frac{L_2}{D} + \sum_{i=1} \xi_{fi}(L_2) \right] \rho v^2 - \rho g \sum_{j=1} h_j \text{sign}[v_j(L_2)], \quad (9)$$

where ξ_{pf} , ξ_{fi} are the pipeline friction and form loss factors, respectively; D is the pipeline cross-section diameter; g is the gravity acceleration; h_j is the height of the pipeline system vertical sections;

$$\text{sign}(v) = \begin{cases} 1, & \text{descending flows;} \\ -1, & \text{ascending flows.} \end{cases}$$

The supply (network) characteristic sensitivity to changes in flow rate/flow velocity is:

$$f' = \frac{d\Delta P_p}{dG} \quad \text{or} \quad f' = \frac{d\Delta P_p}{dv}. \quad (10)$$

For pressure pumps, the supply (network) characteristics design sensitivity is:

$$f'(G, v) \leq 0. \quad (11)$$

CHI conditions for the pump at the maximum permissible (critical) velocity are:

$$v \geq v_{\max} = \min \left\{ \sqrt{\frac{2N_{\max}}{\rho}}, \sqrt{\frac{2[P_1(L_1) - P_s]}{\rho}} \right\}. \quad (12)$$

where N_{\max} is the maximum admissible hydrodynamic load on the pump working components.

Pump CHI conditions at pump minimum permissible head ΔP_{\min} are:

$$2 \leq \Delta P_{\min} = P_1 - P_2 - \Delta P_1 - \Delta P_2. \quad (13)$$

Results of computational modeling. The above method for determining the pumps' CHI emergence conditions was applied to the following ASSs of WWER-1000 NPPs:

high-pressure safety boron injection system TQ13;

high-head safety boron injection system TQ14.

Structural and technical characteristics for components of the TQ13 and TQ14 systems (including pumps and their HFCs) are presented in [22].

Pumps' HFC are defined with the approximation of design relations:

$$\Delta P_p = \sum_{i=1}^n a_i v^i, \quad (14)$$

where a_i are the approximation coefficients for a specific pump type.

Conservatively (in relation to HFC inertance), the hydraulic resistance coefficients of pipeline systems and pumps are assumed constant.

Equations (4) — (14) for the TQ13 and TQ14 systems have been solved using a mathematical model with the Runge-Kutta numerical method.

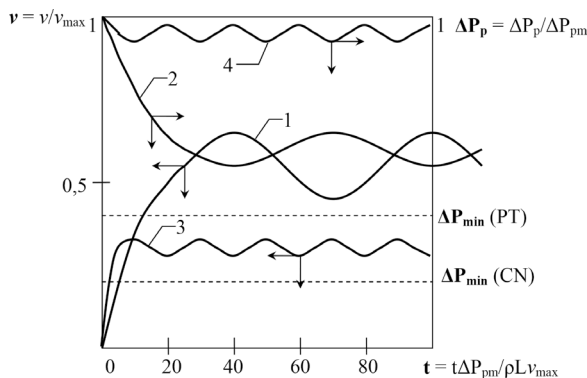


Fig. 3. Results of computational modeling of fluctuations in hydrodynamic parameters in start-up of TQ13,14 safety system pumps:

- 1 — relative average velocity at starting pumps CN 150–110, CN 160–110;
- 2 — relative pressure of pumps CN 150–110, CN 160–110;
- 3 — relative average flow rate at starting pumps PT 6/160-C;
- 4 — relative head of pumps PT 6/160-C

The main results of computational modeling are shown in Fig. 3 and are as follows.

1. For both TQ13 and TQ14 systems, there are no conditions for CHI occurrence in pump start-up:

$$\frac{v(t)}{v_{\max}} < 1; \quad \Delta P_p(t) \leq \Delta P_{\min}. \quad (15)$$

2. Variations in the hydrodynamic parameter amplitudes and oscillation frequencies for different types of pumps are determined by their HFC differences: for CN50/160–110 pumps, HFC is similar to the HFC curve shown in Fig. 2; and for PT16-C pumps, HFC is much less inertial.

3. The obtained results testifying that there are no conditions under which the CHI would occur in start-up of TQ13 and TQ14 pumps are quite conservative, since the assumptions accepted in computational modeling determine the limiting conditions for the CHI emergence. Thus, for example, when the nonstationary nature of hydraulic resistance coefficients for valves is more realistically taken into account in pump start-up, the effect of HFC inertance onto preconditions for CHI occurrence is less significant.

Conclusions

1. To analyze the reliability of nuclear power plant active safety systems, an original method for determining the conditions for the critical (for operability) hydraulic impacts at pipeline system components in transient operation modes is proposed.

The proposed method is based on the inertance of the head-flow pump characteristic determining the effect on the conditions involving hydraulic impact occurrence when the pipeline system hydrodynamic parameters change in transient modes (for example, when pumps are starting). The determining factor for inertia of the pressure-supply characteristic is the delay time of response to the change in the system hydrodynamic parameters, which depends both on the structural and technical parameters of system components and on the hydrodynamic parameters' change rate in transient modes.

2. It is established that with a sufficiently large inertance of pumps' pressure-head characteristic, the critical hydraulic impact may occur on the pumps both at the maximum permissible flow rate in the system and at the minimum allowable pump head.

3. Using the developed method, the conditions for the CHI occurrence at components of the primary emergency boron injection systems of serial power units with WWER-1000 reactors have been analyzed.

The analysis shows that for all systems considered, there are no conditions for the critical hydraulic impacts in pump start-up.

4. The proposed method can be applied to any pipeline systems of thermal and nuclear power plants that include pressure pumps.

References (BSI)

1. Brennen, C. E. (2011), Hydrodynamics of pumps, Cambridge University Press, 304 p.
2. Jelali, M., Kroll, A. (2012), Hydraulic servo-systems: modelling, identification and control, Springer Science & Business Media, 356 p.
3. Grin'ko, L. P., Papira, A. N (1975), Blade pumps [Lopastnyye nasosy], L.: Mechanical Engineering, Leningrad, 432 p. (Rus)

4. Derakhshan, S., Nourbakhsh, A. (2008), "Theoretical, numerical and experimental investigation of centrifugal pumps in reverse operation", *Experimental Thermal and Fluid Science*, V. 32, No. 8, pp. 1620–1627.

5. Mollazade, K., et al. (2008), "An intelligent combined method based on power spectral density, decision trees and fuzzy logic for hydraulic pumps fault diagnosis", *Parameter*, V. 186, p. 11829. doi <https://doi.org/10.5281/zenodo.1055695>.

6. Li, S. C. (ed.) (2000), *Cavitation of hydraulic machinery*, V. 1, World Scientific, 492 p.

7. Li, G., Xu Y., Hao S. (2007), "A New Circuit in Double Pumps Hydraulic System of Modular Machine Tool's Power Sliding Feed Table and Its PLC Control", *Modular Machine Tool & Automatic Manufacturing Technique*, V. 6, p. 021.

8. Chaichan, Miqdam Tariq, Al-Zubaidi, Dina Saadi Muneam (2017), "Control of hydraulic transients in the water piping system in Badra-pumping station No. 5", *Al-Nahrain Journal for Engineering Sciences*, 18.2, pp. 229–239.

9. Broussard, Joel N., et al. (2017), Torsional coupling for electric hydraulic fracturing fluid pumps, U.S. 9,650,879, United States Patent.

10. Sivaramakrishnan, Shyam, et al. (2017), Hydraulic control system for a reverse osmosis hydraulic pump, U.S. 9,638,179, United States Patent.

11. Cryer, Robert Douglas, et al. (2017), System and method for powering a hydraulic pump, U.S. 9,579,980, United States Patent.

12. Amirov, Fikrat E. (2017), "Investigations of hydrodynamically active additions in pumps and vane hydraulic machines", *EGU General Assembly Conference Abstracts*, V. 19. (2017EGUGA.1912550A)

13. Zhukovskiy, N. E. (1949), On hydrodynamic impact in water supply systems. [O gidrodinamicheskom udare v vodoprovodnykh sistemakh], GITTL, 100 p. (Rus)

14. Accidents at boiler inspection facilities and measures to prevent them, Gosgortekhnadzor's Newsletter (1965) [Avarii na ob'yekтах kotlonadzora i mery po ikh preduprezhdeniyu, Informatsionnoye pis'mo Gosgortekhnadzora], Nedra, Moscow, 174 p. (Rus)

15. Khachatryan, S. A. (1983), Wave processes in compressor units [Volnovye protsessy v kompressornykh ustanovkakh], Mashinostroyeniye, Moscow, 222 p.

16. Gerliga, V. A., Khabenskiy, V. B. (1994), Instability of the coolant flow in power equipment [Nestabil'nost' potoka teplonositeleya v energooborudovanii], Energoizdat, Moscow, 288 p.

17. Korolev, A. V., Zhou Hui Yu (2016), "Research of dynamics at normal operation and interrupted feed of piston pumps" [Issledovaniye dinamiki porshnevogo nasosa v normal'nom rezhime i pri sryve podachi], *Refrigeration Engineering and Technology*, V. 52, Issue 52, pp. 4–8. doi <https://doi.org/10.15673/ret.v52i5.282>

18. Mazurenko, A. S., Skalozubov, V. I., Kozlov, I. L., Chulkin, O. A., Pirkovskiy, D. S. (2017), "Determining the Conditions for the Hydraulic Impacts Emergence at Hydraulic Systems", *Problemele energeticii regionale, Termoeenergetica, Moldova*, 2 (34), pp. 98–104.

19. Skalozubov, V. I., Zhou Huiyu, Chulkin, O. A., Pirkovskiy, D. S. (2017), "Modelling method of conditions for reliability-critical hydraulic impacts on pumps of thermal and nuclear power plants", *Problems of Atomic Science and Technology*, № 4 (110), pp. 74–78.

20. Skalozubov, V. I., Chulkin, O. A., Pirkovskii, D. S. (2017), "Determination of preconditions for hysroimpacts in hydraulic systems [Vyznachennya umov vynyknennya hidroudarih u hidrosystemakh]", *Modern problems of refrigeration equipment and technology / Collection of abstracts presented at the XI All-Ukrainian scientific and technical conference*, ONACHT, Odessa, p. 193 (Rus).

21. Skalozubov V. I., Oborsky G. A., Kozlov I. L et al. (2013), A complex of methods for reassessing the nuclear power engineering safety in Ukraine, taking into account lessons of ecological disasters in Chernobyl and Fukushima [Kompleks metodov pereotsenki bezopasnosti atomnoy energetiki Ukrainy s uchetom urokov ekologicheskikh katastrof v Chernobyle i Fukusime]: monograph: Astroprint, Odessa, 242 p.

22. 00.UTs.RO.Ps.317 Emergency boron injection system (TQ13). High-pressure boron injection system (TQ14) [Sistema avariynogo vvoda bora (TQ13). Sistema avariynogo vvoda bora vyisokogo davleniya (TQ14) : 00.UTs.RO.Ps.317], NNEGС «Energoatom», Zaporizhzhya NPP, 2008.

Анализ критических условий надежности при гидроударах в активных системах безопасности ядерных энергетических установок с ВВЭР-1000

Скалозубов В. И., Козлов И. Л., Чулкин О. А.,
Комаров Ю. А., Пионтковский О. И.

Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса, Украина

Для анализа надежности активных систем безопасности ядерных энергетических установок предложен оригинальный метод определения условий возникновения критических (для работоспособности) гидравлических ударов. Предлагаемый метод основан на определяющем влиянии инерционности напорно-расходной характеристики на условия возникновения гидроударов при изменении гидродинамических параметров в трубопроводной системе в переходных режимах (например, при запуске насосов). Определяющим фактором инерционности напорно-расходной характеристики является время запаздывания обратных реакций на изменение гидродинамических параметров в системе, которое зависит как от конструктивно-технических параметров элементов системы (в том числе и насосов), так и от скорости изменения гидродинамических параметров в переходных режимах.

На основе разработанного метода проведен анализ условий возникновения критических гидроударов в системе аварийного ввода бора в первый контур серийных энергоблоков с реакторами типа ВВЭР-1000. В результате проведенного анализа установлено, что для рассмотренной системы отсутствуют условия возникновения критических гидроударов при запуске насосов.

Предложенный метод может быть распространен на любые трубопроводные системы тепловых и ядерных энергетических установок, в состав которых входят напорные насосы.

Ключевые слова: насос, гидроудар, инерционность, напорно-расходная характеристика.

Аналіз критичних умов надійності при гідроударах в активних системах безпеки ядерних енергетичних установок з ВВЕР-1000

Скалозубов В. І., Козлов І. Л., Чулкін О. О.,
Комаров Ю. О., Піонтовський О. І.

Одеський національний політехнічний університет, м. Одеса, Україна

Для аналізу надійності активних систем безпеки ядерних енергетичних установок запропоновано оригінальний метод визначення умов виникнення критичних (для працездатності) гідравлічних ударів. Пропонований метод засновано на визначальному впливі інерційності напірно-витратної характеристики на умови виникнення гідроударів при зміні гідродинамічних параметрів у трубопровідній системі в перехідних режимах (наприклад, при запуску насосів). Визначальним чинником інерційності напірно-витратної характеристики є час запізнювання зворотних реакцій на зміну гідродинамічних параметрів у системі, який залежить як від конструкційно-технічних параметрів елементів системи (у тому числі і насосів), так і від швидкості зміни гідродинамічних параметрів у перехідних режимах.

На основі розробленого методу проведений аналіз умов виникнення критичних гідроударів в системі аварійного введення бору в перший контур серийних енергоблоків з реакторами типу ВВЕР-1000. У результаті проведеного аналізу встановлено, що для розглянутій системи відсутні умови виникнення критичних гідроударів при запуску насосів.

Запропонований метод може бути поширений на будь-які трубопровідні системи теплових і ядерних енергетичних установок, до складу яких входять напірні насоси.

Ключові слова: насос, гідроудар, інерційність, напірно-витратна характеристика.

Отримано 07.06.2018

Адаптація розрахункових моделей HELIOS паливних касет ВВЕР-440 для використання програмою TRACE/PARCS

Овдієнко Ю. М.

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-7016-1841>

Кучин О. В.

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-9334-4977>

Єременко М. Л.

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-5411-7920>

Власенко П. А.

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна

Важливим етапом впровадження в практику дослідження безпеки розрахункових комплексів на основі рішення рівняння переносу нейтронів у малогруповому дифузійному наближенні є підготовка бібліотеки нейтронно-фізичних констант (НФК). Від якості підготовки бібліотеки залежить точність моделювання фізичних процесів в активній зоні. Слід зазначити, що така бібліотека НФК повинна бути підготовлена в форматі, що реалізований в розрахунковому комплексі, та з використанням спектрального коду, який досить адекватно моделює тепловиділяючу збірку. Оптимальним шляхом підготовки бібліотеки констант для малогрупового дифузійного коду PARCS, що впроваджується в ДНТЦ ЯРБ практику дослідження безпеки в складі сполученого термогідрравлічного та нейтронно-фізичного комплексу TRACE/PARCS, є адаптація раніше розроблених та валідованих моделей паливних касет для спектральної програми HELIOS. В роботі представлена процедура адаптації розрахункової для програми HELIOS робочої касети реактора ВВЕР-440, включаючи поглинаючу наставку і перехідну частину, яка забезпечує структуру вихідних файлів, необхідну для коректної роботи програми GENPMAX при підготовці малогрупових констант до програми PARCS. Представлені підходи до вибору параметрів станів активної зони для підготовки констант в форматі програми PARCS. Наведені результати аналізу коректності проведеної адаптації розрахункових моделей паливних касет реактору ВВЕР-440 для програми HELIOS на основі порівняльного аналізу розмножуючих властивостей робочої касети за результатами розрахунків на основі моделі HELIOS, розробленої для підготовки бібліотек для програми DYN3D, що валідована на сьогодні та використовується в ДНТЦ ЯРБ, і на основі моделі HELIOS адаптованої для програми GENPMAX.

Ключові слова: програма HELIOS, програма PARCS, малогрупові константи, розрахункова модель паливної касети, параметри станів активної зони реактора.

© Ю. М. Овдієнко, О. В. Кучин, М. Л. Єременко, П. А. Власенко, 2019

Широке застосування для моделювання складних процесів в активній зоні ядерних реакторів отримують на сьогоднішній час зв'язані термогідрравлічні та нейтронно-фізичні розрахункові програми. Однією з таких програм є комп'ютерний код TRACE з модулем тривимірної кінетики PARCS [1]. Цей комп'ютерний код використовується, перш за все, для аналізу безпеки реакторної установки в перехідних та аварійних режимах. Важливим етапом впровадження розрахункового комплексу TRACE/PARCS у практику дослідження безпеки є підготовка бібліотеки нейтронно-фізичних констант (НФК), від якості якої залежить точність моделювання фізичних процесів в активній зоні. Бібліотека НФК має бути підготовлена у форматі, передбаченому в програмі PARCS з використанням спектрального коду, який досить адекватно моделює тепловиділяючу збірку (ТВЗ). Оптимальним шляхом підготовки бібліотеки малогрупових констант для програми PARCS є адаптація розроблених ДНТЦ ЯРБ та валідованих моделей паливних касет для спектральної програми HELIOS [2]. Зазначимо, що штатну програму GenPMAXS [3], яка обробляє вихідний файл HELIOS та готує НФК у форматі PARCS, не можна застосувати до вихідних файлів HELIOS, розроблених у ДНТЦ ЯРБ. Розв'язання цієї проблеми вимагає проведення адаптації розроблених ДНТЦ ЯРБ розрахункових моделей HELIOS під шаблон програми GenPMAXS з огляду підходів щодо апроксимацій значень макроскопічних перерізів взаємодії, що реалізовані в програмі PARCS.

Характеристики розрахункових моделей HELIOS для ВВЕР-440. Параметри розробленої ДНТЦ ЯРБ розрахункової моделі паливної касети ВВЕР-440 для програми HELIOS визначені на підставі проектної документації на реакторну установку ВВЕР-440 [4, 5], а також виконаного аналізу чутливості результату розрахунку розмножуючих властивостей стосовно таких параметрів, як кількість радіальних шарів паливної таблетки, ступінь деталізації розрахункової чарунки, порядок дискретизації кутової

Таблиця 1. Основні характеристики паливних касет ВВЕР-440, які використовуються в розрахунковій моделі ДНТЦ ЯРБ

Параметр	Значення	
	РК	ТВЗ
Радіус центрального отвору уранової серцевини, см	0,075	0,075
Радіус уранової серцевини, см	0,37825	0,37825
Крок розміщення твелів, см	1,22	1,22
Внутрішній радіус оболонки твела, см	0,386	0,386
Зовнішній радіус оболонки твела, см	0,4575	0,4575
Зовнішній розмір «під ключ» чохла касети, см	14,3	14,4
Товщина чохла касети, см	0,15	0,20
Розмір «під ключ» розрахункової чарунки, см	14,7	14,7
Маса палива (двоокису урану), кг	136,96	131,17
Висота паливного стовпа, см	242	232
Маса дистанціонуючої решітки, кг	1,184	1,184

залежності поверхневих струмів тощо, виходячи з оптимального співвідношення «точність — витрати розрахункового часу».

Основні характеристики паливних касет ВВЕР-440, що закладені в розрахункову модель ДНТЦ ЯРБ, наведено в табл. 1.

Щоб підготувати бібліотеку НФК для розрахунку реактора ВВЕР-440, крім перерізів самої паливної касети треба адаптувати моделі поглинаючої надставки та перехідної частини органу регулювання (ОР) автоматичного регулювання та контролю (АРК). Геометричні моделі паливних касет, поглинаючої надставки та перехідної частини АРК, що демонструють ступінь деталізації розрахункової чарунки, представлені на рис. 1-4.

Враховуючи високий ступінь валідації розроблених ДНТЦ ЯРБ розрахункових моделей HELIOS для розрахунку активних зон ВВЕР-440 програмою DYN3D [6], всі геометричні особливості цих моделей у вигляді кількості радіальних шарів паливної таблетки, ступеня деталізації розрахункової чарунки, порядку дискретизації кутової залежності поверхневих струмів, способу моделювання дистанціонуючої решітки та ін — застосовані в моделі HELIOS, що використовуватиметься в підготовці бібліотеки для програми PARCS.

Основні зміни до розрахункових моделей. Основні зміни до розроблених ДНТЦ ЯРБ розрахункових моделей обумовлені насамперед відмінностями обробки вихідних даних програмами DYN3D та PARCS для розв'язання рівняння дифузії нейтронів. Так, стосовно основних перерізів взаємодії та параметрів кінетики внесено такі зміни в моделі:

- коефіцієнт дифузії замінено транспортним перерізом взаємодії;
- з перерізу поглинання в швидкій групі нейтронів виключено складову розсіювання;
- переріз вводу нейтронів із швидкої групи в теплову замінено повною матрицею розсіювання;
- мікроскопічні перерізи поглинання нейтронів ядрами ксенону та самарію на заміну ефективного одноступінцевого вигляду наведено у двогруповому вигляді — для швидкої та теплової груп;
- постійні розпаду та частини нейтронів, що спізнюються, наведено у вихідному файлі в одноступінцевому вигляді на заміну двогрупового;
- фактори розривності потоку нейтронів на границі розрахункової чарунки розраховуються для кожного варіаційного розрахунку за теплофізичними параметрами (так званого «бренчу») для урахування залежності від зміни теплогідролічних характеристик.

Крім того, в розрахунковій моделі перейменовано змінні та введено ключові слова відповідно до формату, необхідного для коректної обробки вихідного файлу HELIOS програмою GenPMAXS.

Вибір станів для формування бібліотеки констант у форматі PMAXS. Макроскопічні перерізи взаємодії у форматі PMAXS, що використовується програмою PARCS, задаються в припущенні лінійної суперпозиції частинних похідних перерізів за незалежними змінними до перерізів референсного стану. Формат PMAXS ґрунтується на апроксимаційній залежності перерізів взаємодії від теплофізичних параметрів, наявності поглинача, фактора впливу сусідніх нод тощо.

Частинні похідні макроскопічних перерізів взаємодії беруться в середній точці між референсним значенням

та значенням стану в поточній ноді. Ці часткові похідні отримуються кусково-лінійною інтерполяцією попередньо згрупованих даних. Внесок незалежних змінних визначається як добуток частинної похідної макроскопічних перерізів взаємодії та величини варіації самої незалежної змінної.

Кожна з трьох груп незалежних змінних макроскопічного перерізу взаємодії: фактор наявності поглинача, змінні для поточної ноди, змінні для сусідньої ноди — може визначатися у різний спосіб, що вимагає вибору відповідного набору незалежних змінних для конкретної поставленої задачі. Мікроскопічні перерізи взаємодії ксенону та самарію задаються так само, як і зазначені вище основні макроскопічні перерізи.

Формат PMAXS дає змогу ввести в бібліотеку перерізів 12 незалежних змінних: фактор наявності поглинача; густина теплоносія; концентрація рідкого поглинача в теплоносії; температура палива; температура теплоносія; домішки в теплоносії; густина уповільнювача; концентрація рідкого поглинача в уповільнювачі; температура уповільнювача; домішки в уповільнювачі; різниця в густині між сусідньою та поточною касетами; різниця у вигоранні між сусідньою та поточною касетами.

Аналіз станів для режимів експлуатації ВВЕР-440. Враховуючи специфіку водоохолоджуваних реакторів ВВЕР з водою під тиском, бібліотека нейтронно-фізичних перерізів вимагає введення щонайменше таких незалежних змінних, як наявність (частка) поглинача, тобто касети АРК; густина теплоносія; концентрація борної кислоти в теплоносії; температура палива; температура теплоносія.

Тестування підготовлених бібліотек проводиться порівнянням результатів розрахунків з експериментальними даними та результатами розрахунків іншими розрахунковими кодами. Ці результати отримані, як правило, в режимах нормальної експлуатації, тому бібліотека повинна, щонайменше, охоплювати діапазон зміни параметрів у межах нормальної експлуатації.

Параметри активної зони ВВЕР-440 під час роботи на потужності в режимах нормальної експлуатації, що мають бути охоплені бібліотекою, наведено в табл. 2. Щоб виконувати розрахунки режимів з порушенням нормальної експлуатації, вищезазначений діапазон доцільно розширити відповідно до табл. 3.

На основі аналізу табл. 2 і 3 бібліотека перерізів для паливних касет ВВЕР-440 має охопити діапазони, наведені в табл. 4.

Таблиця 2. Параметри активної зони ВВЕР-440 під час роботи на потужності

Параметр	Значення		
	мінімальне	середнє	максимальне
Густина теплоносія, кг/м ³	692 (ном.)*	757 (ном.)	792(МКР)
Температура теплоносія, °C	260 (МКР)	281 (ном.)	314 ¹
Концентрація борної кислоти, г/кг	0,0	≈3,0 (ном., сер. кампанії)	≈9 (МКР, поч., кампанії)
Температура палива, °C	260 (МКР)	565 (ном.)	1170 (ном.)*

*Найбільш напружена паливна касета

Таблиця 3. Деякі граничні параметри активної зони ВВЕР-440 під час роботи в режимах з порушенням нормальної експлуатації

Параметр	Значення	Примітка
Густина теплоносія, кг/м ³	<500	За умови пароутворення
	1000	За умови заходження
Температура теплоносія, °С	328	Максимальне значення — температура насичення
	≈150	За умови заходження
Температура палива, °С	2500	Максимальне значення — температура плавлення
	≈150±200	За умови заходження

Таблиця 4. Діапазон зміни параметрів бібліотеки перерізів для паливних касет ВВЕР-440

Параметр	Значення	
	мінімальне	максимальне
Густина теплоносія, кг/м ³	500	1000
Температура теплоносія, °С	147	328
Концентрація борної кислоти, г/кг	0	12
Температура палива, °С	177	2227

Вибір історії вигорання та параметрів розрахункових брэнчів. Формат бібліотеки RMAXS передбачає можливість розрахунку перерізів залежно від кількох історій вигорання палива. Враховуючи, що паливо в реакторах ВВЕР вигоряє, як правило, під час роботи реакторної установки на номінальному рівні потужності або на близьких до нього рівнях, для формування тестової бібліотеки перерізів достатньо використати одну історію вигорання з параметрами активної зони, близькими до середніх на номінальному рівні потужності. Ґрунтуючись на наведених у табл. 2 даних, для тестової бібліотеки перерізів вибрано такі параметри історії вигорання: густина теплоносія — 750 кг/м³; температура теплоносія — 288,5 °С (561,5 К); концентрація борної кислоти — 2,86 г/кг (500 ppm); температура палива — 627 °С (900 К).

Враховуючи вибрані параметри історії вигорання та діапазони зміни параметрів, наведених у табл. 2—4, для бібліотеки перерізів взаємодії вибрано параметри референсного стану та брэнчів, наведені в табл. 5.

Порівняльний аналіз розмножуючих властивостей робочої касети. Для перевірки коректності проведеної адаптації розрахункових моделей паливних касет реактора ВВЕР-440 для програми HELIOS виконано порівняльний аналіз розмножуючих властивостей робочої касети за результатами розрахунків на основі моделі HELIOS, розробленої для підготовки бібліотек констант до програми DYN3D, що валідована на сьогодні та використовується в ДНТЦ ЯРБ, і на основі моделі HELIOS для програми GENPMAX.

Порівняльний аналіз розмножуючих властивостей виконано як для референсного стану, так і для деяких брэнчів, що характеризують стани зі збуреними значеннями

Таблиця 5. Параметри референсного стану та брэнчів

Стан	Густина теплоносія, кг/м ³	Концентрація борної кислоти, ppm	Температура палива, К	Температура теплоносія, К
Референсний	744,24	1000	900	561,5
DCN№ 1	500	1000	900	561,5
DCN№ 2	697,29	1000	900	561,5
DCN№ 3	782,32	1000	900	561,5
DCN№ 4	1000	1000	900	561,5
PCN№ 1	744,24	0	900	561,5
PCN№ 2	744,24	250	900	561,5
PCN№ 3	744,24	500	900	561,5
PCN№ 4	744,24	750	900	561,5
PCN№ 5	744,24	1500	900	561,5
PCN№ 6	744,24	2000	900	561,5
PCN№ 7	500	250	900	561,5
PCN№ 8	500	750	900	561,5
PCN№ 9	500	2000	900	561,5
PCN№ 10	1000	250	900	561,5
PCN№ 11	1000	750	900	561,5
PCN№ 12	1000	2000	900	561,5
TFN№ 1	500	1000	450	561,5
TFN№ 2	500	1000	2500	561,5
TFN№ 3	744,24	1000	450	561,5
TFN№ 4	744,24	1000	2500	561,5
TFN№ 5	1000	1000	450	561,5
TFN№ 6	1000	1000	2500	561,5
TSCN№ 1	500	1000	900	420
TSCN№ 2	500	1000	900	600
TSCN№ 3	744,24	1000	900	420
TSCN№ 4	744,24	1000	900	600
TSCN№ 5	1000	1000	900	420
TSCN№ 6	1000	1000	900	600

основних теплофізичних параметрів активної зони (густина теплоносія, температура теплоносія, концентрація борної кислоти, температура палива). Результати розрахунку коефіцієнта розмноження нейтронів нескінченного середовища з використанням двох різних моделей HELIOS наведено на рис. 5–9. Отримані дані свідчать про те, що відхилення коефіцієнта розмноження за різними моделями не перевищує $\Delta K_{inf} \approx 0,003$; що є цілком прийнятним та свідчить про коректність виконаної адаптації розрахункових моделей. Найвнє відхилення коефіцієнта розмноження пояснюється вибором різних параметрів історії вигорання в моделях HELIOS для програм DYN3D та PARCS.

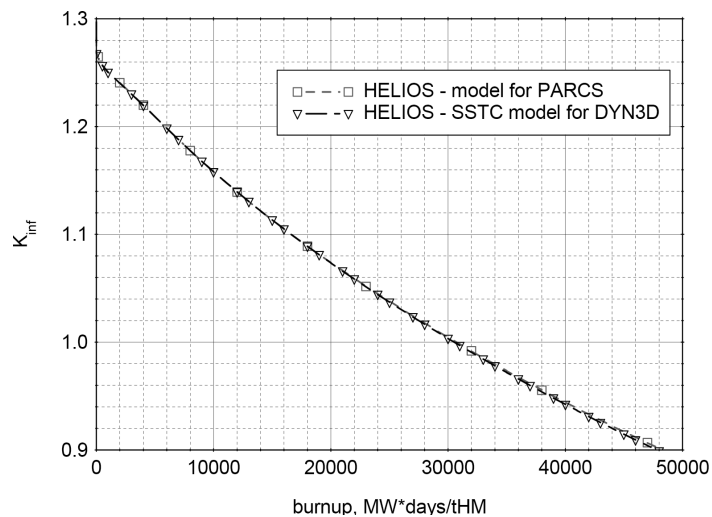
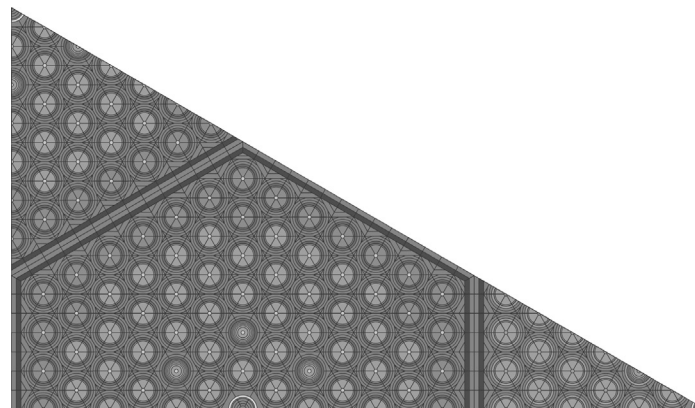
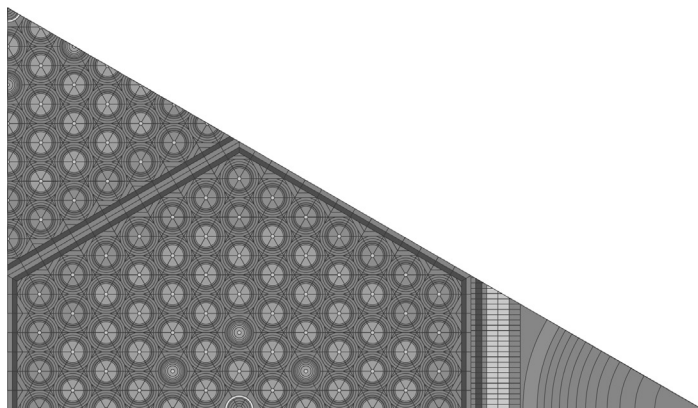
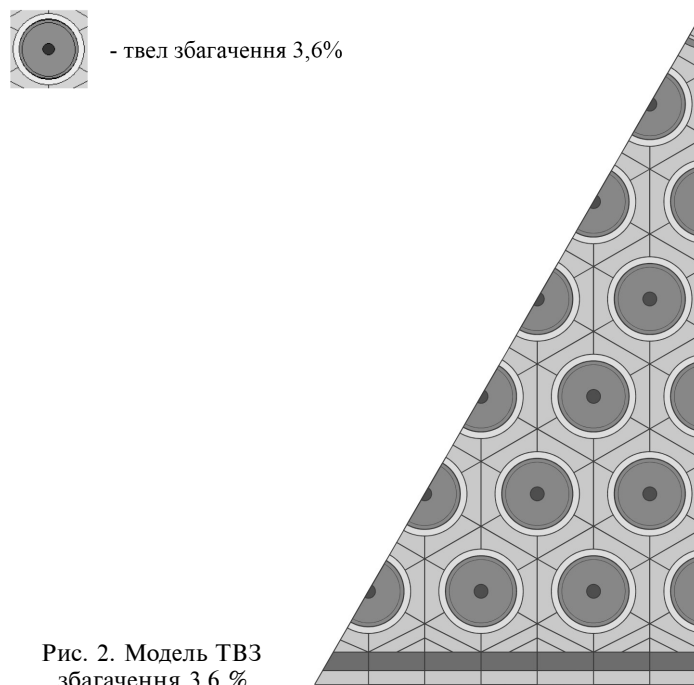
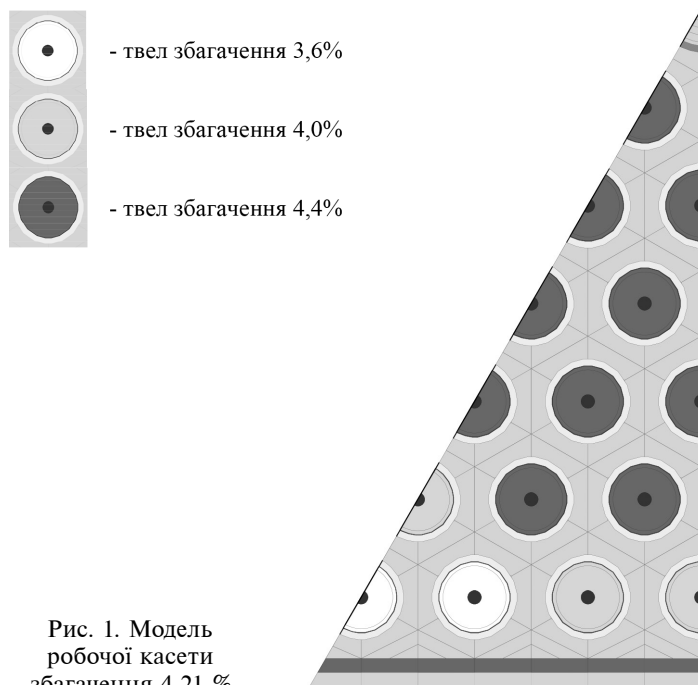


Рис. 5. Коефіцієнт розмноження для референсного стану робочої касети середнього збагачення 4,21 %

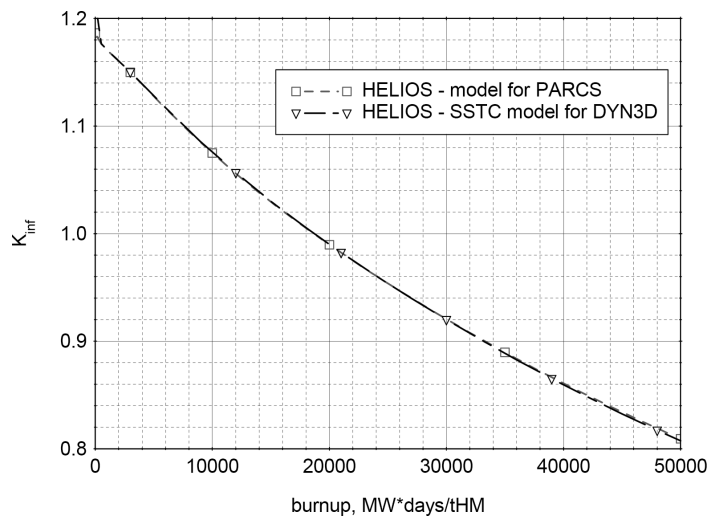


Рис. 6. Коефіцієнт розмноження для брэнчу по густині теплоносія ($\gamma = 500 \text{ кг/м}^3$) робочої касети середнього збагачення 4,21 %

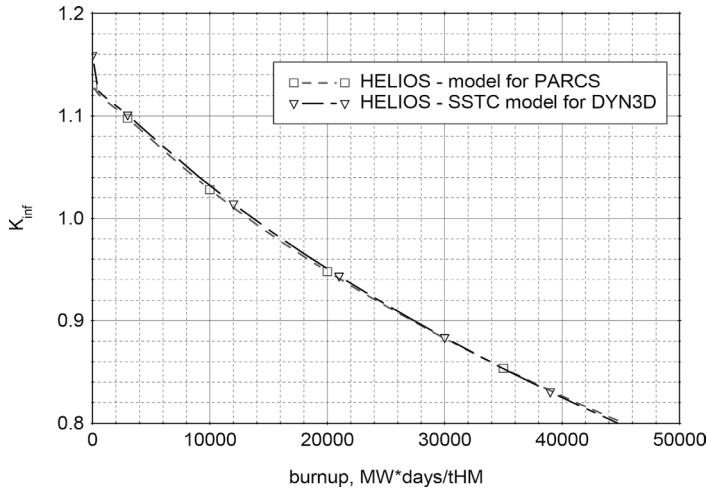


Рис. 7. Коефіцієнт розмноження для брэнчу по концентрації борної кислоти ($C_b=2000$ ppm) робочої касети середнього збагачення 4,21 %

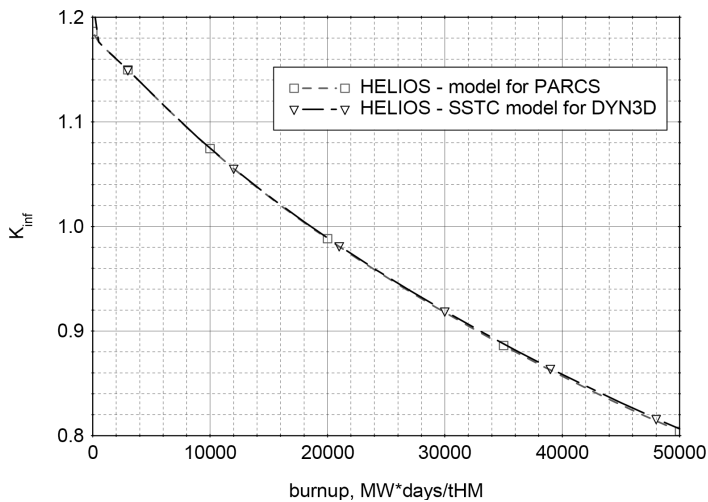


Рис. 9. Коефіцієнт розмноження для брэнчу по температурі теплоносія ($T_{mod} = 420$ K, $\gamma = 500$ кг/м³) робочої касети середнього збагачення 4,21 %

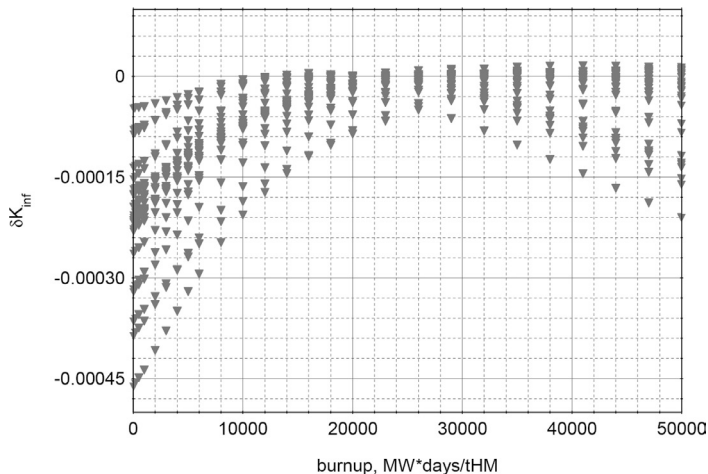


Рис. 11. Різниця між значеннями коефіцієнта розмноження для всіх брэнчів ТВЗ збагачення 3,6 %, розрахованими спектральним кодом HELIOS та за допомогою двогрупового дифузійного наближення

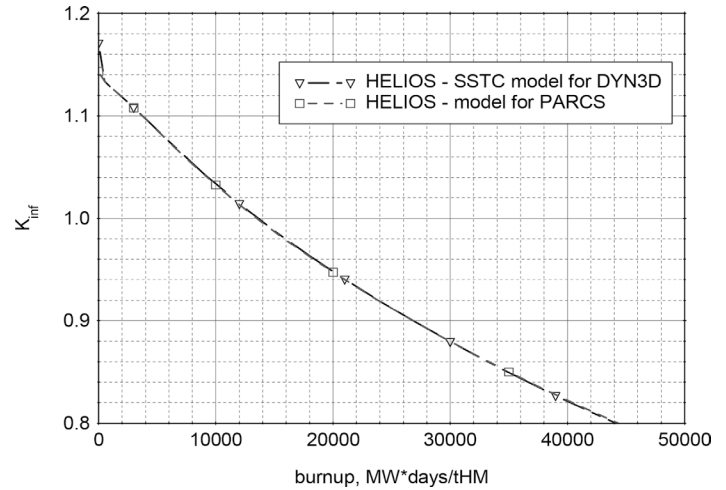


Рис. 8. Коефіцієнт розмноження для брэнчу по температурі палива ($T_{mod} = 2500$ K, $\gamma = 500$ кг/м³) робочої касети середнього збагачення 4,21 %

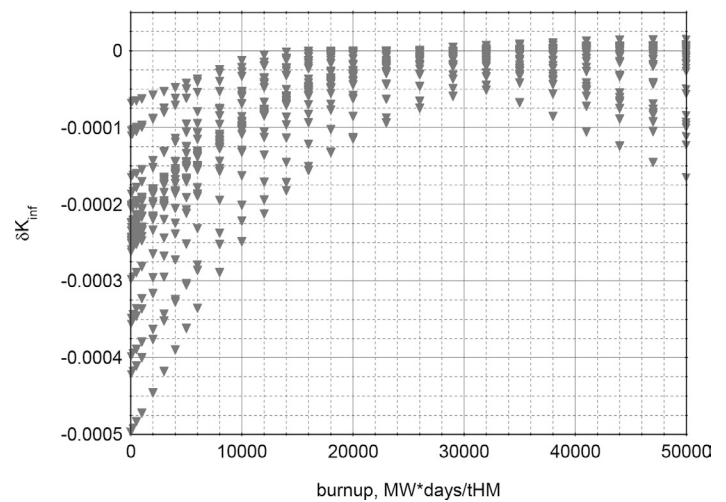


Рис. 10. Різниця між значеннями коефіцієнта розмноження для всіх брэнчів робочої касети середнього збагачення 4,21 %, розрахованими спектральним кодом HELIOS та за допомогою двогрупового дифузійного наближення

Різниця між коефіцієнтами розмноження для всіх брэнчів робочої касети середнього збагачення 4,21 % та ТВЗ збагачення 3,6 %, розрахованими спектральним кодом HELIOS та за допомогою двогрупового дифузійного наближення, представлена на рис. 10 та 11. Невелике за абсолютним значенням відхилення $|\Delta K_{inf}| < 0,0005$ свідчить про застосовність підготовленої бібліотеки для розв'язання задач у дифузійному наближенні, яке реалізовано в програмі PARCS.

Висновки

1. В рамках виконаної роботи адаптовано моделі до програми HELIOS для робочої касети збагачення 4,21 % та ТВЗ збагачення 3,6 % реактора ВВЕР-440, включаючи поглинаючу надставку та перехідну частину; ці моделі забезпечують структуру вихідних файлів, необхідну для коректної роботи програми GENPMAX.

2. Враховуючи проаналізовані діапазони зміни параметрів, для бібліотеки перерізів взаємодії вибрано параметри референсного стану та брэнчів.

3. На основі адаптованих моделей до програми HELIOS та вибраних теплофізичних станів для робочої касети збагачення 4,21 % та ТВЗ збагачення 3,6 % реактора ВВЕР-440 підготовлено бібліотеку перерізів, що використовується для подальших розрахунків перехідних процесів за допомогою програми PARCS.

4. Виконано порівняльний аналіз розмножуючих властивостей робочої касети за результатами розрахунків на основі моделі HELIOS, розробленої для підготовки бібліотек для програми DYN3D, що валідована на цей час та використовується в ДНТЦ ЯРБ, і на основі моделі HELIOS для програми GENPMAX. Відхилення коефіцієнта розмноження, отримані з використанням різних моделей, не перевищує $\Delta K_{inf} \approx 0,003$, що є цілком прийнятним результатом та свідчить про коректність виконаної адаптації розрахункових моделей.

Список використаної літератури

1. Downar T., Xu Y., Seker V. PARCSv3.0 Theory Manual. UM-NERS-09-001. October, 2009.
2. HELIOS, Documentation, Studsvik Scandpower, 2007.
3. Xu Y., Collins B., Downar T. GENPMAXS V. 9: Program for Generating the PARCS Cross Section Interface File PMAXS. UM-NERS-09-004. October, 2009.
4. Комплекс касет ВВЕР-440 (тип В-213) каталожное описание У 0440.00.00.000 ДКО.
5. EP21-2005.110.ОД.1. Ровенская АЭС. Энергоблок № 1 Обоснование внедрения касет обогащением 4,21 % на энергоблоках № 1, 2 Ривненской АЭС в промышленную эксплуатацию. Разработка главы ОАБ «Анализ проектных аварий» для энергоблоков № 1,2 с учетом обоснования внедрения касет обогащением 4,21 % и замечаний государственной экспертизы и независимой проверки АПА РАЭС-1. Отчет. База данных по ЯППУ, 2005.
6. Grundmann U., Rohde U., Mittag S., Kliem S. DYN3D, Version 3.2, Code for calculation of transient in Light Water Reactors (LWR) with Hexagonal or Quadratic Fuel Elements. Description of Models and Methods. Report FZR-434, Rossendorf, 2005.

References

1. Downar T., Xu Y., Seker V. (2009). PARCSv3.0 Theory Manual. UM-NERS-09-001, October, 2009.
2. HELIOS, Documentation, Studsvik Scandpower, 2007
3. Xu Y., Collins B., Downar T. (2009). GENPMAXS. V. 9: Program for Generating the PARCS Cross Section Interface File PMAXS. UM-NERS-09-004, October, 2009.
4. VVER-440 Assembly Set (V-213 Type). Catalogue Description [Kompleks kasset VVER-440 (tip V-312). Kataloghoie opisaniie] U0440.00.00.000 DKO.
5. ER21-2005.110.OD.1. Rivne NPP. Unit 1. Justification of 4.21 % Enrichment Fuel Assembly Implementation at Rivne NPP Units 1, 2 into Commercial Operation. Development of SAR Chapter "Design Basis Accident Analysis" for Unit 1,2 Considering Justification of 4.21 % Enrichment Fuel Assembly and Comments of State Independent Technical Review of RNPP-1 DBA. Report. NSSS Database [Rovenskaia AES. Energo blok 1. Obosnovanie vnedreniia kasset obogashcheniim 4.21 % na energobloках 1, 2, Rivnenskoi AES v promyshlennuii ekspluatatsiui. Razrabotka glavy OAB Analiz proiektnykh avarii dlia energoblokov 1, 2 s uchetom obosnovaniia vnedreniia kasset obogashcheniim 4.21 % i zamechanii gosudarstvennoi ekspertizy i nezavisimoi proverki APA RAES-1. Otchet. Baza dannyyh po YaPPU], 2005.
6. Grundmann U., Rohde U., Mittag S., Kliem S. (2005). DYN3D, Version 3.2, Code for Calculation of Transient in Light Water Reactors (LWR) with Hexagonal or Quadratic Fuel Elements. Description of Models and Methods. Report FZR-434, Rossendorf (2005).

Adaptation of HELIOS models for WWER-440 fuel assemblies to application by the TRACE/PARCS program

Ovdiienko I., Kuchyn O., Ieremenko M., Vlasenko P.

State Enterprise "State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety", Kyiv, Ukraine

The preparation of a few-group neutron cross-section library is an important step in implementation of the computer packages that are based on solution of the neutron transport equation in the few-group diffusion approximation into the safety analysis practices. The accuracy of modelling the physical neutron kinetic processes in the reactor core directly depends on the quality of few-group cross-section library. It is important to note that such cross-section library should be prepared in the format applied in the computer package and with use of a spectral code that models the fuel assembly quite adequately. The best option for preparing the few-group neutron cross-section library for the PARCS few-group diffusion code, which is being introduced into SSTC NRS safety analysis practices as a part of the TRACE/PARCS coupled neutron kinetic/thermal hydraulic package, is to adapt the previously developed and validated models of fuel assemblies for the HELIOS spectral program. The adaptation procedure for HELIOS models for WWER-440 including the fuel follower and transition part forming the input file structure required for correct work of the GenPMAXS program is presented. The approaches to the choice of reference states and branch parameters in the PARCS code format are presented. The results from correctness analysis of the adaptation of the HELIOS WWER-440 fuel assembly computer models are presented. The results are based on a comparative analysis of the fuel assembly multiplication properties obtained by the HELIOS model that was developed for preparation of the cross-section libraries for the DYN3D program (validated and widely used at SSTC NRS at present), and by the HELIOS model that was adapted for the GENPMAX program.

Keywords: HELIOS code, PARCS code, few-group cross-sections, model of WWER-440 fuel assemblies, reactor core parameters

Адаптация расчетных моделей HELIOS топливных касет ВВЕР-440 для использования программой TRACE/PARCS

Овдиенко Ю.Н., Кучин А.В., Еременко М.Л., Власенко П.А.

Государственное предприятие «Государственный научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности», г. Киев, Украина

Важным этапом внедрения в практику исследования безопасности расчетных комплексов на основе решения уравнения переноса нейтронов в малогрупповом диффузионном приближении является подготовка библиотеки нейтронно-физических констант (НФК). От качества подготовки библиотеки зависит точность моделирования физических процессов в активной зоне. Следует отметить, что такая библиотека НФК должна быть подготовлена в формате, который реализован в расчетном комплексе, и с использованием спектрального кода, который достаточно адекватно моделирует тепловыделяющую сборку. Оптимальным путем подготовки библиотеки констант для малогруппового диффузионного кода PARCS, который внедряется ГНТЦ ЯРБ в практику исследования безопасности в составе совмещенного термогидравлического и нейтронно-физического комплекса TRACE/PARCS, является адаптация ранее разработанных и валидированных моделей топливных касет для спектральной программы HELIOS. В работе представлена процедура адаптации расчетной модели для программы HELIOS рабочей кассеты реактора ВВЕР-440, включая поглощающую надставку и переходную часть, которая обеспечивает структуру входных файлов, необходимую для корректной работы программы GENPMAX при подготовке малогрупповых констант для программы PARCS. Представлены подходы к выбору параметров состояний активной зоны для подготовки констант в формате программы PARCS.

Ключевые слова: программа HELIOS, программа PARCS, малогрупповые константы, расчетная модель топливной кассеты, параметры состояний активной зоны реактора.

Отримано 22.12.2018

Сучасні методи радіохімічної переробки відпрацьованого ядерного палива

Мальцева Т. В.

*Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної і радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-7865-1378>*

Шишута А. М.

*Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної і радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-8321-3153>*

Лукашин С. О.

*Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної і радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-6047-0165>*

Статтю присвячено історії розвитку та сучасному стану технологічних та наукових досягнень у галузі радіохімічної переробки відпрацьованого ядерного палива енергетичних реакторів з водним охолодженням. Відносно відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) енергетичних реакторів атомних електростанцій (АЕС) довгострокова енергетична безпека передбачає прийняття варіанту його радіохімічного очищення, кондиціонування та рециркуляції. Переробка ВЯП необхідна для реалізації замкнутого паливного циклу та повторного використання продуктів регенерації у якості палива енергетичних реакторів. Основою сучасних технологічних схем для переробки відпрацьованого ядерного палива є процес «PUREX», розроблений з 60-х років в США. Класичний підхід до використання нуклідів урану та плутонію, що містяться у відпрацьованому ядерному паливі, полягає у відокремленні їх від продуктів поділу, збагачення відновленого урану та використання плутонію для виробництва змішаного оксидного палива (ЗМОКС) зі збідненим ураном. Сучасні переробні заводи здатні працювати з паливом при подальшому збільшенні його основних характеристик без суттєвих змін у вихідному проекті. Для того, щоб закрити паливний цикл, необхідно додати наступні технологічні етапи: (1) видалення високоактивних і довгоживучих компонентів і мінерних актинідів; (2) повернення актинідів до технологічного циклу; (3) безпечна утилізація невикористовуваних компонентів. Кожен із цих напрямків є предметом сучасних досліджень. Розроблено кілька нових перспективних багато-стадійних гідрометалургічних процесів на основі спільного вилучення тривалентних лантанідів та мінерних актинідів з їх подальшим поділом. Розроблено ряд перспективних матеріалів, які є потенційними матрицями для іммобілізації високоактивних компонентів ВЯП. Для поліпшення сумісності обробки палива з середовищем розробляються неводні технології, наприклад, пірохімічні способи переробки різних видів високоактивних видів палива на основі металів, оксидів, карбідів або нітридів. Важливим науково-технічним дослідницьким завданням є трансмутація актинідів. Результати міжнародних масштабних експериментів з розподілу і трансмутації палива з різними мінерними актинідами та довгоживучими продуктами поділу підтверджують реальну можливість та доцільність закриття ядерного паливного циклу.

Ключові слова: відпрацьоване паливо, переробка, уран, плутоній, актиніди, трансмутація.

© Мальцева Т. В., Шишута А. М., Лукашин С. О. 2019

С тосовно відпрацьованого ядерного палива енергетичних реакторів АЕС довгострокова енергетична безпека передбачає прийняття варіанту його радіохімічної переробки, кондиціонування і рециркуляції. Переробка ВЯП енергетичних реакторів потрібна для реалізації закритого паливного циклу і повторного використання продуктів регенерації в якості енергетичного реакторного палива. Уран може бути використаний в виробництві палива для реакторів на теплових нейтронах (РТН), у вигляді палива в суміші з оксидом плутонію (змішане оксидне паливо (ЗМОКС)), а також, для спалювання у реакторах на швидких нейтронах (РШН), так само, як і мінерні актиніди і деякі з довгоживучих продуктів поділу. В завдання переробки з метою регенерації палива входять: мінімізація радіаційної небезпеки ВЯП, виділення з ВЯП корисних речовин і їх подальше використання, безпечна утилізація не використовуваних компонентів.

В Україні прийнято рішення про зберігання відпрацьованого палива протягом декількох десятиків років (так зване «проміжне зберігання»). Здійснюється будівництво спеціальних проміжних «сухих» сховищ для зберігання ВЯП без його хімічного розчинення і переведення в рідкий стан. Для ВЯП Запорізької АЕС, де працює 6 реакторів ВВЕР-1000, створено пристанційне сховище контейнерного типу. ВЯП Рівненської, Хмельницької та Южно-Української АЕС розмішуватиметься у централізованому сховищі для цих трьох станцій. Можливість зберігання ВЯП на своїй території забезпечить тривалу стабільну роботу українських атомних станцій і дозволить уникнути ризиків залежності від монопольного іноземного постачальника послуг з його зберігання і переробки. Крім того, прийняте рішення дозволяє отримати запас часу для остаточного вибору відносно ВЯП за альтернативою «захоронювати або переробляти?» з урахуванням новітніх і майбутніх можливостей науки і техніки.

При радіохімічній переробці, або репроцесінгу, відпрацьоване паливо повинно бути розчинено, уран і плутоній — вилучені окремими стадіями хімічного розділення і регенерації. Виділення деяких високоактивних актинідів із залученням до паливного циклу, або окремим захороненням, дозволить суттєво знизити радіаційну небезпеку відпрацьованого палива. Метою статті є огляд технологій і наукових розробок щодо радіохімічної переробки ВЯП енергетичних легководних реакторів. Розглянуто технологічні складові паливного циклу, склад палива, розвиток радіохімічної переробки і сучасний стан наукових і технічних розробок щодо переробки ВЯП і вибіркового вилучення і трансмутації мінерних актинідів і інших компонентів.

Технологічні складові ядерного паливного циклу

Ядерний паливний технологічний цикл (ЯПЦ) — це сукупність способів видобутку урану, виробництва палива для ядерних реакторів, його використання та утилізації. ЯПЦ РТН з поверненням урану включає в себе наступні стадії: видобуток, очищення, хімічна конверсія і збагачення урану, виготовлення палива, (можливо) «сухе» проміжне зберігання, розчинення в кислоті, хімічне вилучення окремих компонентів, конверсія виділеного урану і його повернення в паливний цикл. На рис. 1 представлені відповідні виробництва сучасного технологічного ядерного циклу. Паливний цикл може бути відкритим або закритим в залежності від поводження з ВЯП.

Ядерний паливний цикл

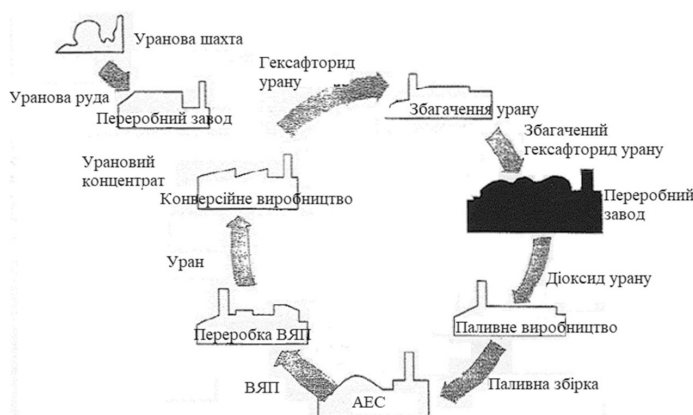


Рис. 1. Технологічні складові паливного циклу РТН

При відкритому паливному циклі (ВЯПЦ) уран збагачують і використовують для виробництва палива, а ВЯП відправляють на захоронення як радіоактивні відходи. Перевага ВЯПЦ полягає у виключенні трудомісткого етапу переробки опроміненого палива. Проте при використанні у відкритому циклі в легководних реакторах відомі ресурси урану, за оцінками, закінчуються до завершення цього століття. Основна перевага закритого ядерного паливного циклу (ЗЯПЦ) — можливість використання енергії не тільки ^{235}U , але й плутонію, спільно з високоактивними актинідами, що утворюються при опроміненні ^{238}U .

Щоб «закрити» паливний цикл, необхідно додати наступні технологічні стадії: (1) вилучення високоактивних довгоживучих продуктів поділу і актинідів, а також, цезію, стронцію; (2) повернення актинідів в технологічний цикл; (3) безпечна утилізація невикористаних компонентів (скловування, захоронення).

Класичний підхід до використання нуклідів урану і плутонію, що містяться в ВЯП, полягає в їх виділенні при переробці, повторному дозбагаченню регенованого урану і використанні плутонію для виготовлення ЗМОКС-палива зі збідненим ураном. ЗМОКС-паливо може застосовуватися як додаткове паливо для найбільш поширеного типу ядерних реакторів, а саме, легководних РТН. Однак більш ефективне використання ЗМОКС-палива — його спалювання в РШН. У 70-х роках ХХ століття інтерес до РШН був дуже високий, однак потім в США, Німеччині, Великобританії та Франції програми розвитку РШН були припинені через наявність значних запасів природного урану, що використовується в РТН. Однак сьогодні увагу до РШН знову зросла в зв'язку з обмеженістю ресурсів природного урану.

Конкурентоспроможність АЕС з РШН буде обумовлена, головним чином, витратами на виготовлення ЗМОКС-палива, виробництво електроенергії і переробку ВЯП, а також витратами на транспортування і зберігання ВЯП. При цьому треба мати на увазі, що головним конкурентом ЗЯПЦ РШН є ВЯПЦ РТН, який вже має розвинену інфраструктуру по всьому паливному циклу. Проте, і вона вимагає подальшого розвитку і вирішення ряду завдань, перш за все, більш ефективного поводження з ВЯП.

Склад відпрацьованого палива

Паливо вивантажують з реактора у вигляді збірок тепловиділяючих елементів (твелів), які можуть мати температуру до 300°C . Тому їх занурюють у басейн витримки при АЕС для охолодження і поглинання радіоактивного випромінювання. Термін витримки залежить від концентрації і складу продуктів розпаду і синтезу, а також, від залишкового тепловиділення. Коли активність зменшується до норм, що визначають безпеку транспортування палива, ВЯП може бути переміщене в довгострокове сховище.

Уран у тепловиділяючому елементі має форму таблеток з оксиду урану. При розпаді урану утворюються нестабільні ізотопи інших хімічних елементів, в тому числі газоподібних. Вимоги безпеки регламентують герметичність твелів, відповідно, всередині твелу залишаються продукти розпаду урану. Відпрацьоване паливо на 95,6 % складається з урану, якого в ядерному реакторі витрачається всього 3–4 %. Це значні кількості урану-238, невеликі кількості урану-235. Склад інших 4,4 % є наступним: 2,9 % — стабільні продукти випромінювання, 0,9 % плутонію, 0,3 % — цезій і стронцій, 0,1 % — високоактивні мінорні актиніди (МА) з періодом напіврозпаду 10^3 – 10^6 років (Am, Cm, та ін.), 0,1 % — довгоживучі актиніди з максимальною радіотоксичністю I і Tc, 0,1 % — довгоживучі інші продукти поділу [1]. Активність мінорних актинідів може досягати $9,6 \cdot 10^{14}$ Бк на 1 кг ВЯП. Від радіонуклідів цезію і стронцію йде максимальне тепловиділення, на зменшення якого до нуля потрібно ~300 років. Серед радіоактивних продуктів поділу міститься велика кількість цінних радіонуклідів, які можна використовувати в області малої ядерної енергетики (радіоізотопні джерела тепла для термогенераторів електроенергії), а також для виготовлення джерел іонізуючого випромінювання. Застосування знаходять трансуранові елементи, що створюються в результаті побічних реакцій ядер урану з нейтронами. Радіохімічна технологія переробки ВЯП повинна забезпечувати вилучення всіх нуклідів, що є корисними з практичної точки зору або представляють науковий інтерес.

Переробка відпрацьованого палива в розчинах (історія)

Перша стадія радіохімічного виробництва включає підготовку палива, тобто звільнення його від конструкційних деталей зборок і руйнування захисних оболонок твелів. Після цього паливна композиція стає доступною для дії хімічних реагентів. Наступна стадія пов'язана зі зміною агрегатного стану ядерного палива і його перетворенням відповідно до фази, з якої буде проводитися хімічна обробка: в розчин, в розплав, або в газоподібний стан. Найбільш прості методи переробки відпрацьованого палива було розроблено для хімічних процесів у розчинах.

Першим розробленим технологічним процесом регенерації енергетичного палива було виділення з ВЯП «збройового» плутонію ^{239}Pu вісмут-фосфатним осадженням [2].

Вісмут-фосфатне осадження. В результаті Манхеттенського проекту в 1942 році вісмут-фосфатним осадженням отримали перші мікрограми ^{239}Pu . Уже в 1944 р. кількість отриманого плутонію складала 1 кілограм, тобто фактор збільшення маси продукту склав 10^9 . Плутоній осаджувався у вигляді $\text{Pu}_3(\text{PO}_4)_4$ з подальшою переробкою в азотній кислоті та окисненням плутонію до Pu (VI)

і переосадженням фосфатом вісмуту BiPO_4 для очищення плутонію від продуктів радіоактивного розпаду. До переваг вісмут-фосфатного осадження можна віднести 95 % відновлення плутонію та високий фактор очистки (10^7). Недоліками процесу є велика кількість високоактивних відходів і неможливість повернення в технологічний паливний цикл урану ^{235}U . Пізніше процеси вилучення з розчинів були доповнені паралельним розділенням плутонію та урану, і процес був зосереджений на регенерації та поверненні цих компонентів, а також на переробці відходів.

REDOX-процес. Безперервний процес рідинної екстракції, що повертає в технологічний цикл як плутоній, так і уран, використовувався в Айдахо для повернення урану-235. Для очищення уранових концентратів використовували реагент гексон. З відпрацьованого палива вибірково вилучали нітрати урану і плутонію. Плутоній для кращого вилучення окислювали до 6-валентного. Уран і плутоній екстрагували у суміші, і потім плутоній відновлювали сульфатом заліза до 3-валентного стану. Недоліками методу є велика кількість сольових реагентів, яка збільшує обсяг відходів; а також, вогнебезпечність і летючість гексону.

BUTEX-процес. У розробленому в кінці 1940-х рр. британськими вченими (лабораторія *Chalk River*) BUTEX-процесі використовували інший розчинник (дібутилкарбітол), з більш низьким тиском пари, ніж гексон. Метод використовували на заводі *Windscale* у Великобританії до 1976 року.

PUREX-процес для регенерації плутонію і урану

В основі всіх сучасних технологічних схем переробки ВЯП лежать екстракційні процеси. Найчастіше це розроблений з 60-х в США так званий PUREX-процес (від англ. *Pu, U Recovery EXtraction*) [3]. Він полягає в відновлювальній реекстракції плутонію з спільного екстракту з ураном і продуктами ділення. У якості екстрагенту використовують трибутилфосфат (TBP) у вуглеводневому розчиннику. У процесі переробки в першу чергу проводиться виділення урану і плутонію і очищення їх від радіоактивних продуктів поділу, в тому числі від нейтронопоглинаючих нуклідів (нейтронних отрут), які при повторному використанні випромінюючих матеріалів можуть перешкоджати розвитку в реакторі ланцюгової ядерної реакції. В даний час це найбільш розвинений і широко використовуваний в галузі процес. Конкретні схеми переробки відрізняються набором реагентів, послідовністю окремих технологічних стадій, апаратурним оформленням. Технологія PUREX надійна як в лабораторному, так і в промисловому виконанні. З моменту відкриття першого заводу PUREX на річці Саванна в 1954 році, цей процес було застосовано у різних варіантах технологічних схем і все ще використовується для комерційної переробки ВЯП.

Завдяки безперервному удосконаленню технологічних операцій сучасні переробні заводи здатні приймати паливо з характеристиками, відмінними від тих, що були спочатку. Типовий завод для переробки палива, отриманого з легководних реакторів, проектувався для ВЯП з початковим збагаченням ~3 % урану-235, вигоранням 30 ГВт/т і строком охолодження 3 роки. У 2005 р. паливо у середньому мало початкове збагачення ~3,7 % урану-235, при вигоранні, яке могло досягати 45 ГВт/т, і вимагало

4-річного періоду охолодження. Досвід роботи більшості переробних підприємств показав, що технічно вони здатні переробляти паливо з подальшим підвищенням вказаних характеристик без суттєвих змін у проекті [4].

За останні десятиріччя поєднання навчання з досвідом експлуатації та постійним удосконаленням і модифікаціями вихідного проекту призвело до зменшення середньорічного опромінення працівників заводів з переробки ВЯП з понад 10 мЗв до 1,5 мЗв на людину. Радіаційне опромінення населення також зменшилося, значною мірою у відповідності до зменшення кількості радіоактивних викидів заводів з переробки ВЯП [2].

Сучасні модифікації PUREX-процесу [5]

В подальшому удосконаленні технології найбільш важливим стає екологічний аспект.

UREX-процес. При використанні палива з енергетичних реакторів після досить тривалої кампанії витягнутий плутоній зазвичай містить занадто багату кількість (не менш ніж 30%) ізотопу Pu-240 , щоб вважатися «збройовим» плутонієм. Ізотоп Pu-240 є забруднювачем, через що таке паливо не може бути використане для виготовлення надійних і передбачуваних ядерних зарядів [9]. Тем не менш, UREX — процес, який є модифікацією PUREX-процесу, був розроблений для того, щоб запобігти окремому видобутку і можливому розповсюдженню плутонію. Це можна зробити шляхом додавання до плутонію відновника перед першим етапом екстракції металу. У процесі UREX регенеруються ~99,9 % урану та >95 % технецію, у процесі вони відділяються один від одного, а також, від інших продуктів поділу та актинідів. Ключовим є додавання ацетогідроксамінової кислоти (AHA) до секцій екстракції та осадження. Додавання AHA значно зменшує витягування плутонію та неплутонію, ніж стадія екстракції плутонію процесу PUREX. Цим кроком зменшується вірогідність розповсюдження ізотопів плутонію. Запропоновані та розроблені зміни до процесу PUREX залишають невелику частину урану з плутонієм, виробляючи змішаний продукт для ЗМОКС-палива.

TRUEX-процес. Додаванням другого екстрагенту, октил(феніл)-N,N-дибутилкарбамоїлметилфосфіноксиду (CMPO) в поєднанні з трибутилфосфатом, процес PUREX можна перетворити в процес TRUEX (*TRAnsUranic EXtraction*), якій було винайдено в США, в Національній лабораторії Argonne. Процес призначено для видалення трансуранових металів (Am/Cm) з високоактивних відходів. Ідея полягає в тому, щоб суттєво зменшити альфа-активність відходів.

DIAMEX-процес. В якості альтернативи TRUEX був розроблений процес екстракції з використанням малондіаміда. Перевага процесу DIAMEX (*DIAMide EXtraction*) полягає в тому, що при його здійсненні уникають створення органічних відходів, які містять елементи, відмінні від вуглецю, водню, азоту і кисню. Такі органічні відходи можуть спалюватися без виділення кислотних газів, які сприяють появі кислотних дощів. Процес DIAMEX розробляється в Європі французькою компанією CEA (*Commissariat a l'énergie atomique et aux énergies alternatives*). Процес розроблено достатньо для побудови сучасного промислового заводу.

SANEX-процес. (*Selective ActiNide EXtraction*). В рамках поводження з мінорними актинідами було запропоновано видалити з рафінаду PUREX лантаніди і тривалентні

мінорні актиніди за допомогою процесу, такого як *DIAMEX*, або *TRUEX*. Щоб здійснити можливість використовувати мінорних актинідів, наприклад, америцію, в промислових джерелах енергії, або повторно в якості палива, необхідно видалити лантаніди. Лантаніди мають великі значення перерізу нейтронів і, отже, будуть отруювати нейтронну ядерну реакцію. На сьогоднішній день система вилучення для процесу *SANEX* не визначена, але в даний час кілька різних дослідницьких груп працюють над процесом. Наприклад, французька *CEA* працює над процесом на основі біс-триазинілпіридина (*BTP*). Інші системи, такі як дигіофосфінові кислоти, розробляються деякими іншими дослідницькими групами.

UNEX-процес. Процес *UNiversal EXtraction* був розроблений в Росії і Чехії; він призначений для повного видалення найбільш радіотоксичних ізотопів (Sr, Cs і мінорних актинідів) з рафінаду, що залишається після вилучення з ВЯП урану і плутонію. Хімія процесу заснована на взаємодії цезію та стронцію з поліетиленгліколем і аніонами кобальтового карборану (відомого як хлорований кобальт-дикарболід). Актиніди екстрагують *CMPO*, застосовують полярний ароматичний розчинник, такий як нітробензол. Також були запропоновані інші розчинники, такі як метанітробензотрифторид і фенілтрифлорметилсульфон.

Великі радіохімічні виробництва діють в Англії (завод Селлафілд), у Франції (завод Cogema), Японії (Rokkasho), Росії (Маяк). Планується запуск в Китаї (Lanzhou, 2020).

Сучасний стан наукових і технічних розробок щодо переробки ВЯП і вибіркового вилучення мінорних актиноідів

Для підвищення сумісності переробки ВЯП з екологією розробляються неводні технологічні процеси, в основі яких лежать відмінності летючості компонентів ВЯП (дистиляційні процеси), фракційна кристалізація з розплавів, екстракція розплавами солей, сорбція при високій температурі на неорганічних сорбентах, зонна плавка. Головною перевагою неводних процесів є компактність, відсутність як великих розведень, так і створення великої кількості рідких радіоактивних відходів. Відходи займають значно менший об'єм і знаходяться у твердому стані. Ці «сухі» процеси науково-дослідні центри розробляли в початковий період розвитку ядерної енергії як елемент паливного циклу РШН, але затримка комерціалізації РШН стала головною причиною того, що науково-дослідні роботи не були в свій час доведені до промислових технологій. З виникненням зацікавленості в технічній можливості трансмутації актинідів, науково-дослідними центрами були переглянуті деякі пірохімічні методи обробки ВЯП. Пірохімічна обробка в розплаві є перспективною альтернативою водній переробці відпрацьованого палива, особливо для РШН з металевим типом палива [10]. Розробляються пірохімічні методи для переробки різних типів високоактивного палива на основі металів, оксидів, карбідів, або нітридів. Розроблено перспективні пірометалургійні процеси, наприклад, пряме розчинення палива легководних реакторів контактним електролізом (*British Nuclear Fuels Ltd (BNFL)*).

Останнім часом в Росії досліджується пропозиція Радієвого інституту по використанню в реакторах ВВЕР-1000 *REMIX*-палива (*Regenerated Mixture of U-, Pu-oxides*), регенованого безпосередньо з нерозділеної суміші урану та плутонію, які виділяються при переробці

ВЯП після підживлення природним збагаченим ураном. Запропонована технологія планує повторне використання не тільки плутонію, що міститься в ВЯП, а й залишкової кількості ^{235}U . Модернізація існуючої інфраструктури РТН з використанням *REMIX*-палива і подальшим створенням власної інфраструктури замкнутого ЯПЦ РШН є привабливим варіантом, який дозволяє у майбутньому здійснити ефективний запуск ЗЯПЦ для РШН. Як показали розрахунки, використання *REMIX*-палива (1,0–1,5 % Pu + 2,5 % ^{235}U) дозволяє багаторазово рецикувати всю кількість урану і плутонію, що виділяється з ВЯП РТН, при 100 % -ному завантаженні таким паливом активної зони реактора ВВЕР-1000. Навіть при п'яти рециклах склад нуклідів урану і плутонію змінюється несуттєво. Використання *REMIX*-палива, в порівнянні з відкритим ЯПЦ, дозволяє знизити споживання природного урану в РТН на 20 % при кожному рециклі. Цей показник удвічі більше, ніж при використанні *MOX*-палива.

Важливим науковим і технологічним завданням є вилучення і трансмутація актинідів. Під час експлуатації в реакторі в ядерному паливі накопичуються актиніди: ізотопи плутонію і так звані мінорні актиніди (МА) — радіоактивні елементи америцій, кюрій, нептуній, самарій. Всі вони альфа-активні і відрізняються високою радіоактивністю. Період напіврозпаду високоактивних актинідів становить 10^4 – 10^6 років (Таблиця).

Таблиця. Період напіврозпаду $T_{1/2}$ деяких актинідів

Актинід	$T_{1/2}$, років	Актинід	$T_{1/2}$, років
^{239}Pu	$2,41 \cdot 10^4$	^{243}Am	$7,38 \cdot 10^3$
^{240}Pu	$6,56 \cdot 10^3$	^{245}Cm	$8,5 \cdot 10^3$
^{242}Pu	$3,73 \cdot 10^5$	^{237}Np	$2,16 \cdot 10^6$

Якщо немає можливості їх виділення та практичного застосування, актиніди і суміші, що їх містять, необхідно зберігати десятки тисяч років. Проте, в разі вилучення цих елементів з опроміненого ядерного палива, актиніди можуть бути використані повторно в якості палива. Вилучення цих елементів з відпрацьованого палива дозволить зберігати ВЯП, чекаючи природної дезактивації, набагато менший час. Зменшення часу зберігання складає з ~100 000 років до ~300 років (Рис. 2) [1]. Відходи ядерної енергетики, що залишаються після їх вилучення, будуть відрізнятися набагато меншим рівнем радіоактивності.

Перетворення ізотопів плутонію і довгоживучих актинідів в короткоживучі радіонукліди або навіть в стабільні ізотопи за допомогою опромінення в реакторі (трансмутації) в теорії може вирішити ряд проблем. Трансмутація актинідів до продуктів поділу принаймні суттєво зменшить довгострокову радіотоксичність палива і екологічне навантаження на навколишнє середовище. Але для здійснення подібного процесу необхідно розробити технології вилучення з відпрацьованого ядерного палива та високоактивних відходів саме актинідів. На даний момент розробленими є вищевказані модифікації основної технології *PUREX*, а саме, *DIAMEX-SANEX*-процес (видалення з рафінаду *PUREX* лантанідів і тривалентних МА) і *UNEX*-процес (видалення радіоізотопів Sr, Cs і МА) у Франції, *TALSPEAK* у Америці, *TOGDA* у Японії [5], а також, гідрометалургійну регенерацію актинідів (*GANEX*-процес) [6].

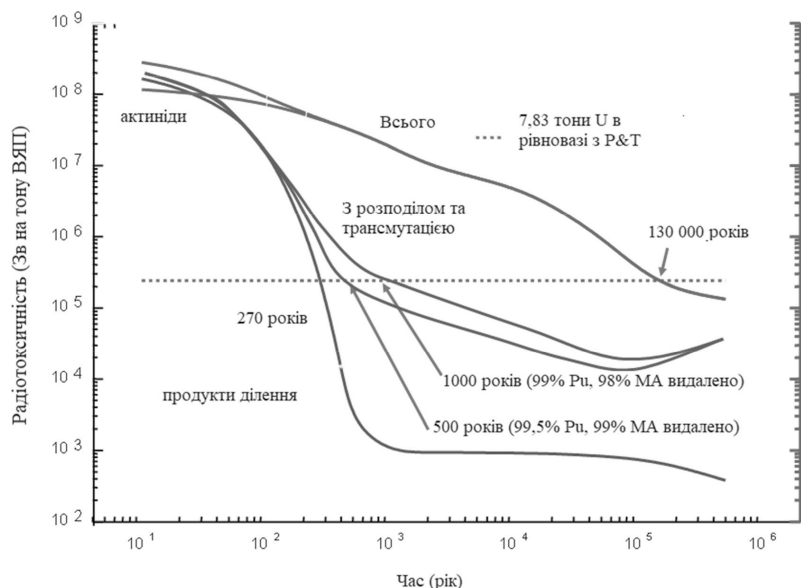


Рис. 2. Радіотоксичність відпрацьованого палива в залежності від часу зберігання (у роках):
 МА — мінорні актиніди (minor actinides),
 Pu — плутоній, Р&Т — розподіл і трансмутація (Partitioning and Transmutation).
 Наведені дані базуються на ICRP72

Розроблено кілька перспективних багатоциклових гідрометалургійних процесів, заснованих на спільній екстракції тривалентних лантанідів і МА з їх подальшим розділенням [7–11]. З точки зору (не)розповсюдження високоактивних матеріалів, що діляться, привабливим є єдина екстракційна стадія для всіх актинідів, пошук відповідної екстракційної системи є також важливим науковим завданням. В дослідницькі завдання входять пошук нових екстрагентів, здатних відокремлювати мінорні актиніди від лантанодів, ведуться роботи у цьому напрямку [12, 13].

Як потенційні матеріали для іммобілізації радіоактивних відходів високого рівня у даний момент досліджують кристалічні керамічні матриці, зокрема, фосфати лантаноду (LnPO_4), спеціально для іммобілізації МА і плутонію [20]. Проводяться декілька міжнародних великомасштабних експериментів з поділу та трансмутації МА. В експериментах *SUPERFACT* (склад палива $(\text{U}, \text{Pu}, \text{MA})\text{O}_2$) та *METHAFIX* ($\text{U}, \text{Pu}, \text{Zr}, \text{Np}, \text{Am}, \text{Cm}$) паливо, яке містило різні МА і довгоживучі продукти поділу, було виготовлено, охарактеризовано, опромінено швидкими нейтронами, проаналізовані результати, та здійснена його регенерація або шляхом водного репроцесінгу, або шляхом піропереробки [1, 14]. Отримані показники трансмутації складають у середньому 30 %, але була досягнута і більша величина, 45 % (ступінь трансмутації залежить від вигорання палива). Результати цих експериментів підтверджують реальну можливість і доцільність закриття ядерно-паливного циклу.

Висновки

1. Переробка відпрацьованого палива енергетичних реакторів на теплових нейтронах потрібна для реалізації закритого паливного циклу і повторного використання продуктів регенерації в якості енергетичного реакторного палива, вона є доцільною альтернативою захороненню.

2. Регеновані основні компоненти палива — уран і плутоній, а також, актиніди і довгоживучі продукти поділу, можуть бути застосовані у виготовленні змішаного оксидного або металевих палива для реакторів як на швидких, так і на теплових нейтронах.

3. Трансмутація високоактивних компонентів відпрацьованого палива, а саме, мінорних актинідів

і довгоживучих продуктів поділу, здатна суттєво зменшити екологічне навантаження на навколишнє середовище.

4. Сучасний стан науково-технічних розробок щодо переробки відпрацьованого ядерного палива підтверджують реальну можливість і доцільність закриття ядерно-паливного циклу, яке передбачається сучасною стратегією довгострокової енергетичної безпеки.

Список використаної літератури

1. Fanghanel Th. Closing the Nuclear fuel Cycle for Future Sustainable Nuclear Energy. — *Abstracts of 9th International Conference on Nuclear and Radiochemistry* — NRC9. 2017. P. 49.
2. International Atomic Energy Agency. Status and Trends in Spent Fuel Reprocessing. *IAEA-TECDOC-1467*. Vienna, 2005.
3. Wolf J.-M. History of the Eurochemic Company. *OECD*, Paris. 1996.
4. Kiuchi K., et al. Technological problems and counter-measures on equipment materials for reprocessing of high-burnup fuels. *IAEA-TECDOC-1299*. Technical and economic limits to burnup (2002).
5. International Atomic Energy Agency. Spent Fuel Reprocessing Options. *IAEA-TECDOC-1587*. Vienna, 2008.
6. Adnet J., et al. The development of new hydrometallurgical processes for actinides recovery: The GANEX process. *Global 2005* (9–13 Oct., Tsukuba).
7. Ansari S. A., Pathak P., Mohapatra P. K., Manchanda V. K. *Chem. Rev.* 2012. Vol. 112. P. 1751–1772.
8. Serrano-Purroy D., Baron P., Christiansen B., Glatz J. P., Madic C., Malmbeck R., Modolo G. *Separation and Purification Technology*. 2005. Vol. 45. P. 157–162.
9. Modolo G., Wilden A., Geist A., Magnusson D., Malmbeck R. *Radiochim. Acta*. 2012. Vol. 100. P. 715–725.
10. Ossola A., Macerata E., Tinonin D. A., Faroldi F., Giola M., Mariani M., Casnati A. *Radiat. Phys. Chem.* 2015.
11. Macerata E., Ossola A., Giola M., Faroldi F., Tinonin D. A. Actinide-lanthanide co-extraction by rigidified diglycolamides. *Solvent Extraction and Ion Exchange*. Vol. 36, Iss 1 (<https://doi.org/10.1080/07366299.2017.1415670>)
12. Lavrov G., Ustynyuk N., Gloriozov I., Ustynyuk Yu., Alyapyshev M., Tkachenko L., and Babain V. A novel selective N-heterocyclic ligands for extraction separation of actinides and lanthanides. *Abstracts of 9th International Conference on Nuclear and Radiochemistry*. NRC9. 2017. P. 71.
13. N. Huittinen, A. C. Scheinost, A. Wilden, Y. Arinicheva Cm^{3+} incorporation in $\text{La}_{1-x}\text{Gd}_x\text{PO}_4$ monazites: a TRLFS and XAFS study. *Abstracts of 9th International Conference on Nuclear and Radiochemistry*. NRC9. 2017. P. 140.

14. H. Ohta, T. Ogataa, S. Van Winckelb, D. Papaioannoub and V. V. Rondinella. Evaluation of Minor Actinide Transmutation Performance in Fast Reactor Metal Fuel Irradiated up to ~6.0 at.% Burnup. *Nuclear Science NEA/NSC/R*. 2015. P. 2.

References

1. Fanghanel Th. (2017). Closing the Nuclear fuel Cycle for Future Sustainable Nuclear Energy. Abstracts of 9th International Conference on Nuclear and Radiochemistry. NRC9. P. 49.
2. International Atomic Energy Agency. Status and Trends in Spent Fuel Reprocessing, IAEA-TECDOC-1467, Vienna, 2005.
3. Wolf, J.-M. (1996). History of the Eurochem Company. OECD, Paris, 1996.
4. Kiuchi, K., et al. (2002). *Technological problems and counter-measures on equipment materials for reprocessing of high-burnup fuels*. IAEA-TECDOC-1299. Technical and economic limits to burnup, 2002.
5. International Atomic Energy Agency. Spent Fuel Reprocessing Options, IAEA-TECDOC-1587, Vienna, 2008.
6. Adnet, J., et al. (2005). *The development of new hydrometallurgical processes for actinides recovery: The GANEX process*. Global 2005, Tsukuba.
7. Ansari S. A., Pathak P., Mohapatra P. K., Manchanda V. K. (2012) Chem. Rev. 112, 1751–1772.
8. Serrano-Purroy D., Baron P., Christiansen B., Glatz J. P., Madic C., Malmbeck R., Modolo G. (2005) Separation and Purification Technology 45, 157–162
9. Modolo G., Wilden A., Geist A., Magnusson D., Malmbeck R. (2012). Radiochim. Acta 100, 715–725.
10. Ossola A., Macerata E., Tinonin D. A., Faroldi F., Giola M., Mariani M., Casnati A. (2015). Radiat. Phys. Chem.
11. Macerata E., Ossola A., Giola M., Faroldi F., Tinonin D. A. *Actinide-lanthanide co-extraction by rigidified diglycolamides*. Solvent Extraction and Ion Exchange. Vol. 36, Iss 1 (<https://doi.org/10.1080/07366299.2017.1415670>)
12. Lavrov G., Ustynyuk N., Gloriov I., Ustynyuk Yu., Alyapyshev M., Tkachenko L., Babain V. (2017). *A novel selective N-heterocyclic ligands for extraction separation of actinides and lanthanides*. Abstracts of 9th International Conference on Nuclear and Radiochemistry. NRC9. P.71.
13. Huittinen N., Scheinost A. C., Wilden A., Arinicheva Y. (2017). *Cm³⁺ incorporation in La_{1-x}Gd_xPO₄ monazites: a TRLS and XAFS study*. Abstracts of 9th International Conference on Nuclear and Radiochemistry. NRC9. P.140.
14. Ohta H., Ogataa T., S. Van Winckelb, Papaioannoub D., Rondinella V. V. (2015). *Evaluation of Minor Actinide Transmutation Performance in Fast Reactor Metal Fuel Irradiated up to ~6.0 at.% Burnup*. Nuclear Science NEA/NSC/R 2.

Современные методы радиохимической переработки отработанного ядерного топлива

Мальцева Т. В., Шишута А. Н., Лукашин С. А.

Государственное предприятие «Государственный научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности», Киев, Украина

Статья посвящена истории развития и современному состоянию технологических и научных достижений в радиохимической переработке отработанного ядерного топлива энергетических реакторов с водяным охлаждением. Относительно отработанного ядерного топлива (ОЯТ) энергетических реакторов атомных электростанций долгосрочная энергетическая безопасность предполагает принятие варианта его радиохимической обработки, кондиционирования и рециркуляции. Переработка ОЯТ необходима для реализации замкнутого топливного цикла и повторного использования продуктов регенерации в качестве топлива энергетических реакторов. Основой современных технологических схем переработки отработанного ядерного топлива является процесс «Purex», разработанный в 60-х годах в США. Классический подход к использованию нуклидов урана и плутония, содержащихся

в отработавшем ядерном топливе, заключается в отделении их от продуктов деления, повторном обогащении регенерированного урана и использовании плутония для производства топлива со смешанными оксидами с обедненным ураном. Современные перерабатывающие заводы способны справиться с топливом с дальнейшим повышением основных характеристик топлива без существенных изменений в первоначальном проекте. Чтобы закрыть топливный цикл, необходимо добавить следующие технологические этапы: (1) удаление высокорadioактивных и долгоживущих компонентов и второстепенных актинидов; (2) возврат актинидов в технологический цикл; (3) безопасная утилизация неиспользованных компонентов. Каждое из этих направлений является предметом современных исследований. Было разработано несколько новых перспективных многоступенчатых гидрометаллургических процессов, основанных на совместной экстракции трехвалентных лантаноидов и минорных актинидов с последующим их разделением. Разработан ряд перспективных материалов, которые могут стать матрицей для иммобилизации высокоактивных компонентов радиоактивных отходов. Для улучшения совместимости обработки топлива с окружающей средой разрабатываются неводные технологии, например, пирохимические методы переработки различных типов высокоактивных топлив на основе металлов, оксидов, карбидов или нитридов. Исследуемой важной научно-технической задачей является трансмутация актинидов. Результаты международных крупномасштабных экспериментов по разделению и трансмутации топлива с различными малыми актинидами и долгоживущими продуктами деления подтверждают реальную возможность и целесообразность закрытия ядерного топливного цикла.

Ключевые слова: отработанное топливо, переработка, уран, плутоний, актиноиды, трансмутация.

Modern Methods of Radiochemical Reprocessing of Spent Nuclear Fuel

Maltseva T., Shyshuta A., Lukashyn S.

State Enterprise "State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety" Kyiv, Ukraine

The paper is devoted to the history of development and the current state of technological and scientific advances in radiochemical reprocessing of spent nuclear fuel from water-cooled power reactors. Regarding spent nuclear fuel (SNF) of NPP power reactors, long-term energy security involves adopting a version of its radiochemical treatment, conditioning and recirculation. Recycling SNF is required for the implementation of a closed fuel cycle and the re-use of regeneration products as energy reactor fuels. The basis of modern technological schemes for the reprocessing of the spent nuclear fuel is the "Purex" process, developed since the 60s in the USA. The classic approach to the use of U and Pu nuclides contained in spent nuclear fuel is to separate them from fission products, re-enrich regenerated uranium and use plutonium for the production of mixed-oxide (MOX) fuel with depleted uranium. The modern reprocessing plants are able to deal with fuel with further increase of its main characteristics without significant changes in the initial project. In order to close the fuel cycle, it is needed to add the following technological steps: (1) removal of high-level and long-lived components and minor actinides; (2) return of actinides to the technological cycle; (3) safe disposal of unused components. Each of these areas is under investigation now. Several new promising multi-cycle hydrometallurgical processes based on the joint extraction of trivalent lanthanides and minor actinides with their subsequent separation have been developed. A number of promising materials is suggested to be potential matrices for the immobilization of high-level components of radioactive wastes. To improve the compatibility of fuel processing with the environment, non-aqueous technologies are being developed, for instance, pyro-chemical methods for the reprocessing of various types of highly active fuels based on metals, oxides, carbides, or nitrides. An important scientific and technological task under investigation is transmutation of actinides. The results of international large-scale experiments on the partitioning and transmutation of fuel with various minor actinides and long-lived fission products confirm the real possibility and expediency of closing the nuclear fuel cycle.

Keywords: spent fuel, reprocessing, uranium, plutonium, actinides, transmutation.

Отримано 19.10.2018

Средневзвешенные параметры кинетики для использования в двухгрупповой диффузионной модели динамики реактора с топливом на основе смеси делящихся изотопов

Халимончук В.А.

Государственное предприятие «Государственный научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности», Киев, Украина

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-9285-661X>

В модели кинетики реактора на основе описания транспорта нейтронов в двухгрупповом диффузионном приближении количество уравнений, описывающих изменение концентраций предшественников запаздывающих нейтронов, зависит не только от числа групп запаздывающих нейтронов, но и от числа делящихся изотопов, присутствующих в ядерном топливе. Поскольку каждый изотоп характеризуется 6-ю группами запаздывающих нейтронов, то общее число дифференциальных уравнений, описывающих концентрации предшественников запаздывающих нейтронов, равно произведению количества делящихся изотопов (M) на число групп запаздывающих нейтронов для каждого изотопа ($i=6$). Это является справедливым при условии, что постоянные распада концентраций предшественников запаздывающих нейтронов, образовавшихся от деления быстрыми или тепловыми нейтронами, можно принять одинаковыми. На самом деле имеет место различие, хотя и небольшое, в этих величинах для двух энергетических групп. Поэтому число соответствующих уравнений увеличивается еще в 2 раза.

В данной работе получено математическое выражение для средневзвешенной постоянной распада предшественников запаздывающих нейтронов от деления быстрыми и тепловыми нейтронами в размножающей среде с несколькими делящимися изотопами. Это вместе с общепринятой процедурой взвешивания долей запаздывающих нейтронов от деления быстрыми или тепловыми нейтронами в аналогичной размножающей среде позволяет в двухгрупповой диффузионной модели кинетики реактора ограничиться всего шестью уравнениями для концентраций предшественников запаздывающих нейтронов и, таким образом, упростить кинетическую модель реактора.

Ключевые слова: динамика реактора, параметры кинетики, запаздывающие нейтроны, доля запаздывающих нейтронов, смесь делящихся изотопов

© Халимончук В.А., 2019

Уравнения, описывающие пространственно-временное распределение поля нейтронов в двухгрупповом диффузионном приближении в размножающей среде, состоящей из нескольких делящихся изотопов, часто записывают в таком виде:

$$\begin{aligned} & \nabla D_1 \nabla \Phi_1 - \Sigma_{a,1} \cdot \Phi_1 - \Sigma_{1 \rightarrow 2} \cdot \Phi_1 + \\ & + \frac{1}{K_{eff}^0} \cdot \sum_{j=1}^M \sum_{g=1}^2 \left[(1 - \beta_{j,g}) \cdot v \Sigma_{f,g}^j \cdot \Phi_g \right] + \\ & + \sum_{i=1}^6 \sum_{j=1}^M \lambda_i^j C_i^j = \frac{1}{V_1} \frac{\partial \Phi_1}{\partial t} \end{aligned}$$

$$\nabla D_2 \nabla \Phi_2 - \Sigma_{a,2} \cdot \Phi_2 + \Sigma_{1 \rightarrow 2} \cdot \Phi_1 = \frac{1}{V_2} \frac{\partial \Phi_2}{\partial t}$$

$$\frac{dC_i^j}{dt} = \frac{1}{K_{eff}^0} \cdot \left[\beta_{j,1}^i v \Sigma_{f,1}^j \cdot \Phi_1 + \beta_{j,2}^i v \Sigma_{f,2}^j \cdot \Phi_2 \right] - \lambda_i^j C_i^j. \quad (1)$$

В этих уравнениях для простоты написания зависимости плотностей потоков нейтронов, сечений взаимодействия, долей запаздывающих нейтронов и концентраций их предшественников от координат и времени опущены. Принято, что мгновенные и запаздывающие нейтроны рождаются в одной (1-й) энергетической группе и большая эффективность запаздывающих нейтронов учитывается введением эффективных долей запаздывающих нейтронов. Индекс J относится к одному из делящихся изотопов (U^{235} , U^{238} , Pu^{239} , Pu^{241}) быстрыми или тепловыми нейтронами, M — число делящихся изотопов, а индекс i относится к группам запаздывающих нейтронов (всего 6 для каждого делящегося изотопа). Далее здесь:

K_{eff}^0 — эффективный коэффициент размножения нейтронов для начального стационарного состояния переходного процесса;

$\beta_{j,g}$ — общие эффективные доли запаздывающих нейтронов от деления изотопа j нейтронами энергетической группы g , определяемые выражениями:

$$\beta_{j,g} = \sum_{i=1}^6 \beta_{j,g}^i \quad (g = 1, 2);$$

C_i^j — концентрация предшественников запаздывающих нейтронов группы i от деления изотопа J ;

λ_i^j — постоянная распада предшественников запаздывающих нейтронов группы i от деления изотопа J ;

Φ_1 — плотность потока нейтронов в быстрой энергетической группе;

Φ_2 — плотность потока нейтронов в тепловой энергетической группе;

D_1 — коэффициент диффузии в быстрой энергетической группе;

D_2 — коэффициент диффузии в тепловой энергетической группе;

Σ_{a1} и Σ_{a2} — сечения поглощения нейтронов для быстрой и тепловой группы соответственно;

Σ_{12} — сечение рассеяния из быстрой в тепловую энергетическую группу;

$v \Sigma_{f,g}^j$ — сечения генерации нейтронов от деления изотопа J нейтронами энергетической группы g .

Известно, что доли запаздывающих нейтронов и постоянные распада предшественников запаздывающих нейтронов зависят как от делящегося изотопа, так и от энергии нейтрона, вызвавшего деление [1, 2]. В уравнении (1)

для предшественников запаздывающих нейтронов эта зависимость учитывается для долей запаздывающих нейтронов, однако для постоянных распада предшественников предполагается, что λ_i^j не зависит от того, каким образом получен предшественник запаздывающих нейтронов — от деления быстрыми или тепловыми нейтронами. Принимается, что λ_i^j соответствуют делению тепловыми нейтронами. Чтобы учесть эффект зависимости λ_i^j от деления быстрыми или тепловыми нейтронами, уравнения для предшественников запаздывающих нейтронов должны отдельно отражать факт их появления и распада в каждой энергетической группе. Поэтому в данном случае система уравнений (1), описывающая кинетику реактора, должна иметь следующий вид:

$$\begin{aligned} & \nabla D_1 \nabla \Phi_1 - \Sigma_{a,1} \cdot \Phi_1 - \Sigma_{1 \rightarrow 2} \cdot \Phi_1 + \\ & + \frac{1}{K_{eff}^0} \cdot \sum_{j=1}^M \sum_{g=1}^2 \left[(1 - \beta_{j,g}) \cdot v \Sigma_{f,g}^j \cdot \Phi_g \right] + \\ & + \sum_{j=1}^M \sum_{i=1}^6 \sum_{g=1}^2 \lambda_{i,g}^j C_{i,g}^j = \frac{1}{V_1} \frac{\partial \Phi_1}{\partial t} \\ \\ & \nabla D_2 \nabla \Phi_2 - \Sigma_{a,2} \cdot \Phi_2 + \Sigma_{1 \rightarrow 2} \cdot \Phi_1 = \frac{1}{V_2} \frac{\partial \Phi_2}{\partial t} \\ \\ & \frac{dC_{i,g}^j}{dt} = \frac{1}{K_{eff}^0} \cdot \beta_{i,g}^j v \Sigma_{f,g}^j \cdot \Phi_g - \lambda_{i,g}^j C_{i,g}^j, \quad g = 1, 2. \end{aligned} \quad (2)$$

Как видно, в (2) учитывается различие в постоянных распада предшественников запаздывающих нейтронов, образовавшихся от деления быстрыми или тепловыми нейтронами и поэтому количество уравнений для предшественников запаздывающих нейтронов увеличивается в 2 раза по сравнению с (1).

Обычно в исследованиях динамики реактора в двух-групповом диффузионном приближении используется подход, заключающийся в рассмотрении лишь 6-ти групп запаздывающих нейтронов для смеси делящихся изотопов. В этом случае модель трехмерной кинетики записывается следующим образом:

$$\begin{aligned} & \nabla D_1 \nabla \Phi_1 - \Sigma_{a,1} \cdot \Phi_1 - \Sigma_{1 \rightarrow 2} \cdot \Phi_1 + \\ & + \frac{1}{K_{eff}^0} \cdot \sum_{g=1}^2 (1 - \beta_g^{eff}) \cdot v \Sigma_{f,g} \cdot \Phi_g + \sum_{i=1}^6 \bar{\lambda}_i C_i = \frac{1}{V_1} \frac{\partial \Phi_1}{\partial t} \\ \\ & \nabla D_2 \nabla \Phi_2 - \Sigma_{a,2} \cdot \Phi_2 + \Sigma_{1 \rightarrow 2} \cdot \Phi_1 = \frac{1}{V_2} \frac{\partial \Phi_2}{\partial t} \\ \\ & \frac{dC_i}{dt} = \frac{1}{K_{eff}^0} \cdot \sum_{g=1}^2 \bar{\beta}_{i,g} v \Sigma_{f,g} (r, t) \Phi_g (r, t) - \bar{\lambda}_i C_i (r, t). \end{aligned} \quad (3)$$

Определение в (3) $\bar{\beta}_{i,g}$ является тривиальным и производится [1,2,3] с весом вклада парциального сечения генерации нейтронов от каждого делящегося изотопа j в энергетической группе g в виде:

$$\begin{aligned} \bar{\beta}_{i,g} &= \sum_{j=1}^M \beta_{i,g}^j \frac{(v \Sigma_{f,g}^j)^i}{v \Sigma_{f,g}}, \\ a \quad \beta_g^{eff} &= \sum_{i=1}^6 \bar{\beta}_{i,g}. \end{aligned} \quad (4)$$

Не тривиальным является определение $\bar{\lambda}_i$, поскольку концентрация предшественников запаздывающих нейтронов в данном случае представляет собой сумму вкладов от деления нескольких изотопов быстрыми и тепловыми нейтронами, для которых λ_i различны.

Рассмотрим топливо, состоящее из одного делящегося изотопа j , и запишем уравнения для концентрации предшественников нейтронов от деления только в быстрой и отдельно в тепловой области энергий:

$$\begin{aligned} \frac{dC_{i,1}^j}{dt} &= \frac{1}{K_{eff}^j} \beta_{i,1}^j v \Sigma_{f,1}^j \Phi_1 - \lambda_{i,1}^j C_{i,1}^j \\ \frac{dC_{i,2}^j}{dt} &= \frac{1}{K_{eff}^j} \beta_{i,2}^j v \Sigma_{f,2}^j \Phi_2 - \lambda_{i,2}^j C_{i,2}^j. \end{aligned} \quad (5)$$

Если уравнения (5) сложить, то получится уравнение для концентрации предшественников запаздывающих нейтронов от деления одного изотопа J быстрыми и тепловыми нейтронами:

$$\frac{dC_i^j}{dt} = \frac{1}{K_{eff}^j} \left[\beta_{i,1}^j v \Sigma_{f,1}^j \Phi_1 + \beta_{i,2}^j v \Sigma_{f,2}^j \Phi_2 \right] - \lambda_{i,1}^j C_{i,1}^j - \lambda_{i,2}^j C_{i,2}^j. \quad (6)$$

Последний член уравнения (6) можно записать в виде:

$$\bar{\lambda}_i^j \left[C_{i,1}^j + C_{i,2}^j \right] = \lambda_{i,1}^j C_{i,1}^j + \lambda_{i,2}^j C_{i,2}^j,$$

откуда, исходя из сохранения скорости распада предшественников запаздывающих нейтронов, можно определить средневзвешенное значение постоянной распада i -й группы предшественников запаздывающих нейтронов от деления быстрыми и тепловыми нейтронами изотопа j :

$$\bar{\lambda}_i^j = \frac{\lambda_{i,1}^j C_{i,1}^j + \lambda_{i,2}^j C_{i,2}^j}{C_{i,1}^j + C_{i,2}^j} = \frac{\lambda_{i,1}^j C_{i,1}^j + \lambda_{i,2}^j C_{i,2}^j}{C_i^j}. \quad (7)$$

Определив из уравнений (5), записанных для стационарного состояния, $C_{i,1}^j$ и $C_{i,2}^j$ и подставив их в (7), выражение для значения постоянной распада i -й группы предшественников запаздывающих нейтронов от деления быстрыми и тепловыми нейтронами изотопа j принимает вид:

$$\bar{\lambda}_i^j = \frac{\left[\beta_{i,1}^j v \Sigma_{f,1}^j \Phi_1 + \beta_{i,2}^j v \Sigma_{f,2}^j \Phi_2 \right] \cdot \lambda_{i,1}^j \lambda_{i,2}^j}{\beta_{i,1}^j v \Sigma_{f,1}^j \Phi_1 \lambda_{i,2}^j + \beta_{i,2}^j v \Sigma_{f,2}^j \Phi_2 \lambda_{i,1}^j}. \quad (8)$$

Уравнения (6), записанные в виде:

$$\frac{dC_i^j}{dt} = \frac{1}{K_{eff}^j} \cdot \sum_{g=1}^2 \beta_{i,g}^j v \Sigma_{f,g}^j \Phi_g - \bar{\lambda}_i^j C_i^j, \quad (9)$$

после произведенного суммирования по всем делящимся изотопам j , можно записать так:

$$\frac{d \sum_{j=1}^M C_i^j}{dt} = \frac{1}{K_{eff}} \sum_{j=1}^M \sum_{g=1}^2 \beta_{i,g}^j v \Sigma_{f,g}^j \Phi_g - \sum_{j=1}^M \bar{\lambda}_i^j C_i^j \quad (10)$$

или

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{1}{K_{eff}} \sum_{j=1}^M \sum_{g=1}^2 \beta_{i,g}^j v \Sigma_{f,g}^j \Phi_g - \sum_{j=1}^M \bar{\lambda}_i^j C_i^j, \quad (11)$$

где C_i — концентрация предшественников запаздывающих нейтронов группы i от деления всех изотопов быстрыми и тепловыми нейтронами, а C_i^j — концентрация предшественников группы i от деления изотопа j быстрыми и тепловыми нейтронами.

Формулу (11) после изменения порядка суммирования можно представить в виде:

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{1}{K_{eff}} \sum_{g=1}^2 \Phi_g \sum_{j=1}^M \beta_{i,g}^j v \Sigma_{f,g}^j - \sum_{j=1}^M \bar{\lambda}_i^j C_i^j \quad (12)$$

или

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{1}{K_{eff}} \sum_{g=1}^2 \Phi_g v \Sigma_{f,g} \sum_{j=1}^M \frac{\beta_{i,g}^j v \Sigma_{f,g}^j}{v \Sigma_{f,g}} - \sum_{j=1}^M \bar{\lambda}_i^j C_i^j. \quad (13)$$

С учетом (4) формула (13) принимает вид:

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{1}{K_{eff}} \sum_{g=1}^2 \Phi_g v \Sigma_{f,g} \bar{\beta}_{i,g} - \sum_{j=1}^M \bar{\lambda}_i^j C_i^j \quad (14)$$

или

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{1}{K_{eff}} \sum_{g=1}^2 \Phi_g v \Sigma_{f,g} \bar{\beta}_{i,g} - \bar{\lambda}_i \cdot C_i, \quad (15)$$

где постоянная распада $\bar{\lambda}_i$ из условия сохранения скорости распада предшественников запаздывающих нейтронов должна определяться следующим образом:

$$\bar{\lambda}_i = \frac{\sum_{j=1}^M \bar{\lambda}_i^j C_i^j}{\sum_{j=1}^M C_i^j} = \frac{\sum_{j=1}^M \bar{\lambda}_i^j C_i^j}{C_i}. \quad (16)$$

Из уравнения (14) для стационарного состояния можно определить:

$$\sum_{j=1}^M \bar{\lambda}_i^j C_i^j = \frac{1}{K_{eff}} \sum_{g=1}^2 \Phi_g v \Sigma_{f,g} \bar{\beta}_{i,g}, \quad (17)$$

а из уравнения (9), записанного для стационарного состояния, определить:

$$C_i^j = \frac{1}{K_{eff} \cdot \bar{\lambda}_i^j} \cdot \sum_{g=1}^2 \beta_{i,g}^j v \Sigma_{f,g}^j \Phi_g \quad (18)$$

и тогда

$$\sum_{j=1}^M C_i^j = \frac{1}{K_{eff}} \sum_{j=1}^M \frac{\sum_{g=1}^2 \beta_{i,g}^j v \Sigma_{f,g}^j \Phi_g}{\bar{\lambda}_i^j}. \quad (19)$$

Подставляя (17) и (19) в (16) окончательно получаем:

$$\begin{aligned} \bar{\lambda}_i &= \frac{\sum_{j=1}^M \bar{\lambda}_i^j C_i^j}{\sum_{j=1}^M C_i^j} = \frac{\frac{1}{K_{eff}} \sum_{g=1}^2 \Phi_g v \Sigma_{f,g} \bar{\beta}_{i,g}}{\frac{1}{K_{eff}} \sum_{j=1}^M \frac{\sum_{g=1}^2 \beta_{i,g}^j v \Sigma_{f,g}^j \Phi_g}{\bar{\lambda}_i^j}} = \\ &= \frac{\sum_{g=1}^2 v \Sigma_{f,g} \bar{\beta}_{i,g} \Phi_g}{\sum_{j=1}^M \frac{1}{\bar{\lambda}_i^j} \sum_{g=1}^2 \beta_{i,g}^j v \Sigma_{f,g}^j \Phi_g} \end{aligned} \quad (20)$$

или с использованием (8):

$$\bar{\lambda}_i = \frac{\sum_{g=1}^2 \Phi_g v \Sigma_{f,g} \bar{\beta}_{i,g}}{\sum_{j=1}^M \frac{\beta_{i,1}^j v \Sigma_{f,1}^j \Phi_1 \lambda_{i,2}^j + \beta_{i,2}^j v \Sigma_{f,2}^j \Phi_2 \lambda_{i,1}^j}{\lambda_{i,1}^j \lambda_{i,2}^j}}. \quad (21)$$

Величины $\bar{\lambda}_i$ и $\bar{\beta}_{i,g}$, входящие в уравнения (3), могут быть определены из расчета ячейки одним из спектральных кодов, например [4].

Выводы

Таким образом, полученное математическое выражение (21) для средневзвешенной постоянной распада предшественников запаздывающих нейтронов группы i от деления быстрыми и тепловыми нейтронами в разнотопной среде с несколькими делящимися изотопами $\bar{\lambda}_i$, вместе с (4) для $\bar{\beta}_{i,g}$ в смеси делящихся изотопов от деления быстрыми или тепловыми нейтронами обеспечивают применение кинетической модели (3) с шестью группами запаздывающих нейтронов для анализа динамики тепловых реакторов без каких-либо дополнительных упрощений.

Список использованной литературы

1. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1975. с. 400
2. Кипин Дж. Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов. Москва: Атомиздат, 1967.
3. Халимончук В. А. Динамика ядерного реактора с распределенными параметрами в исследованиях переходных и аварийных режимов эксплуатации ВВЭР и РБМК Серия — Безопасность атомных станций. Киев: "Основа", 2008. 226 с.
4. HELIOS methods. Studsvik® Scandpower, Version 1.10, April 2008. 192p.

References

1. Hetrick, D. L. (1975), Dynamics of Nuclear Reactors [Dinamika yadernykh reaktorov]. Moscow: Atomizdat. 400p.
2. Keepin, G. R. (1967). Physics of Nuclear Kinetics. Moscow: Atomizdat.
3. Khalimonchuk, V. A. (2008). Dynamics of a Nuclear Reactor with Distributed Parameters in Studies of Transient and Emergency Operation of VVER and RBMK. Nuclear Safety Series [Dinamika yadernogo reaktora s raspredelennymi parametrami v issledovaniiakh perekhodnykh i avariynnykh rezhymov ekspluatatsii VVER i RBMK. Seriya Bezopasnost atomnykh stantsii], Osnova, Kiev, 226 p.
4. HELIOS Methods. Studsvik® Scandpower, Version 1.10, April 2008. 192 p.

Середньозважені параметри кінетики для використання в двогруповій дифузійній моделі динаміки реактора з паливом на основі суміші подільних ізотопів

Халімончук В.А.

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної і радіаційної безпеки», м. Київ, Україна

У моделі кінетики реактора на основі опису транспорту нейтронів в двогруповому дифузійному наближенні кількість рівнянь, що описують зміну концентрації попередників запізнілих нейтронів, залежить не тільки від числа груп запізнілих нейтронів, але і від числа подільних ізотопів, присутніх в ядерному паливі. Оскільки кожен ізотоп характеризується 6-ма групами запізнілих нейтронів, то загальне число диференціальних рівнянь, що описують концентрації попередників запізнілих нейтронів, дорівнює добутку числа подільних ізотопів (M) на число груп запізнілих нейтронів для кожного ізотопу ($i = 6$). Це є справедливим за умови, що постійні розпаду концентрації попередників запізнілих нейтронів, які утворилися від ділення швидкими чи тепловими нейтронами, можна прийняти однаковими. Насправді має місце, хоча і невелика, відмінність в цих величинах для двох енергетичних груп. Тому число відповідних рівнянь збільшується ще в 2 рази.

У даній роботі отримано математичний вираз для середньозваженої постійної розпаду попередників запізнілих нейтронів від ділення швидкими і тепловими нейтронами в розмножуючому середовищі з декількома подільними ізотопами. Це разом з загальноприйнятою процедурою зважування часток запізнілих нейтронів від ділення швидкими або тепловими нейтронами в аналогічному розмножуючому середовищі дозволяє в двогруповій дифузійній моделі кінетики реактора обмежитися всього шістьма рівняннями для концентрацій попередників запізнілих нейтронів і, таким чином, спростити кінетичну модель реактора.

Ключові слова: динаміка реактора, параметри кінетики, запізнілі нейтрони, доля запізнілих нейтронів, суміш подільних ізотопів

Mid-Weighted Kinetic Parameters for Use in the Two-Group Diffusion Model of Reactor Dynamics with Fuel Based on a Mixture of Fission Isotopes

Khalimonchuk V.A.

State Enterprise "State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety", Kyiv, Ukraine

In the model of reactor kinetics based on the description of neutron transport in the two-group diffusion approximation, the number of equations describing the change in the concentration of delayed neutron precursors depends not only on the number of groups of delayed neutrons,

but also on the number of fissile isotopes present in nuclear fuel. Since each isotope is characterized by six groups of delayed neutrons, the total number of differential equations describing concentrations of delayed neutron precursors is equal to the product of the number of fissile isotopes (M) and the number of groups of delayed neutrons for each isotope ($i = 6$). This is true provided that the decay constant of the concentrations of delayed neutron precursors that were formed from the division by fast or thermal neutrons can be taken in the same way. In fact, there is a difference, though small, in these values for the two energy groups. Therefore, the number of the corresponding equations is twice as high.

In this paper, a mathematical expression is obtained for the weighted average decay constant of delayed neutron predecessors from fission by fast and thermal neutrons in a multiplying medium with several fissile isotopes. This, together with the conventional procedure of weighing the fraction of delayed neutrons from fission by fast or thermal neutrons in a similar multiplying medium, allows the two-group diffusion model of the reactor kinetics to be limited to only six equations for the concentrations of delayed neutron precursors and thus the kinetic model of the reactor to be simplified.

Key words: reactor dynamics, kinetics parameters, delayed neutrons, fraction of delayed neutrons, mixture of fissile isotopes

Отримано 14.01.19

Очищення рідких радіоактивних відходів від поверхнево-активних речовин і органічних сполук

Ганем Хуссам

Одеський національний політехнічний університет,
м. Одеса, Україна

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-2416-198X>

Герлига В. А.

Відокремлений підрозділ «Науково-технічний центр»
ДП НАЕК «Енергоатом», м. Одеса, Україна

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-3627-9475>

Кравченко В. П.

Одеський національний політехнічний університет,
м. Одеса, Україна

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-7557-3327>

Македон В. В.

Відокремлений підрозділ «Науково-технічний центр»
ДП НАЕК «Енергоатом», м. Одеса, Україна

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-6727-7755>

Шульга О. В.

Відокремлений підрозділ «Науково-технічний центр»
ДП НАЕК «Енергоатом», м. Одеса, Україна

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-6022-6269>

В процесі експлуатації АЕС утворюється та накопичується значна кількість рідких радіоактивних відходів (РРАВ), переробка яких є одним з першочергових завдань. Одним з джерел рідких радіоактивних відходів є трапні води до складу яких входять поверхнево-активні речовини (ПАР) та органічні сполуки (ОС) різної природи. При даному складі відходів значно ускладнюється робота випарних апаратів. Тому, переробка вод суттєво спрощується після їх очищення від ПАР та ОС. У роботі розглянуті теоретичні аспекти окислювально-кавітаційного та електро-гідророзрядного очищення вод від органічних речовин. Розроблені та приведені до тривалості процесу. Встановлено, що деградація ПАР та ОС найкраще протікає при спільному використанні озону і УЗ кавітації або електрично-го розряду, при високих значеннях рН. Найвищі показники ефективності очищення розчинів наступні: при використанні розрядів і озону ($pH = 6,2$) руйнується $\sim 71\%$ ПАР, при $pH = 10$ руйнується $\sim 61\%$ ОС; при використанні УЗ кавітації та озону ($pH = 10$) руйнується $\sim 83,3\%$ ПАР.

Ключові слова: очищення води від поверхнево-активних речовин і органічних сполук, електро-гідророзрядний метод, окислювання озonom

© Ганем Хуссам, Герлига В. А., Кравченко В. П., Македон В. В., Шульга О. В., 2019

Важливим відкритим питанням при очищенні побутових вод і промислових стоків є усунення поверхнево-активних речовин і органічних забруднень [1,2]. Крім того традиційні методи очищення стічної води значно спрощуються при попередньому видаленні з вихідної води ПАР та органічних сполук [3].

При експлуатації АЕС переробка рідких радіоактивних відходів є одним із першочергових завдань [4]. При дезактивації обладнання, а також при роботі спецпралень утворюється значна кількість забруднених радіоактивними елементами розчинів. Ці розчини містять комплекси органічних сполук та ПАР, які ускладнюють виділення радіонуклідів традиційними фізико-хімічними методами. Очевидно, що локалізація, концентрування і переробка рідких радіоактивних відходів значно спрощується після видалення або руйнування вищенаведених сполук.

З аналізу існуючих методів знезараження промислових та побутових стічних вод, випливає, що одним з найбільш ефективних способів очищення, є окиснення домішок за допомогою озону. Також перспективними, але в повній мірі не реалізованими способами очистки водних розчинів від органічних та біологічних забруднень є такі, що використовують кавітацію, джерелом якої служать ультразвукові коливання.

Одним з нетрадиційних, але перспективних способів знезараження і очищення водних розчинів є електроімпульсний метод [5]. Де основним принципом роботи є здійснення високовольтних розрядів в рідині, що перспективно з точки зору безпосереднього введення в оброблювану воду окислювачів.

В даній роботі наведено результати досліджень електро-гідророзрядного та окислювально-кавітаційного очищення водних розчинів від органічних речовин і ПАР, які можуть бути застосовані при розробці відповідної комбінованої технології, що дозволяє спростити переробку рідких радіоактивних відходів.

Теоретичні основи окислювально-кавітаційного та електро-гідророзрядного очищення води від органічних речовин і пар

Основними радіонуклідами в трапних водах АЕС є Cs-134, Cs-137, Co-60, Mn-54. Радіоактивні речовини в розчинах знаходяться у вигляді простих і комплексних (органічні і неорганічні сполуки з великою молекулярною масою) іонів, нейтральних молекул і колоїдних частинок. Аналіз літературних даних і наявний практичний досвід свідчить про те, що найбільш ефективним способом для видалення комплексів є їх окиснення до простіших складових [6–9]. Але, незважаючи на велику кількість публікацій, слід визнати очевидним і той факт, що недостатньо повно вивчені способи усунення негативного впливу комплексних сполук на процес сорбції.

Відомо, що в даний час найбільш перспективним способом знешкодження рідких радіоактивних відходів є сорбційне вилучення радіонуклідів з розчинів [10]. Однак, на даний процес істотно впливають комплекси, які наявні в рідких радіоактивних відходах.

Використання ультразвукової обробки дозволяє зменшити кількість цих комплексів шляхом кавітаційного руйнування органічних сполук радикалами, в тому числі і $OH\cdot$, що утворюються в процесі кавітації та за рахунок збільшення кількості розчиненого озону в розчині шляхом руйнування бульбашок киснево-озонної суміші.

Руйнування комплексів з використанням електро-гідророзрядної технології є технічно легко втілюваним і екологічно чистим методом. Електричні розряди формують ударні хвилі, в результаті чого може утворюватись гідроксильний активний радикал, а також атомарний кисень, пероксид водню та інші, кожен з яких є ефективним засобом проти біологічних і хімічних забруднень в різних розчинах.

Відомості про електрогідралічний ефект

Електрогідралічний ефект — спосіб перетворення електричної енергії в механічну, що відбувається без посередництва проміжних механічних ланок, з високим коефіцієнтом корисної дії. Сутність цього способу полягає в тому, що при здійсненні всередині об'єму рідини, що знаходиться у відкритому чи закритому посуді, спеціально сформованого імпульсного електричного (іскрового, та інших форм) розряду, навколо зони його утворення виникають надвисокі гідралічні тиски, здатні здійснювати корисну механічну роботу та які супроводжуються комплексом фізичних і хімічних явищ.

Основними діючими факторами електрогідралічного ефекту є значні імпульсні переміщення об'ємів рідини, що відбуваються зі швидкостями, що досягають сотень метрів в секунду; виникають потужні кавітаційні процеси, здатні охопити відносно великі об'єми рідини [11]; інфра- та ультразвукові випромінювання; механічні резонансні явища. Всі ці фактори дозволяють надавати рідині і об'єктам, які розміщені в ній, дуже різноманітні фізичні і хімічні впливи.

Кавітація та її фізико-хімічні властивості

Кавітація — це явище, яке включає утворення, зростання і руйнування каверн або пустот в рідині під дією флуктуацій тиску. Кавітація може викликати дегазацію рідини, ініціювати вільно-радикальні реакції, прискорювати хімічні реакції завдяки полегшенню змішування реагентів, підвищувати швидкість емульгування, покращувати дифузійні процеси, утворювати висококонцентровані емульсії або гомогенні дисперсії, сприяти екстракції речовин, видаляти і руйнувати певні частинки і мікроорганізми.

В процесі кавітації виникають високі місцеві температури і тиск, в поєднанні з надзвичайно швидким охолодженням, що забезпечує здійснення хімічних реакцій в екстремальних умовах. Ці реакції, як правило, характеризуються одночасною появою піролізу і радикальних реакцій. Найбільш важливим результатом кавітації є ініціалізація вільнорадикальних реакцій, в першу чергу завдяки утворенню гідроксильного радикала — $\text{OH}\cdot$, який володіє високою реакційною здатністю і може окислювати велику кількість органічних речовин в розчині. Органічні сполуки розщеплюються при кавітації до простих органічних кислот, неорганічних іонів, CO , CO_2 і H_2O . Відбувається руйнування багатьох хлорорганічних сполук [12,13].

Під дією кавітації прискорюються реакції механо-хімічного походження, в тому числі вони дозволяють змінити просторову орієнтацію і властивості молекул, деформувати, розривати молекулярні ланцюжки на окремі фрагменти.

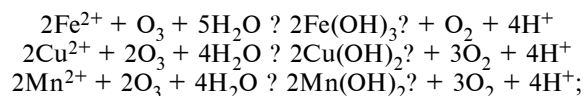
Озон та його фізико-хімічні властивості

Озонування — технологія очищення, основана на використанні газу озону — сильного окисника. Озонатор виробляє озон з кисню, що міститься в атмосферному повітрі або кисневому балоні. При виробництві озону необхідно видаляти вологу з повітря, інакше в озонаторі буде утворюватися азотна кислота. При взаємодії з хімічними речовинами та мікроорганізмами (всі вони з хімічної точки зору добре окислюються) озон перетворюється в атомарний та звичайний кисень. Після окиснення, продукти реакції частково залишаються розчиненими в рідкій фазі, частково випадають в осад або утворюються газоподібні речовини [14].

Озон є одним з найбільш зручних окислювальних реагентів і має високий окиснювальний потенціал. Озон розкладається з утворенням кисню і при цьому, його застосування не призводить до утворення вторинних відходів. Однак, озонуванню притаманний і ряд недоліків, основними з яких є відносно низька продуктивність озонаторів і відносно низька розчинність озону в воді. Ефективність окиснення озоном органічних речовин можна підвищити, збільшивши концентрацію і розчинність озону в окислювальному середовищі за допомогою кавітаційного руйнування бульбашок, які містять озон.

Озон в розчинах має наступні фізико-хімічні властивості [14]:

- осаджує іони заліза, марганцю, міді — шляхом взаємодії озону і розчинених іонів металів з утворенням нерозчинних продуктів за реакціями:



- розщеплює ненасичені вуглеводні, шляхом розриву молекул по $\text{C} = \text{C}$ зв'язку;

- окислює ароматичні вуглеводні з утворенням менших органічних складових;

- підвищує ефект коагуляції (збільшує розмір пластівців, підвищує швидкість осадження) за рахунок утворених в процесі окиснення органічних речовин, полярних молекул і іонів, які сприяють коагуляції;

- покращує флокуляцію. Це обґрунтовується тим, що озон дестабілізує колоїдні частинки (такі, що знаходяться в підвищеному стані), через що вони краще осаджуються.

Склад експериментальних стендів та їх оснащення.

Електро-гідророзрядне очищення води від органічних сполук і ПАР

Лабораторний стенд електро-гідророзрядного очищення від органічних сполук та ПАР (Рис. 1) складається з двох основних секцій — генератора імпульсних струмів (ГІС) та безпосередньої обробки.

ГІС призначений для створення імпульсних струмів, регулювання їх потужності та частоти. Потужність імпульсів регулюється за допомогою автотрансформатора, який включений в первинну обмотку високовольтного трансформатора (15), а частота — зміною відстані між мідними півсферами в розряднику (2):

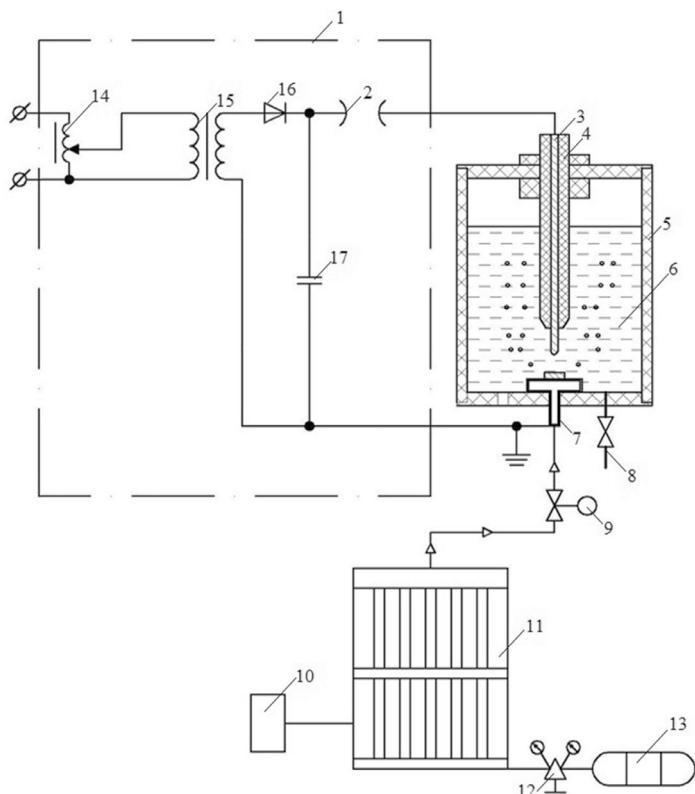


Рис. 1 — Принципова схема стенду електро-гідророзрядного очищення води від органічних сполук та ПАР:

- 1 — генератор імпульсних струмів; 2 — розрядник;
3 — сталевий електрод; 4 — ізоляція; 5 — реактор;
6 — робочий розчин; 7 — сталевий електрод з барботажом;
8 — поробовідбірник; 9 — ротаметр; 10 — пульт управління озонатору; 11 — озонатор; 12 — редутор;
13 — кисневий балон; 14 — узгоджувальний трансформатор,
15 — високовольтний трансформатор,
16 — високовольтний діод,
17 — накопичувальний конденсатор.

$$W = \frac{CU^2}{2},$$

де: W — енергія електричного імпульсу;
C — ємність розрядного конденсатору;
U — напруга на розрядному конденсаторі.

Високовольтні імпульси з ГІС надходять до електроду (3) з ізоляцію (4). Контур електричного струму замикається на електроді з перфорацією (7) до якого підведене заземлення.

Озон утворюється в озонаторі (11) — «Бозон-КСВ» з кисню, що міститься в балоні (13). Контроль тиску в кисневому балоні та витрати киснево-озонної суміші в реакторі відбуваються за допомогою редутора (12) та ротаметра (9) — РМ-02-0,63 ГУЗ. Керування озонатором проводиться з пульта управління (10). Відбір проб та злив води для промивки реактора здійснюється через пробовідбірник (8).

Деструкція ПАР та органічних сполук відбувається в реакторі за рахунок окиснення озоном, що підсилюється електричним розрядом, який виникає між електродами (3) та (7).

Окислювально-кавітаційне очищення води від органічних сполук і ПАР

Дослідницька установка окислювально-кавітаційного очищення складається з двох основних вузлів (Рис. 2).

Тиск в контурі першого вузла становить $P = 0,1 - 0,15$ МПа та контролюється за допомогою редутора. Концентрація озону в киснево-озонній суміші $C_o = 60$ мг/дм³ фіксується на пульта керування генератора озону (8). Витрата киснево-озонної суміші $G = 15$ дм³/год. регулюється за допомогою ротаметру (7) — РМ-02-0,63 ГУЗ.

Реактор представляє собою циліндр з нержавіючої сталі, до торців якого прикріплені п'єзокерамічні випромінювачі, які перетворюють височастотні ($f = 22$ кГц) електричні коливання в механічні пульсації, які в свою чергу генерують кавітаційні каверни.

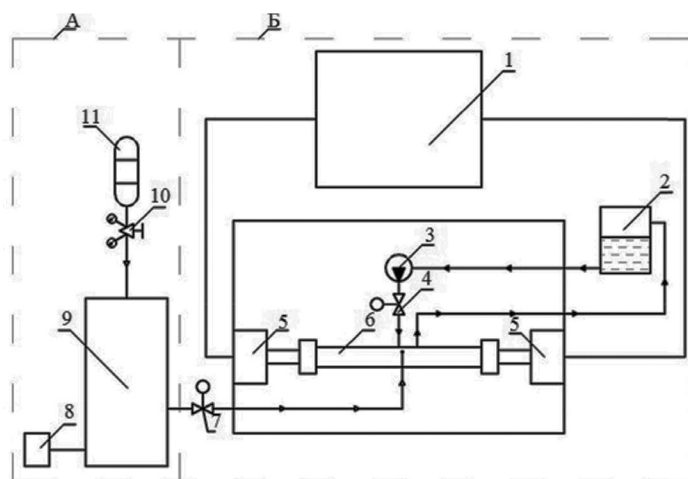


Рис. 2 — Принципова схема стенду окислювально-кавітаційного очищення води від органічних сполук та ПАР:

- А — вузол генерації та подачі озону, Б — вузол комплексної обробки розчинів, 1 — генератор електричних коливань; 2 — ємність з робочим розчином; 3 — перистальтичний насос; 4 — манометр; 5 — п'єзокерамічні випромінювачі; 6 — сталевий реактор; 7 — ротаметр; 8 — пульт керування генератором озону; 9 — генератор озону «Бозон-КСВ»; 10 — редутор; 11 — балон з киснем

Руйнування органічних домішок відбувається завдяки їх окисненню озоном, який барботується у вигляді киснево-озонної суміші, в середовище ультразвукової кавітації.

Експериментальне дослідження очищення води від ПАР і органічних сполук

Підбір досліджуваних розчинів та аналізованих показників лімітувався можливістю проведення їх аналізу в умовах лабораторій та обмеженим апаратним забезпеченням.

Випробування стенду електро-гідророзрядного очищення води від органічних сполук і ПАР

Проведення пробних випробувань установки проводилось на модельних розчинах лаурилсульфату натрію ($\text{NaC}_{12}\text{H}_{25}\text{SO}_4$) з концентрацією $C_{\text{лс}} \approx 0,35$ ммоль/дм³, який використовувався у якості ПАР та на модельному розчині етилендіамінтетраоцтової кислоти ($\text{C}_{10}\text{H}_{16}\text{N}_2\text{O}_8$) з концентрацією

$C_{\text{ЕДТА}} \approx 3,7$ ммоль/дм³, яка використовувалась у якості органічних домішок. ЛС вибраний з огляду на те, що це найбільш поширена поверхнево-активна речовина (аніоноактивна), часто використовується в складі різних миючих сумішей. Вибір низької концентрації ЛС, близькій 0,35 ммоль/дм³ (0,1 г/дм³), зумовлений її фізичними властивостями. Розчини з концентрацією ЛС $> 1,5$ ммоль/дм³ (0,5 г/дм³) характеризуються сильним піноутворенням в умовах проведення дослідів, що призводить до зменшення концентрації ЛС у рідкій фазі. Використання для досліджень ЕДТА зумовлено його використанням в технологічних процесах на АЕС та наявністю у складі рідких радіоактивних відходів.

Результати випробувань стенду електро-гідророзрядного очищення води від органічних сполук і ПАР

Руйнування органічних домішок проводили в електро-гідророзрядній установці з барботажем киснево-озонової суміші через рідину. Досліджувались розчини ЛС та ЕДТА, тривалість обробки становила 60 хвилин при різних показниках рН середовища.

Параметри роботи електро-гідророзрядної установки: номінальна потужність установки: $N = 1$ кВт; частота імпульсів, $f \sim 2$ Гц; відстань між електродами, $h = 3$ мм; робочий об'єм реактора, $V = 5$ дм³;

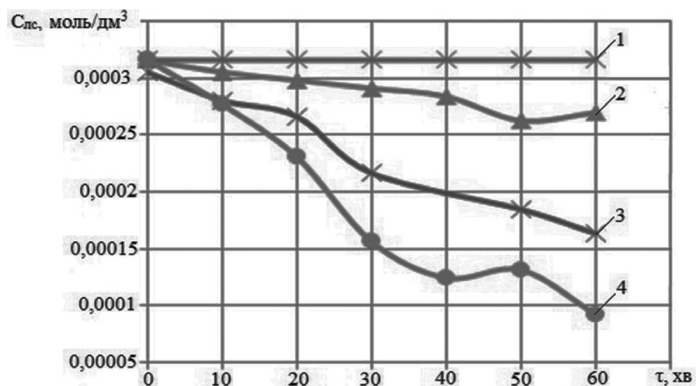


Рис. 3 — Графік зміни концентрації ЛС з часом обробки: 1 — ГІС; 2 — озон; 3 — ГІС + озон, рН = 3,7; 4 — ГІС + озон рН = 6,26.

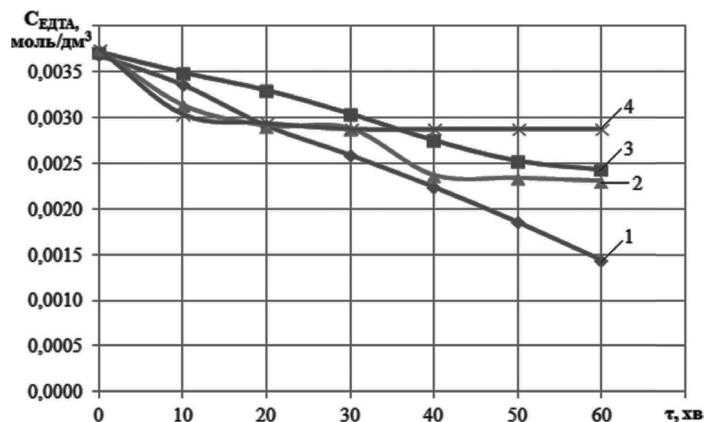


Рис. 4 — Графік зміни концентрації ЕДТА з часом обробки: 1 — ГІС + озон, рН = 10,01; 2 — ГІС + озон, рН = 6,75; 3 — озон, рН = 11,94; 4 — ГІС, рН = 6,98.

концентрація озону в киснево-озонової суміші, $C \sim 60$ мг/дм³;

витрата киснево-озонової суміші, $G \sim 15$ дм³/год.

Руйнування ЛС та ЕДТА (Рис. 4) відбувається в результаті їх окислення озоном, який барботується через робочий розчин, а також посилюється за допомогою розряду електричного струму, який виникає між електродами.

Виходячи з даних експериментів видно, що обробка тільки електророзрядом на протязі 60 хв. не змінює концентрацію ЛС, проте вона має вплив на концентрацію ЕДТА, зменшуючи її на 23 %. При спільному використанні розряду і озону досягалося більш глибоке руйнування зв'язків органічних домішок. Також можна сказати, що при комплексній обробці розчинів зі слабо кислим середовищем, реакція руйнування органічних сполук протікає повільніше порівняно з нейтральним середовищем.

В результаті проведених досліджень було встановлено, що деструкція ПАР та ЕДТА найкраще протікає при спільному використанні озону і розряду, при високих значеннях рН. Найвищі показники були отримані при обробці розчину ЛС при рН = 6,26 в процесі чого руйнується 70,8 % ПАР. При обробці ЕДТА найглибше окиснення досягалося при рН = 10,01 і склало 60,9 % зменшення концентрації. Також виявлено, що розкладання ПАР електророзрядом на заданих потужностях не відбувається, а при використанні одного озону досягається зниження концентрації ПАР тільки до 14,5–16,9 %. Тобто обробка електричним розрядом і озоном окремо неефективна, і тільки їх взаємний вплив призводить до позитивного результату.

Випробування стенду окислювально-кавітаційного очищення води від органічних сполук і ПАР

Для порівняння ефективності роботи стендів випробування установки окислювально-кавітаційного очищення проводили на аналогічних робочих розчинах — лаурилсульфат натрію з концентрацією $C_{\text{ЛС}} \approx 0,35$ ммоль/дм³ та ЕДТА з концентрацією $C_{\text{ЕДТА}} \approx 3,7$ ммоль/дм³.

Результати випробування стенду окислювально-кавітаційного очищення води від органічних сполук і ПАР

Вивчення комплексного впливу озону та УЗ кавітації на ПАР проводилося на модельному розчині лаурилсульфату натрію. Дослідження виконували в полі ультразвукової кавітації з частотою коливань $f_{\text{УЗ}} \approx 22$ кГц. У розчин постійно барботувалась киснево-озонова суміш з витратою $G_{\text{озон}} \approx 15$ дм³/год. з концентрацією озону $C_{\text{озон}} \approx 60$ мг/дм³. Досліди проводили при температурі робочого розчину в реакторі 30 °С і різних показниках рН. Корегування рН здійснювали шляхом додавання розчинів NaOH або H₂SO₄.

Результати серії експериментів приведені в Таблиці 1.

У процесі обробки спостерігається зменшення концентрації ЛС у всіх досліджуваних розчинах. Застосування озону без УЗ кавітації, при наведених параметрах процесу, дозволяє зменшити кількість ЛС на 51,5 % мас. Встановлено, що УЗ кавітація наряду з підвищенням рН середовища

Таблиця 1. Показники ефективності комплексної обробки

№ п/п	τ, хв.	Зниження концентрації ЛС, %			
		Озон, рН = 5,7	Кавітація + озон, рН = 4,9	Кавітація + озон, рН = 5,8	Кавітація + озон, рН = 8,3
1	10	24,24	27,52	26,12	26,85
2	20	29,29	44,03	43,24	47,22
3	30	38,38	55,04	47,74	60,18
4	40	49,49	63,3	59,45	74,07
5	50	50,50	72,47	67,56	80,55
6	60	51,51	77,06	81,01	83,3

позитивно впливає на динаміку окиснення ЛС. Найвищий відсоток зниження концентрації ЛС був отриманий при комплексній обробці розчину киснево-озонового сумішю в полі УЗ кавітації і склав 83,3 % мас. при показнику рН середовища рН = 8,3.

Висновки

1. Розроблено експериментальні стенди для дослідження впливу різних способів очищення розчинів від органічних сполук та поверхнево-активних речовин (ПАР). Дослідження проводилися на модельних розчинах лаурилсульфату натрію (ЛС) ($\text{NaC}_{12}\text{H}_{25}\text{SO}_4$) з концентрацією $C_{\text{ЛС}} \approx 0,35$ ммоль/дм³, який використовувався у якості ПАР та на модельному розчині етилендіамінтетраоцтової кислоти ($\text{C}_{10}\text{H}_{16}\text{N}_2\text{O}_8$) з концентрацією $C_{\text{ЕДТА}} \approx 3,7$ ммоль/дм³, яка використовувалась у якості органічних сполук.

2. Експериментальна перевірка ефективності електро-гідророзрядного очищення показала, що електричні імпульси несуттєво змінюють вміст ЛС в досліджуваних розчинах, проте впливають на концентрацію ЕДТА, зменшуючи її на 23 %. Встановлено, що деструкція ПАР та органічних сполук найкраще протікає при спільному використанні озону і розряду, при високих значеннях рН. Найвищі показники ефективності розкладу органічних домішок були отримані:

- при обробці розчину ЛС при рН = 6,2 в процесі чого руйнується близько 71 % ПАР;
- при обробці ЕДТА при рН = 10 руйнується близько 61 % органічних сполук.

3. Випробування стенду окислювально-кавітаційного очищення показало, що застосування озону без УЗ кавітації дозволяє зменшити кількість ЛС на 51 % мас. Встановлено, що УЗ кавітація наряду з підвищенням рН середовища позитивно впливає на динаміку окиснення ЛС озоном. Найвищий відсоток зниження концентрації ЛС був отриманий при комплексній обробці розчину киснево-озоною сумішю в полі УЗ кавітації і склав 83 % мас. при показнику рН середовища рН = 8,3.

4. Визначено, що обробка електричним розрядом (або УЗ) і озоном окремо менш ефективна, і тільки їх взаємне застосування призводить до позитивного результату.

5. Одним із способів покращення ступеня очищення досліджуваних розчинів є підвищення продуктивності озонатору, так як сумарна маса озону, при використанні озонатору «Бозон-КСВ» за 60 хв. складала лише ~0,9 г.

Список використаної літератури

1. Яковлев С. В. Очистка производственных сточных вод. М.: Стройиздат, 1986. 336 с.
2. Кучеров А. В., Шибилева О. В. Опреснение воды: современное состояние и перспективы развития. *Молодой учёный*. 2014. № 3 (62). С. 236–239.
3. Запольский А. К., Мішкова-Клименко Н. А., Астрелін І. М. та ін. Фізико-хімічні основи технології очищення стічних вод. К.: Вид-во «Лібра», 2000. 552 с.
4. МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Обращение с радиоактивными отходами низкого и среднего уровня активности перед их захоронением, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № WS-G-2.5, МАГАТЭ, Вена 2005.
5. Костин Н. А., Кублановский В. С., Заблудовский В. А. Импульсный электролиз. АН УССР, Ин-т общ. и неорган. химии. Киев: Наук. думка, 1989. 167 с.
6. Демидюк В. И., Ткаченко С. Н., Егорова Г. В., Попкович М. П., Лунин В. В. Разложение озона на твердых поверхностях. *Третий международный конгресс "Вода: экология и технология"*. Тезисы докладов. Москва, 1998. С. 649–650.
7. Кульский, Л. А., Князькова Т. В., Клименко Н. А. Перспективы мембранной очистки промышленных вод от поверхностно-активных веществ и красителей. М.: РХТУ, 1988. 46с.
8. Клименко Н. А., Когановский А. М., Панченко Н. П. Использование активных углей для очистки промышленных сточных вод от ПАВ. *Химия и технология воды*. 1982. Т. 4, № 1. С. 47–50.
9. Кульский Л. А., Строкач П. П., Слипченко В. А. Очистка воды электрокоагуляцией. Киев: Будівельник, 1978. 112 с.
10. Арустамов А. Э., Зинин А. В., Красников П. В. и др. Метод ионоселективной очистки жидких радиоактивных отходов атомных станций. *Безопасность жизнедеятельности*. — № 11. 2005. URL: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=296>
11. Пивоваров А. А., Николенко Н. В., Захаров Р. И. и др. Термодинамический анализ химических превращений в «активированных» плазмой водных растворах хлорида натрия. *Вопр. химии и хим. технологии*. 2012. № 3. С.127–133.
12. Предзимирська Л. М. Кавітаційне очищення природних і стічних вод від органічних та біологічних забруднень : дис. канд. техн. наук : 21.06.01 / Львів, 2015. 199 с.
13. Потомов М. А. Перспективы применения кавитационных технологий для интенсификации химико-технологических процессов. *Вестник ТГТУ*. 2008. Т.14, № 4. С.861–869.
14. Разумовский С. Д., Заиков Г. Е. Озон и его реакции с органическими соединениями (кинетика и механизм). М.: Наука, 1974. 322 с.

References

1. Yakovlev, S.V. (1986). *Industrial wastewater treatment* [Ochistka proizvodstvennykh stochnykh vod], M.: Stroizdat. 336 p.
2. Kuchеров, A.V., Shibileva, O.V. (2014). *Water desalination: current state and development prospects* [Opresneniye vody: sovremennoye sostoyaniye i perspektivy razvitiia], Young Scientist. No. 3 (62), p. 236–239.
3. Zapolski, A.K., Myshkova-Klymenko, N.A., Astrelin, I.M. etc. (2000). *Physico-chemical bases of sewage treatment technology* [Fizyko-khimichni osnovy tekhnologii ochyshchennia stichnykh vod], Kiev: Vyd-vo Libra. 552 p.
4. International Atomic Energy Agency. (2005). *Predisposal Management of Low and Intermediate Level Radioactive Waste*, IAEA Safety Series, No. WS-G-2.5, IAEA, Vienna.
5. Kostin, N.A., Kublanovsky, V.S., Zabudovsky, V.A. (1989). *Impulsed electrolysis* [Impulsnyi elektroliz], Academy of Sciences of the USSR. Institute of General and Inorganic Chemistry. Kiev: Naukova Dumka. 167 p.
6. Demidyuk, V.I., Tkachenko, S.N., Egorova, G.V., Popkovich, M.P., Lunin, V.V. (1998). *Ozone decomposition on hard surfaces* [Razlozheniye ozona na tverdykh poverkhnostiakh]. Third International Congress «Water: Ecology and technology». Proceedings. Moscow. p. 649–650.

7. Kyslii, L.A., Knyazkova, T. V., Klymenko, N. A. (1988). *Prospects for membrane purification of industrial water from surfactants and dyes* [Perspektivy membrannoi ochistki promyshlennykh vod ot poverkhnostno-aktivnykh veshchestv i krasitelei], Moscow: D.Mendelev University of Chemical Technology of Russia. 46 p.
8. Klymenko, N. A., Koganovsky, A. M., Panchenko, N. P. (1982). *The use of activated carbons for the purification of industrial wastewater from surfactants* [Ispolzovaniie aktivnykh uglei dlia ochistki promyshlennykh stochnykh vod ot PAV], Water Chemistry and Technology. V. 4. No. 1, p. 47–50.
9. Kyslii, L. A., Strokach, P. P., Slipchenko, V. A. (1978). *Electrocoagulation water purification* [Ochistka vody elektrokoagulyatsiiei], Kiev: Budivelnik. 112 p.
10. Arustamov, A. E., Zinin, A. V., Krasnikov, P. V. etc. (2005). *The method of ion-selective cleaning of liquid radioactive waste from nuclear power plants* [Metod ionoselektivnoi ochistki zhydkikh radioaktivnykh otkhodov atomnykh stantsii], Life Safety. No. 11, available at: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&id=296>
11. Pivovarov, A. A., Nikolenko, N. V., Zaharov, R. I. etc. (2012). *Thermodynamic analysis of chemical transformations in plasma-activated aqueous solutions of sodium chloride* [Termodinamicheskii analiz khimicheskikh prevrashchenii v aktivirovannykh plazmoi vodnykh rastvorakh khlorida natriia], Questions of Chemistry and Chemical Technology. No. 3. p.127–133.
12. Predsimirskaya, L. M. (2015). *Cavitation purification of natural and sewage waters from organic and biological contaminants* [Kavitatsiine ochyshchennia pryrodnykh i stichnykh vod vid organichnykh ta biologichnykh zabrudnen]. (Thesis for PhD in Technical Sciences: 21.06.01). Lviv. 199 p.
13. Potomov, M. A. (2008). *Prospects for the use of cavitation technology for the intensification of chemical-technological processes* [Perspektivy primeneniia kavitatsionnykh tekhnologii dlia intensifikatsii khimiko-tekhnologicheskikh protsessov], TSTU Newsletter, V. 14. No. 4, p. 861–869.
14. Razumovski, S. D., Zaikov, G. E. (1974). *Ozone and its reactions with organic compounds (kinetics and mechanism)* [Ozon i yego reaktsii s organicheskimi soedineniyami (kinetika i mekhanizm)], Moscow: Nauka. 322 p.

Очистка жидких радиоактивных отходов от поверхностно-активных веществ и органических соединений

Хуссам Ганем², Герлига В. А.¹, Кравченко В. П.²,
Македон В. В.¹, Шульга А. В.¹

¹ Обособленное подразделение «Научно-технический центр» ГП НАЭК «Энергоатом», г Одесса, Украина

² Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса, Украина

В процессе эксплуатации АЭС образуется и накапливается значительное количество жидких радиоактивных отходов (ЖРО), переработка которых является одной из первоочередных задач. Одним из источников жидких радиоактивных отходов являются трапные воды, в состав которых входят поверхностно-активные вещества (ПАВ) и органические соединения (ОС) различной природы. При данном составе отходов значительно усложняется работа испарительных аппаратов. Поэтому, переработка вод существенно упрощается после их очистки от ПАВ и ОС. В работе рассмотрены теоретические аспекты окислительно-кавитационной и электро-гидророзрядной очистки вод от органических веществ. Разработаны и приведены принципиальные схемы экспериментальных стендов комбинированных методов очистки. Исследования проводили на модельных растворах лаурил-сульфата натрия (ЛС) ($\text{NaC}_{12}\text{H}_{25}\text{SO}_4$) и этилендиаминтетрауксусной

кислоты (ЭДТА) ($\text{C}_{10}\text{H}_{16}\text{N}_2\text{O}_8$). ЛС выбран ввиду того, что это наиболее распространенное ПАВ, которое присутствует в составе различных моющих и дезактивирующих смесей. Использование ЭДТА обусловлено его применением в технологических процессах на АЭС и наличием в составе жидких радиоактивных отходов. Разрушение ОС происходит в результате окисления озоном, который постоянно барботирует через раствор, и усиливается действием электрических импульсов или ультразвуковой (УЗ) кавитацией. В работе определены закономерности снижения концентраций модельных растворов в зависимости от способа обработки, pH-среды и продолжительности процесса. Установлено, что деструкция ПАВ и ОС лучше протекает при совместном использовании озона и УЗ кавитации или электрического разряда при высоких значениях pH. Самые высокие показатели эффективности очистки растворов следующие: использование разрядов и озона (pH = 6,2) разрушает около 71 % ПАВ, при pH = 10 разрушается ~ 61 % ОС; использование УЗ кавитации и озона (pH = 10) разрушает ~ 83,3 % ПАВ.

Ключевые слова: очистка воды от поверхностно-активных веществ и органических соединений, электро-гидророзрядный метод, окисление озоном

Purification of liquid radioactive waste from surfactants and organic compounds

Hussam Ghanem², Gerlyga V.¹, Kravchenko V.², Македон В.¹,
Shulga A. ¹

¹ SS STC DSTSO SE «NNEGC «Energoatom», Odessa, Ukraine

² Odessa National Polytechnic University, Odessa, Ukraine,

During the operation of a nuclear power plant, a significant amount of liquid radioactive waste (LRW) is formed and accumulated, its recycling has one of the first priorities. One of the sources of liquid radioactive waste is drain water, which consists of surface-active substances (SA) and organic compounds (OC) of various natures. With this waste composition, the operation of the evaporator is significantly complicated. Thus, recycling of LRW will be simplified after purification from SA and OC. The paper discusses the theoretical aspects of oxidative-cavitation and electro-hydrodischarge water purification from organic matter. A schematic circuit of experimental stands of combined cleaning methods was developed and presented. Studies were performed on model solutions of sodium lauryl sulfate (LS) ($\text{NaC}_{12}\text{H}_{25}\text{SO}_4$) and ethylenediaminetetraacetic acid (EDTA) ($\text{C}_{10}\text{H}_{16}\text{N}_2\text{O}_8$). LS is chosen because it is the most common SA, which is present in the composition of various detergent and decontamination mixtures. The use of EDTA is due to its application in technological processes at nuclear power plants and the presence of liquid radioactive waste in the composition. The destruction of the OS occurs as a result of ozone oxidation, which is constantly splashing through the solution, and amplifies under the action of electrical impulses or ultrasonic (US) cavitation. The work identifies the patterns of reducing concentrations of model solutions, depending on the method of processing, pH-environment and duration of the process. It was found that the destruction of SA and OC occurred better when ozone was combined with US cavitation or electrical discharge, at high pH. The highest performance purification of solutions is as follows: use of electro-discharge and ozone (pH = 6.2) leads to about 71 % collapses, (pH = 10) ~ 61 % OC collapses; use of US cavitation and ozone (pH = 10) ~ 83.3 % SA collapses.

Keywords: water purification from surfactants and organic compounds, electro-hydraulic discharge method, ozone oxidation

Отримано 21.12.2018

Технологии отверждения жидких радиоактивных отходов

Свидерский В.А.

Национальный технический университет
Украины «Киевский политехнический институт
имени Игоря Сикорского», г. Киев, пр. Победы, 37
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-2246-3896>

Глуховский В.В.

Национальный технический университет
Украины «Киевский политехнический институт
имени Игоря Сикорского», г. Киев, пр. Победы, 37
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-3917-174X>

Глуховский И.В.

Национальный технический университет
Украины «Киевский политехнический институт
имени Игоря Сикорского», г. Киев, пр. Победы, 37
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-3830-2891>

Дашкова Т.С.

Национальный технический университет
Украины «Киевский политехнический институт
имени Игоря Сикорского» г. Киев, пр. Победы, 37
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-9528-2423>

В настоящем обзоре приведен краткий анализ известных и испытанных технологий отверждения жидких радиоактивных отходов. Рассмотрены особенности технологий битумирования, остекловывания и включения радиоактивных отходов в полимерную матрицу.

Рассмотрены показатели эффективности традиционной технологии цементирования. Представлены результаты расчета стоимости компонентов для цементирования жидких радиоактивных отходов различной концентрации. Представлены результаты расчета объемных характеристик цементного камня для водоцементных отношений которые используются для цементирования жидких радиоактивных отходов

Приведены результаты исследований авторов по разработке и реализации технологий отверждения жидких радиоактивных отходов, с использованием вяжущих контактного твердения, которые образуют прочный водостойкий камень в момент прессования и не требуют для отверждения дополнительную воду. Представлены результаты испытания разработанных компаундов для иммобилизации жидких радиоактивных отходов атомных станций. Установлены их прочностные характеристики, стойкость к облучению и параметры выщелачивания. Представлены расчеты стоимости компонентов для отверждения жидких радиоактивных отходов различной концентрации. Разработанная технология отверждения жидких радиоактивных отходов позволяет получать компаунды с прочностью до 40 МПа. Объем конечного продукта увеличивается в 1,8 раза, скорость выщелачивания находится в пределах $1,10 \times 10^{-4} \dots 9,5 \times 10^{-5}$ кг/м² сутки.

Ключевые слова: жидкие радиоактивные отходы, цементирование, вяжущие контактного твердения, объемные характеристики цементного камня, иммобилизации жидких радиоактивных отходов.

© Свидерский В. А., Глуховский В. В., Глуховский И. В., Дашкова Т. С., 2019

В связи с тем, что разработка и реализация технологических решений по обращению с радиоактивными отходами (РАО) на начальных этапах развития атомной энергетики в силу различных причин были отложены [1], на атомных электростанциях (АЭС) Украины, в настоящее время, накоплено большое количество твердых и жидких отходов, общий объем которых оценивается 33,17 и 18,57 тыс. м³ соответственно [2, 3]. Особые сложности возникают при хранении жидких радиоактивных отходов (ЖРО), которые накапливаются в хранилищах АЭС в виде кубового остатка с содержанием от 200 до 600 г/л, или в виде солевого плава с более высокой концентрацией солей [4]. Кроме РАО, образующихся на АЭС, существуют и другие источники их образования [2, 6], при этом максимальное количество РАО в настоящее время сосредоточено в зоне Чернобыльской АЭС [2]. Сложившаяся ситуация обуславливает необходимость разработки и реализации эффективных технологий отверждения ЖРО с целью решения в качестве первоочередной задачи — организацию переработки и кондиционирования вновь образующихся и накопленных ЖРО [4]. При этом эффективность предлагаемых к реализации технологий должна определяться не только стоимостью используемых материальных ресурсов, но и объемами получаемых в результате переработки компаундов, что определяет эффективность последующих компонентов технологии обращения с РАО — транспортирование и захоронение [5].

Традиционные методы компактирования жидких радиоактивных отходов и показатели их эффективности

В качестве основных технологий отверждения ЖРО низкого и среднего уровней активности называются технологии битумирования, цементирования, включения ЖРО в полимерную матрицу и остекловывание РАО [7]. Соотношение стоимости отверждения первых трех технологий оценивается как 1:5:9 [8]. Однако, высокая пожарная опасность битумированных РАО, при высокой технологичности и низкой стоимости этой технологии, обуславливает увеличение затрат при их транспортировании, длительном хранении и захоронении, что снижает эффективность данного метода. Технология включения РАО в полимерную матрицу, по техническому исполнению, близка к технологии битумирования, однако, в ней используются более дорогие, по сравнению с технологиями битумирования и цементирования, сырьевые материалы.

Метод остекловывания, в силу присутствия в технологии высокотемпературных процессов, по стоимости существенно превышает остальные методы и его использование целесообразно при переработке высокоактивных РАО. При этом необходимо учитывать, что процесс остекловывания РАО также связан с определенными сложностями, поскольку процесс получения стекла является технологически сложным и включает в себя подбор состава шихты, варку и студку стекломассы. Неправильное проведение каждого из перечисленных процессов может привести к кристаллизации в общей массе стекла отдельных новообразований, что влечет разрушение сплошности стекломассы, ее растрескивание и самопроизвольное диспергирование.

Для каждого состава остекловываемых РАО, при необходимости, могут быть подобраны состав шихты, но, учитывая разброс ЖРО по химическому составу, в промышленных условиях это может привести к неоправданному увеличению затрат. Однако даже в случае решения

указанной проблемы, необходимо помнить, что хорошо сваренные стекла не являются полностью водостойкими. Выщелачиваемость стекол характеризуется их гидролитическим классом. Наиболее стойкие в воде стекла (до 95 % SiO_2 , кварцевые, с температурой варки выше 2000 °С) при кипячении в воде в течение часа теряют до 0,006 масс. %, а стекла, содержащие в своем составе соединения натрия, калия, магния и алюминия и относящиеся к III и IV гидролитическим классам теряют при кипячении в воде в течение одного часа от 0,01 до 0,1 масс. % [9].

В тоже время необходимо учитывать, что высокотемпературная обработка кубового остатка или солевого плава при температурах выше 350 °С приводит к разложению нитратов натрия и калия с выделением NO_2 , а их нагрев до температуры 700–800 °С сопровождается возгонкой щелочных оксидов (Na^+ , K^+ и Cs^+), что предопределяет необходимость создания мощной системы газоочистки.

Введение ЖРО в цементную матрицу (метод цементирования) называется одним из основных методов отверждения гомогенных (кубовые остатки) и гетерогенных (пульты) РАО [6, 7]. Данное мнение обусловлено относительной простотой метода цементирования. При этом не рассматриваются вопросы, связанные не только с экономической эффективностью, но и проблемы, обусловленные физико-химическими процессами, происходящими при затворении цемента концентрированными солевыми растворами либо суспензиями, содержащими компоненты, которые в обычной практике не допускаются (либо запрещены) для введения в цемент.

Суть технологий цементирования ЖРО сводится к разбавлению кубовых остатков до концентрации солей 100–150 г/л, при начальной их концентрации 400–600 г/л и последующем их перемешивании с цементом при раствороцементном отношении (Р/Ц) 0,7 в случае технологической необходимости сохранения хорошей текучести цементного теста, или при Р/Ц равном 0,35; в случае приготовления теста непосредственно в емкости, предназначенной для захоронения отвержденных компаундов [8]. При этом отмечается низкая прочность компаундов, приготовленных при Р/Ц = 0,7 (8 МПа, при требуемых 10 МПа) и их высокая выщелачиваемость (10^{-2} – 10^{-3} г/см²·сутки), что обуславливает ограничения, вводимые для захоронения цементных компаундов как по удельной активности (не выше $3,7 \cdot 10^{-6}$ Бк/кг), так и по условиям хранения. Столь низкие эксплуатационные характеристики цементного камня, получаемого при затворении цемента солевыми растворами с практически не контролируемым химическим составом вполне закономерны, поскольку не учитывают особенностей процессов гидратации и твердения цемента.

Хотелось бы начать со строгих ограничений существующих (и вполне оправдано) для компонентов различных смесей, приготавливаемых с использованием цемента.

Для используемой при затворении цемента воды, ограничено содержание органических и поверхностно активных веществ, сахаров и фенолов (каждого не более 10 мг/л), растворимых солей (не более 5 г/л), взвешенных частиц (не более 0,2 г/л). Кроме этого, не допускается наличие пленок нефтепродуктов, жиров и масел [10]. Суммарно данные ограничения дают возможное содержание примесей в воде затворения цемента ~5,3 г/л. Заполнители, вводимые в цемент, должны содержать пылевидных и глинистых частиц не более 3 % по массе, при этом наличие глины в виде отдельных комков не допускается.

Поэтому, вводя в состав цемента до 20 % бентонита (для уменьшения выщелачиваемости цезия) мы заведомо существенно снижаем прочность получаемого цементного камня, а, затворяя цемент раствором с солесодержанием до 100 г/л, мы полностью блокируем процессы гидратации клинкерных минералов и твердения цемента, без полноценного протекания которых невозможно получить прочную структуру. Блокирующий эффект компонентов солевого раствора подтверждается тем фактом, что в соответствии с известными зависимостями, существующими для обычных цементов, затворяемых чистой водой, прочность цементного камня при водоцементном отношении (В/Ц) 0,7 должна находиться в пределах 20–30 МПа, тогда как прочность компаундов ЖРО составляет не более 8 МПа.

В качестве основного показателя, характеризующего степень гидратации цемента (α) принято отношение количества химически связанной цементным камнем воды к количеству той же воды, связанной полностью гидратированным цементом, в связи, с чем данный показатель может иметь значения от 0 до 1. При этом характер изменения степени гидратации со временем имеет вид экспоненты и если к 28 суткам твердения цемента в нормальных условиях его значение достигает ~0,3–0,4; то о полной гидратации ($\alpha = 1$) можно говорить через 2–4 года нормального твердения. В случае же введения с водой затворения большого количества химически и поверхностно активных веществ полная гидратация цемента практически не возможна.

Результаты расчета объемных и ценовых характеристик технологии цементирования, выполненные для растворов с солесодержанием от 100 до 600 г/л, приведены в таблице 1. Расчеты выполнены из условия цементирования 1 м³ раствора ЖРО. При этом значение средней плотности получаемого компаунда приняты расчетные, без учета

Таблица 1. Объемные и ценовые характеристики технологии цементирования ЖРО при Р/Ц = 0,7.

Показатель	Ед. изм.	Значение показателей для растворов с солесодержанием, кг/м ³			
		100	150	400	600
Количество солей в 1 м ³ раствора	кг	100	150	400	600
Объем раствора после его разбавления до солесодержания 100 кг/м ³	м ³	1	1,5	4,0	6,0
Количество цемента для цементирования при Р/Ц = 0,7	т	1,43	2,14	5,71	8,57
Расчетный объем свежеприготовленного цементного теста	м ³	1,45	2,18	5,81	8,72
Солесодержание 1 м ³ цементного компаунда	кг	69,0			
Массовое солесодержание компаунда	масс. %	4,1			
Стоимость цемента для компактирования исходного объема раствора	тыс. грн	2,86	4,28	11,42	17,14
Увеличение объема	раз	1,45	2,18	5,81	8,72
Стоимость цемента для компактирования 1 кг солей	грн.	28,6			

объемов вовлеченного воздуха, контракции и усадки твердеющего цементного камня.

Представленные в таблице 1 результаты показывают, что при цементировании ЖРО с содержанием 600 г/л объем компаунда увеличивается в 8,7 раза при содержании компаунда 4 масс. %. При этом стоимость цемента для цементирования 1 м³ ЖРО составляет 17 тыс. грн. При цементировании ЖРО с содержанием 400 г/л объем конечного продукта увеличивается в 5,8 раза, а стоимость цемента для цементирования составляет 11 тыс. грн.

Таблица 2. Объемные и ценовые характеристики технологии цементирования ЖРО в таре при Р/Ц = 0,35.

Показатель	Ед. изм.	Значение показателей для растворов с содержанием, кг/м ³			
		100	150	400	600
Количество солей в 1 м ³ раствора	кг	100	150	400	600
Объем раствора после его разбавления до содержания 100 кг/м ³	м ³	1	1,5	4,0	6,0
Количество цемента для цементирования при Р/Ц = 0,35	т	2,86	4,29	11,43	17,14
Расчетный объем свежеприготовленного цементного теста	м ³	1,91	2,86	7,63	11,44
Содержание 1 м ³ цементного компаунда	кг/м ³	52,3			
Массовое содержание компаунда	масс. %	2,6			
Стоимость цемента для компактирования исходного объема р-ра	тыс. грн.	5,72	8,58	22,86	34,28
Кол-во 200 л бочек для цементирования	шт.	10	15	38	57
Общая стоимость цемента и тары для цементирования (цена бочки 300 грн.)	тыс. грн.	8,72	13,08	34,26	51,38
Увеличение объема	раз	1,91	2,86	7,63	11,44
Стоимость цемента и тары для компактирования 1кг солей	грн.	85,6...87,2			

При цементировании ЖРО в таре (табл. 2) при их исходном содержании 600 г/л конечный объем компаунда увеличивается в 11,4 раза. При этом содержание конечного продукта составляет 2,6 масс. %, а общая стоимость цемента и тары для цементирования 1 м³ ЖРО составляет 51,38 тыс. грн. При цементировании 1 м³ ЖРО с содержанием 400 г/л объем конечного компаунда увеличивается в 7,6 раза, а стоимость цемента и тары составляет 34,26 тыс. грн.

Приведенные расчеты позволяют оценить лишь внешнюю характеристику рассматриваемой технологии. С целью характеристики получаемого при отверждении компаунда, необходимо рассмотреть его структуру,

которая в соответствии с общепринятыми положениями химии цемента [11], представляет из себя композит, состоящий из прореагировавших с водой клинкерных минералов (твердая фаза), связанной и несвязанной воды, при этом последняя подразделяется на воду, заполняющую гелевые и капиллярные поры. Результаты расчета объемных характеристик затвердевшего цементного камня при Р/Ц = 0,7 для случая полной гидратации цемента ($\alpha = 1$) представлены в таблице 3.

Таблица 3. Объемные характеристики цементного камня при цементировании 1 м³ ЖРО при Р/Ц = 0,7 и $\alpha = 1,0$

Показатель	Ед. изм.	Величина показателя	
		в натуральных единицах	в % от общего объема компаунда
Объем цементного теста при смешивании	м ³	1,45	100
Объем твердой фазы компаунда без связанной воды	м ³	0,46	32,0
Объем химически связанной воды	м ³	0,24	16,6
Объем воды в порах геля	м ³	0,30	20,7
Объем воды в капиллярных порах	м ³	0,46	31,7
Общий объем несвязанной (гелевой и капиллярной) воды	м ³	0,76	52,4

Представленные результаты (табл. 3) показывают, что при общем объеме компаунда 1,45 м³ объем твердой фазы гидратированного цемента составляет 0,46 м³ или 32 % от общего объема конечного компаунда. При этом общее количество химически связанной воды составляет 0,24 м³ или 16,6 % от общего объема компаунда. Суммарное количество несвязанной воды (воды, заполняющей гелевые и капиллярные поры компаунда) составляет 0,76 м³ или 52,4 % от объема конечного компаунда. Из общего количества раствора, подлежащего цементированию (1 м³) 24 % или 0,24 м³ связывается продуктами гидратации цемента, а 76 % или 0,76 м³ остается несвязанной, т. е. в любое время может быть удалено из компаунда. При этом необходимо учитывать, что расчеты приведены для случая полной гидратации цемента (при $\alpha = 1$). Замедление процессов гидратации присутствующими в цементируемом исходном растворе солями приведет к перераспределению объемов связанной и несвязанной воды в сторону увеличения последних.

При характеристике цементного камня, т. е. конечного продукта взаимодействия цемента и воды необходимо также учитывать наличие усадочных деформаций, величина которых для цементного камня настолько велика, что приводит к образованию большого количества усадочных трещин и как результат, к резкому уменьшению прочностных характеристик конечного продукта. Наличие именно этого свойства у твердеющего цементного камня предопределяет невозможность его использования в чистом виде и предполагает его эффективную эксплуатацию

либо в смеси с мелким заполнителем (песок) в виде растворов, либо в смеси с мелким и крупным заполнителем (песок, щебень) в виде бетонов.

Обобщая приведенные данные, необходимо признать, что технология цементирования при всей кажущейся ее простоте, не может быть признана эффективной для отверждения ЖРО.

Наличие солей в воде затворения цемента, ввиду их существенного влияния на процессы твердения, ограничивает солесодержание цементируемых ЖРО, что сопровождается необходимостью увеличения объемов растворов в результате их разбавления и, как следствие, к существенному увеличению объема конечного продукта. Однако, более важным для характеристики качества готового компаунда является тот факт, что даже при условии полной гидратации используемого цемента около 75 % воды затворения после затвердевания компаунда остается в несвязанном состоянии. Высокая пористость и низкая прочность компаунда не может гарантировать сохранность этого раствора в компаунде. При этом любые попытки снизить выщелачиваемость радионуклидов вряд ли окажутся эффективными, поскольку при отсутствии диффузионного контроля твердой фазы над этими процессами нельзя ожидать существенного их ограничения. Кроме этого, наличие в компаунде большого количества несвязанной воды обуславливает возможность образования в результате ее радиолиза свободного водорода, образующего с воздухом взрывоопасную смесь.

Данный метод отверждения не может быть рекомендован и для цементирования тритий содержащих растворов, поскольку не препятствует свободному испарению из компаунда несвязанной воды. При этом, при полном высыхании компаунда из него может быть удалено до 75 % «компактированного» трития.

Технология отверждения ЖРО с использованием минеральных вяжущих контактного твердения

Целью исследований, результаты которых представлены в данной статье, является разработка нового метода компактирования жидких радиоактивных отходов с использованием минеральных вяжущих контактного твердения.

Основой разработанной технологии компактирования ЖРО являются новые минеральные вяжущие (цементы), твердеющие при прессовании [12]. Особенностью этих цементов является отсутствие воды затворения при их твердении. Контактно-конденсационные вяжущие или вяжущие контактного твердения (ВКТ) представляют собой минеральные дисперсные порошки, которые сразу после прессования при давлении 40–200 МПа образуют камневидное водостойкое тело с прочностью при сжатии 20–70 МПа и с водопоглощением 3–5 %. Компаунды на основе этих вяжущих при хранении в воде, аналогично портланд-цементу, увеличивают свою прочность со временем.

Отсутствие жидкой фазы при компактировании позволяет избежать образования насыщенных солевых растворов, влияющих на процесс структурообразования традиционного цемента, при этом хорошо растворимые соединения, в данном случае, играют роль инертного заполнителя. Отсутствие жидкой фазы при твердении этих вяжущих позволяет существенно увеличить их компактирующую емкость, а высокие физико-механические характеристики конечного компаунда (прочность

при сжатии — 20–70 МПа), могут при соответствующей его удельной активности, гарантировать возможность длительного и безопасного хранения без использования дополнительных барьерных систем [13].

В отличие от метода остекловывания, в результате которого получают продукты в виде термодинамически неустойчивых систем (безводных силикатов), получаемые по разработанной технологии вяжущие и конгломераты на их основе аналогичны природным минералам (гидросиликаты и гидроалюмосиликаты), что гарантирует неизменность их физико-химического состояния на протяжении длительных периодов хранения и их высокую радиационную стойкость.

Особенностью разработанной технологии является то, что в процессе иммобилизации ЖРО осуществляется химическое связывание воды отверждаемого раствора новообразованиями вяжущего. Термическое разложение синтезируемых новообразований с выделением свободной воды происходит в температурном интервале от 500 до 900 °С, что дает основание рекомендовать данную технологию отверждения для иммобилизации растворов содержащих тритий.

Результаты исследований основных физико-механических характеристик компаундов на основе ВКТ, содержащих в своем составе растворы с солесодержанием 400 и 600 г/л приведены в таблице 4.

Таблица 4. Основные эксплуатационные характеристики компаундов на основе вяжущих контактного твердения с солесодержанием 400 — 600 г/л.

Показатель	Ед. изм.	При солесодержании кубового остатка	
		400 г/л	600 г/л
Объемное содержание кубового остатка в компаунде	об. %	45	40
Предел прочности при сжатии:			
- сразу после прессования	МПа	37,6	34,3
- после 28 суток твердения в воде	МПа	58,4	59,7
- после 28 суток твердения над водой	МПа	71,4	54,0
- после 25 циклов попеременного замораживания (минус 15°C) и оттаивания (плюс 25°C)	МПа	73,4	81,4
- после 50 циклов попеременного замораживания (минус 15°C) и оттаивания (плюс 25°C)	МПа	75,2	58,4
Водопоглощение (28 суток твердения в воде)	%	2,5	2,0
Плотность	кг/м ³	1980	2120
Стоимость компонентов ВКТ для отверждения 1 м ³ кубового остатка	тыс. грн.	4,30	5,10
Конечный объем компаунда, содержащего 1 м ³ кубового остатка	м ³	2,2	2,5

Таблица 5. Предел прочности при сжатии образцов вяжущих контактного твердения до и после облучения

Вяжущее	Предел прочности при сжатии, МПа	
	не облученных образцов	после облучения, доза $6,6 \cdot 10^3$ рад
ВКТ	66,2	76,3
ВКТ модифицированное	72,8	74,1

Результаты исследования влияния облучения на физико-механические характеристики вяжущих контактного твердения, использовавшихся для иммобилизации и компактирования ЖРО приведены в таблице 5.

Разработанная технология была испытана на Южно-Украинской АЭС при отверждении жидких радиоактивных отходов — кубовых остатков с содержанием 400 г/л (ХЖО — 2, емкости TW10BO2 и TW10BO3). Результаты испытаний выщелачиваемости компаундов, содержащих радиоактивные отходы, выполненных по ГОСТ 29114 приведены в таблице 6.

Приведенные в таблице данные показывают, что величины скорости выщелачивания компаундов, полученных на основе ВКТ всего на порядок ниже аналогичных характеристик остеклованных отходов, полученных при температуре 900–1150 °С [8].

Результаты расчета объемных и ценовых характеристик технологии отверждения ЖРО с использованием вяжущих контактного твердения, выполненные для кубовых остатков с содержанием 400 и 600 г/л, приведены в таблице 7. Расчеты выполнены из условия иммобилизации и компактирования 1 м³ раствора ЖРО.

Приведенные результаты (табл.7) показывают, что при отверждении кубовых остатков по разработанной технологии объем компаунда увеличивается на 60–80 % по сравнению с объемом исходного раствора. Необходимо напомнить, что при цементировании кубового остатка с содержанием 400 г/л объем компаунда увеличивается на 571 %, т. е. в 5,7 раза, а аналогичный показатель при цементировании ЖРО с содержанием 600 г/л составляет 872 % (табл. 1). При цементировании ЖРО в таре увеличение объема составляет 763 и 1144 % соответственно (табл. 2).

Таблица 6. Скорость выщелачивания нуклида, кг/м² сутки.

Радио-нуклид	№ образца	Период выщелачивания, сут.				
		1 сутки	3 суток	7 суток	10 суток	14 суток
Co ⁶⁰	10	$2,16 \times 10^{-3}$	-	$3,5 \times 10^{-5}$	$2,8 \times 10^{-5}$	$1,5 \times 10^{-5}$
	11	$5,3 \times 10^{-4}$	-	$1,3 \times 10^{-6}$	$1,48 \times 10^{-5}$	-
Cs ¹³⁴	10	-	$5,2 \times 10^{-4}$	$2,5 \times 10^{-5}$	$1,14 \times 10^{-4}$	$1,10 \times 10^{-4}$
	11	-	$2,08 \times 10^{-4}$	$6,1 \times 10^{-5}$	$4,0 \times 10^{-5}$	$3,3 \times 10^{-5}$
Cs ¹³⁷	10	$3,36 \times 10^{-4}$	$5,3 \times 10^{-4}$	$2,2 \times 10^{-5}$	$1,24 \times 10^{-4}$	$9,5 \times 10^{-5}$
	11	-	$1,77 \times 10^{-4}$	$7,9 \times 10^{-5}$	$6,8 \times 10^{-5}$	$3,9 \times 10^{-5}$

Таблица 7. Объемные и ценовые характеристики технологии отверждения ЖРО вяжущими контактного твердения.

Показатель		Ед. изм.	Значение показателей		
			для ЖРО с содержанием, кг/м ³		для тритий содержащих растворов
			400	600	
Количество солей в растворе		кг	400	600	не регламентируется
Количество ВКТ для отверждения		т	2,0	1,3	3,0
Объем компаунда после иммобилизации и компактирования ЖРО	ЖРО	м ³	1,6	1,8	2,0
Содержание компаунда		масс. %	15	30	-
Доля химически связанной воды исходного раствора		масс. %	90–96		
Температура дегидратации компаунда		°С	500–900		
Стоимость компонентов ВКТ для отверждения 1 м ³ раствора		тыс. грн.	4,30	5,10	6,10
Увеличение объема (минимально возможный показатель)		раз	1,8	1,8	2,0
Стоимость ВКТ для компактирования 1 кг солей		грн.	10,75	8,50	-
Прочность компаунда при сжатии		МПа	20–40	20–40	90
Объемное содержание химически связанной воды в компаунде после отверждения тритий содержащих растворов		об. %	-	-	~ 50

Выводы

Эффективность разработанной технологии подтверждается стоимостными показателями используемых компонентов. Стоимость компонентов ВКТ для отверждения 1 м³ ЖРО находится в пределах 4,30–5,10 тыс. грн., тогда как стоимость цемента, необходимого для отверждения аналогичного объема по традиционной технологии составляет 11,42–17,14 тыс. грн. (табл. 1), а при отверждении ЖРО в таре 34,26–51,38 тыс. грн. (табл. 2).

Максимальными ценовыми показателями при использовании вяжущих контактного твердения характеризуется технология отверждения тритий содержащих растворов. В данном случае стоимость компонентов ВКТ для отверждения 1 м³ составляет 6,1 тыс. грн. Однако разработанный компаунд отличается возможностью полного химического связывания воды раствора при объемной ее концентрации в компаунде до 50 об. %. При этом температурный интервал дегидратации компаунда находится в пределах 500–900 °С, что свидетельствует о его высоких эксплуатационных характеристиках.

Разработанная технология позволяет полностью связывать тритий содержащие ЖРО в минеральные компаунды, характеризующиеся соотношением связанной воды и минеральной составляющей 1:1 по объему. Получаемые по разработанной технологии компаунды характеризуются величиной средней плотности 1,5–2,0 т/м³ и пределом прочности при сжатии 20–40 МПа.

Аналогичная технология была реализована при создании двух промышленных технологических участков по переработке шламов гальваники (I класс опасности). Экологическая безопасность предлагаемого технологического решения была подтверждена комплексом токсикологических исследований (острая токсикология, гидротоксикология, агротоксикология), проведенных Институтом фармакологии и токсикологии АМН Украины. В результате этих исследований было установлено, что в результате физико-химических процессов, протекающих при компактировании экологически опасных и токсичных отходов I–II класса опасности, конечный компаунд относится к соединениям IV класса опасности. Значения ЛД₅₀ конечного продукта переработки — гранул находится в пределах ≥ 5700. Миграция в побуждающую среду (воздух, воду, грунт) значимых в токсикологическом отношении соединений и элементов при этом не происходит [14 – 16].

Список использованной литературы

1. Сорокин В. Т., Сафутин В. Д., Шведов А. А. и др. Экологические проблемы обращения с радиоактивными отходами. «Радиационная безопасность: экология — атомная энергетика»: доклады 4 Международной конференции. Санкт-Петербург: 2001. С.78–80.
2. Стратегія поводження з радіоактивними відходами в Україні: затв. Розпорядженням Кабінету Міністрів України від 19 серпня 2009 р. № 990-р
3. Сербин В. П., Глуховский В. В., Сорокин В. Т. и др. Захоронение радиоактивных отходов. Киев, УкрНТИ. 1993. 36 с.
4. International Atomic Energy Agency: Handling and Processing of Radioactive Waste from Nuclear Applications, TRS No. 402, IAEA: Vienna, Austria, 2001.
5. Ojovan M. I., William E. Lee. An Introduction to Nuclear Waste Immobilisation. 2nd Edition, Elsevier, 2014. P. 231.
6. Пичурин С. Г., Новиков А. Д., Танский С. Г. Некоторые размышления о путях реализации программы обращения

с радиоактивными отходами в Украине. *Атомна енергетика та промисловість України*. К.: 2000. С.14–17.

7. Jantzen C. M., Lee W. E., Ojovan M. I. Radioactive Waste (RAW) Conditioning, Immobilization, and Encapsulation Processes and Technologies: Overview and Advances, Radioactive Waste Management and Contaminated Site Clean-up. 2013. P.171–272.
8. Мартинов Б. В. Обращение с радиоактивными отходами. Киев: Техника.1993.
9. Химическая технология стекла и ситаллов/ под. ред. Н. М. Павлушкина. М.: Стройиздат, 1983. 432с.
10. ГОСТ 23732-79. Вода для бетонов и растворов. Технические условия.
11. Тейлор Х. Химия цемента. М.: Мир, 1996. 560 с.
12. Щелочные и щелочно-щелочноземельные гидравлические вяжущие и бетоны / под общ. ред. В.Д. Глуховского. К.: Вища школа. 1979. 232 с.
13. Свідерський В. А., Глуховський В. В., Глуховський І. В. Низькоенергоємна технологія очищення рідких радіоактивних відходів методом поліконденсації та їх компактування з використанням органічних в'язучих речовин контактного твердіння. Доповіді семінару з наукових та технологічних розробок у галузі поводження з рідкими радіоактивними відходами. МЧС України.: 1998. С.4–6.
14. Глуховський І. В., Шумейко В. М., Овруцький В. М., Глуховський В. В., Маторін Є. М. Сучасні технології знешкодження та утилізації небезпечних відходів виробництва. ДІПК Мінекобезпеки України. Київ.:1998. 45 с.
15. Шумейко В. М., Глуховський І. В., Овруцький В. М., Глуховський В. В. та інші. Екологічна токсикологія. Київ. АТ «Видавництво «Столиця». 1998. 204 с.
16. Глуховський І. В., Шумейко В. М., Овруцький В. М., Глуховський В. В., та ін. Екотоксикологічна оцінка ефективності переробки відходів виробництва Луганського трубного заводу шляхом компактування. Екологічна токсикологія на порозі XXI сторіччя. Київ. ДІПК Мінекобезпеки України. 1997. С. 99–101.

References

1. Sorokin, V., Safutin, V., Shvedov, A., et al. (2001), "Environmental Problems of Radioactive Waste Management" [Ekologicheskie problemy obrashcheniia s radioaktivnymi otkhodami], Radiation Safety, Ecology — Nuclear Power, IV International Conference, St. Petersburg, 78–80 pp. (Rus)
2. Radioactive Waste Management Strategy of Ukraine [Strategiia povodzhennia z radioaktivnymi vidkhodami v Ukraini], Order of the Cabinet of Ministers of Ukraine, No. 990-r, 19 August 2009. (Ukr)
3. Serbin, V., Glukhovsky, V., Sorokin, V., and others (1993), "Radioactive Waste Disposal" [Zakhoroneniie radioaktivnykh otkhodov], Kyiv, P. 36. (Rus)
4. International Atomic Energy Agency. Handling and Processing of Radioactive Waste from Nuclear Applications, TRS No. 402, IAEA, Vienna, Austria, 2001.
5. Ojovan, M., Lee, W., (2014) "An Introduction to Nuclear Waste Immobilisation", 2nd Edition, Elsevier, P. 231.
6. Pichurin, S., Novikov, A., Tansky, S., (2000) "Some Thoughts about the Ways of Implementing the Radioactive Waste Management Program in Ukraine", [Nekotorye razmyshleniia o putiakh realizatsyi programy obrashcheniia s radioaktivnymi otkhodami v Ukraini], "Nuclear Energy and Industry of Ukraine". Kyiv, 14–17 pp. (Rus)
7. Jantzen, C., Lee, W., Ojovan, M., (2013), "Radioactive Waste (RAW) Conditioning, Immobilization and Encapsulation Processes and Technologies: Overview and Advances, Radioactive Waste Management and Contaminated Site Clean-up", 171–272 pp.
8. Martynov, B., (1993) "Radioactive Waste Management" [Obrashcheniie s radioaktivnymi otkhodami], Kyiv, Tekhnika, P. 107. (Rus)
9. Pavlushkin, N., (1983) "Chemical Technology of Glass and Crystalline Glass" [Khimicheskaia tekhnologiiia stekla i sitallov], Moscow, Stroiizdat, P. 432. (Rus)

10. GOST 23732-79. Water for Concrete and Mortar. Specifications, [Voda dlia betonov y rastvorov. Tekhnicheskie usloviia]. (Rus)

11. Taylor, H. F. W., (1996) "Cement Chemistry" [Khimiia tsementa], Moscow, Mir, P. 560. (Rus)

12. Glukhovsky, V., (1979) "Alkaline and Alkaline — Alkali-Earth Hydraulic Binder and Concrete" [Shchelochnye i shchelochno-shchelochnozemel'nye gidravlicheskie v'iazhushchiie i betony], Kyiv, Vyshcha shkola, P. 232. (Rus)

13. Sidersky, V., Glukhovsky, V., Glukhovsky, I., (1998) "Low-Energy Technology for Purifying Liquid Radioactive Waste by the Method of Polycondensation and Their Compacting Using Organomineral Binding Agents of Contact Curing", [Nyz'koenerhoiema tekhnolohiia ochyshchennia ridkykh radioaktyvnykh vidkhodiv metodom polikondensatsii ta yikh kompaktuvannia z vykorystanniam orhanomineral'nykh v'yazhuchykh rehovyn kontaktnoho tverdinnia]. Proceedings of the Workshop on Scientific and Technological Developments in Liquid Radioactive Waste Management, Ministry of Emergencies of Ukraine, 4–6 pp. (Ukr)

14. Glukhovsky, I., Shumeiko, V., Ovrutsky, V., Glukhovsky, V., Matorin, E., (1998) "Modern Technologies of Processing and Disposal of Hazardous Waste Products" [Suchasni tekhnolohii zneshkodzhennia ta utylizatsii nebezpechnykh vidkhodiv vyrobnytstva]. Ministry of Environmental Protection of Ukraine, Kyiv, P. 45. (Ukr)

15. Shumeiko, V., Glukhovsky, I., Ovrutsky, V., Glukhovsky, V., and others (1998), "Ecological Toxicology" [Ekolohichna toksykolohiia], Kyiv, Stolytsia Publishing House, P. 204. (Ukr)

16. Glukhovsky, V., Shumeiko, V., Ovrutsky, V., Glukhovsky, V., and others (1997), "Ecotoxicological Efficiency Evaluation of Processing of the Luhansk Pipe Plant Waste by Compacting" [Ekotoksikolohichna otsinka efektyvnosti pererobky vidkhodiv vyrobnytstva Luhanskoho trubnoho zavodu shliakhom kompaktuvannia], Ecological Toxicology on the Threshold of the XXI Century. Kyiv, Ministry of Environmental Protection of Ukraine, 99–101 pp. (Ukr)

Технології отвердження рідких радіоактивних відходів

Свідерський В.А., Глуховський В.В., Глуховський І.В., Дашкова Т.С.

Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського» м. Київ, Україна

У цьому огляді наведено короткий аналіз відомих і випробуваних технологій затвердження рідких радіоактивних відходів. Розглянуто особливості технологій бітумування, оскловування та включення радіоактивних відходів в полімерну матрицю.

Розглянуто показники ефективності традиційної технології цементування. Представлені результати розрахунку вартості компонентів для цементування рідких радіоактивних відходів різної концентрації. Представлені результати розрахунку об'ємних характеристик цементного каменю для водоцементних відношень які використовуються для цементування рідких радіоактивних відходів

Наведено результати досліджень авторів по розробці і реалізації технологій затвердження рідких радіоактивних відходів, з використанням в'язучих контактних твердіння, які утворюють міцний водостійкий камінь в момент пресування і не вимагають для затвердження додаткову воду. Представлені результати випробування розроблених компаундів для іммобілізації рідких радіоактивних відходів атомних станцій. Встановлено їх міцності, стійкості до опромінення і параметри вилугування. Представлені розрахунки вартості компонентів для затвердження рідких радіоактивних відходів різної концентрації. Розроблена технологія отвердження рідких радіоактивних відходів дозволяє отримувати компаунди з міцністю до 40 МПа. Обсяг кінцевого продукту збільшується в 1,8 рази, швидкість вилугування знаходиться в межах $1,10 \times 10^{-4} \dots 9,5 \times 10^{-5}$ кг/м²доб.

Ключові слова: рідкі радіоактивні відходи, цементування, в'язучі контактних твердіння, об'ємні характеристики цементного каменю, іммобілізація рідких радіоактивних відходів.

Liquid Radioactive Solidification Technologies

Svidersky V., Glukhovsky V., Glukhovsky I., Dashkova T.

Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute, Kyiv, Ukraine

This review provides a brief analysis of familiar and tested technologies of liquid radioactive waste solidification. The technologies of bituminization, vitrification and incorporation of radioactive waste into the polymer matrix are considered.

The paper presents the efficiency indices of the conventional cementation technology and sets forth the results of calculating the cost of components for cementing liquid radioactive waste of various concentrations. Besides, there are results of calculating the volumetric characteristics of cement stone for water-cement relations used for cementing liquid radioactive waste.

The review includes the results based on the development and implementation of solidification technologies for liquid radioactive waste using contact-hardening binders that form a durable waterproof stone at the time of pressing and do not require additional water for curing. Generated compounds for immobilization of liquid radioactive waste from nuclear power plants are tested to identify their strength characteristics, resistance to irradiation and leaching parameters. The paper covers the calculation of the cost of components for the solidification of liquid radioactive waste of various concentrations. The developed technology of liquid radioactive waste solidification allows obtaining compounds with strength up to 40 MPa. The volume of the final product is increased by 1.8 times, and the leaching rate is in the range of $1.10 \times 10^{-4} \dots 9.5 \times 10^{-5}$ kg/m² per day.

Keywords: Keywords: liquid radioactive waste, cementation, contact hardening binders, volumetric characteristics of cement stone, immobilization of liquid radioactive waste.

Отримано 06.12.2018

Аналіз можливих причин виникнення надзвичайних ситуацій на АЕС з метою мінімізації ризику їх виникнення

Попов О.О.

Державна установа «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-5065-3822>

Яцишин А.В.

Державна установа «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-5508-7017>

Ковач В.О.

Державна установа «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-1014-8979>

Артемчук В.О.

Інститут проблем моделювання в енергетиці ім. Г. Є. Пухова НАН України, м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-8819-4564>

Тарадуда Д.В.

Національний університет цивільного захисту України, м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-9167-0058>

Собина В.О.

Національний університет цивільного захисту України, м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-6908-8037>

Соколов Д.Л.

Національний університет цивільного захисту України, м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-7996-689X>

Демент М.О.

Національний університет цивільного захисту України, м. Харків, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-4975-384X>

Дімітрієва Д.О.

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-9029-0456>

Яцишин Т. М.

Івано-Франківський національний технічний університет нафти і газу, м. Івано-Франківськ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-7723-2086>

Матвєєва І. В.

Національний авіаційний університет, м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-8636-0538>

В роботі показано, що за різних негативних обставин на АЕС можуть виникати різні надзвичайні ситуації, які створюють значний ризик для природного середовища, здоров'я персоналу та населення прилеглих територій. Наведено приклади найбільших аварій на АЕС світу, які призвели до значного радіаційного забруднення довкілля. Відзначено, що одним із основних завдань, які ставить перед собою ДП «НАЕК «Енергоатом» в сфері аварійної готовності та цивільного захисту на найближче майбутнє, є удосконалення систем і обладнання, інженерного та програмно-технічного забезпечення системи аварійної готовності та реагування на аварії та надзвичайні ситуації на АЕС. Показано, що для виведення даної системи на вищий рівень, необхідно володіти знаннями причинно-наслідкових ланцюгів формування надзвичайних ситуацій в конкретних умовах. Узв'язку з цим робота присвячена ґрунтовному аналізу можливих причин виникнення різних надзвичайних ситуацій на АЕС, що дозволить в подальшому розробити нові, більш ефективні підходи та методи їх попередження.

Ключові слова: атомна електростанція, надзвичайна ситуація, порушення в роботі АЕС, внутрішні та зовнішні чинники, система аварійної готовності та реагування.

© Попов О. О., Яцишин А. В., Ковач В. О., Артемчук В. О., Тарадуда Д. В., Собина В. О., Соколов Д. Л., Демент М. О., Дімітрієва Д. О., Яцишин Т. М., Матвєєва І. В., 2019

Україна має розвинену ядерну енергетичну галузь, основу якої складають чотири діючих атомних електростанції (АЕС): Хмельницька, Рівненська, Запорізька та Южно-Українська, і на найближчі десятиліття років згідно «Енергетичної стратегії України на період до 2035 року» наша країна планує лише нарощувати потужності даної галузі.

Проте, АЕС є об'єктом підвищеної небезпеки, а тому перспективи їх розвитку тісно пов'язані з питаннями їх безпечного функціонування та захисту територій, цивільного населення та навколишнього природного середовища на території розміщення станції.

За різних негативних обставин (порушення технологічних процесів, техніки безпеки і режиму роботи, техногенні аварії та інциденти, природні явища, диверсії з терористичною метою, бойові дії тощо) на АЕС можуть виникати різні надзвичайні ситуації (НС), які створюють значний ризик для природного середовища, здоров'я персоналу та населення прилеглих територій.

Аналіз НС техногенного характеру за загрозою життю людини, за характером дії, за масштабами руйнування будівель, за розміром матеріальних і економічних збитків та ін., показує, що найбільш небезпечними є НС, які спричиняють радіоактивне та хімічне забруднення навколишнього середовища. Як показує сумний досвід аварій на АЕС Три-Майл-Айленд (США, 1979), Чорнобильській АЕС (Україна, 1986), АЕС Фукусіма-1 (Японія, 2011) такі НС можуть призводити до значного радіоактивного забруднення, завдавати чималої шкоди здоров'ю населення, природним та агроєкологічним системам тощо.

Згідно вимог та рекомендацій Міжнародної агенції з атомної енергії (МАГАТЕ) керівництво ДП «НАЕК «Енергоатом» має постійно дбати про підвищення ефективності функціонування САГР на аварії та надзвичайні ситуації на АЕС України, щоб забезпечити якомога вищий рівень безпеки для персоналу, населення прилеглих територій та навколишнього природного середовища. Перспективи розвитку даної системи знайшли своє відображення у документі «Основні заходи системи аварійної готовності та реагування ДП «НАЕК «Енергоатом» на аварії та надзвичайні ситуації на АЕС на період до 2020 року». Так, одним із основних завдань, які ставить перед собою ДП «НАЕК «Енергоатом» в сфері аварійної готовності та цивільного

захисту на найближче майбутнє, є удосконалення систем і обладнання, інженерного та програмно-технічного забезпечення Система аварійного реагування (САГР) на аварії та надзвичайні ситуації на АЕС.

Метою роботи є обґрунтування необхідності виведення САГР на аварії та надзвичайні ситуації на АЕС України на вищий рівень, який відповідає сучасним вимогам та стандартам.

Огляд літературних джерел

Відповідно до державного класифікатора [1] НС — це порушення нормальних умов життя та діяльності людей на окремій території чи об'єкті на ній або на водному об'єкті, спричинене аварією, катастрофою, стихійним лихом чи іншою небезпечною подією, зокрема епідемією, епізоотією, епіфітотією, пожежею, що призвело (може призвести) до виникнення великої кількості постраждалих, загрози життю та здоров'ю людей, їх загибелі, значних матеріальних утрат, а також до неможливості проживання населення на території чи об'єкті, ведення там господарської діяльності.

Залежно від характеру походження подій, що можуть зумовити виникнення НС на території України, визначають такі види НС: техногенного характеру; природного характеру; соціального характеру; воєнного характеру.

В світовій практиці прийнято виділяти наступні стадії розвитку НС (умовні етапні фази) [2]:

Дослідження в галузі цивільного захисту радіаційно небезпечних об'єктів показали, що робота в цьому напрямі ведеться дуже активно, серед яких варто виділити наступні.

В роботі [3] запропоновано аналітичний апарат кількісної оцінки небезпеки виникнення НС, пов'язаних з терористичними актами на радіаційно небезпечних об'єктах. Отримані середні частоти терористичних проявів, щодо об'єкта контролю, дозволяють оцінити його безумовну терористичну уразливість, в задачах оцінки терористичного ризику при експлуатації радіаційно небезпечних об'єктів.

В роботі [4] розроблено кількісну модель стійкості АЕС, що була перевірена за допомогою статистичних методів. Ці результати підтверджують адекватність нового методу оцінки безпеки на АЕС, що може доповнити традиційну оцінку безпеки. Очікується, що запропонований метод забезпечить можливість оцінки цілісності управління безпекою корейських АЕС.

В дослідженні [5] проведено аналіз факторів зниження ризику ядерних та радіаційних аварій на АЕС з урахуванням специфічних умов, пов'язаних з інформаційною безпекою в системі фізичного захисту АЕС. Також зазначено, що пом'якшення чи унеможливлення дії всіх факторів та мінімізація ризику аварій на АЕС — важливе державне стратегічне завдання, а АЕС економічно виправдані та потрібні

для нормального розвитку промисловості країни, але тільки за умови технічного забезпечення на максимально можливому рівні ядерної та радіаційної безпеки енергоблоків АЕС.

Також варто згадати європейський проект EURANOS, в якому національні організації з попередження надзвичайних ситуацій спільно з науково-дослідними інститутами проводили спільні дослідження спрямовані на підвищення готовності в Європі до реагування на будь-яке радіаційне забруднення, викликане НС чи довгостроковим забрудненням [6].

Однією з багатьох проблем, з якими стикається влада при ядерній або радіаційній НС, є офіційне повідомлення про її виникнення, оскільки це може призвести до паніки та хаосу населення, тобто неконтрольованої ситуації. Нова публікація МАГАТЕ [7] допомагає вирішити ряд важливих завдань щодо дій в умовах виникнення таких НС та містить керівні вказівки та рекомендації стосовно необхідних заходів, включаючи оповіщення, евакуацію та обмеження на споживання місцевих продуктів. На рис. 1 та 2 показано тимчасову послідовність різних фаз та незахищених ситуацій для ядерної або радіологічної НС та тимчасову послідовність різних типів захисних дій, операцій з відновлення для ядерної або радіологічної НС відповідно.

Незважаючи на вдосконалення систем аварійної готовності та реагування на НС, використання автоматизованих систем контролю технологічних параметрів та радіаційної обстановки на АЕС, загроза виникнення потенційно небезпечних ситуацій залишається.

Наведемо приклади найбільш резонансних (за даними агрегаторів новин мережі інтернет) НС, які сталися в світі за останні 3 роки на АЕС.

Так, у грудні 2015 року на Ленінградській атомній електростанції (Росія), трапилась аварія на другому енергоблоці. У турбінному залі тріснув трубопровід і радіоактивний пар, який знаходився в ньому, заповнив приміщення і розповсюдився за межі електростанції. Хмара радіоактивного викиду досягла територій Естонії та Фінляндії.

Енергопостачання підстанції та першого енергоблоку Вірменської АЕС в січні 2017 року було перервано в результаті аварії на високовольтній лінії електропередачі. Причиною аварії на лінії електропередачі став лід, який утворився в результаті морозної погоди. Перебоїв з електропостачанням населення не було.

На заході Японії (січень 2017 року) будівельний кран, який використовується в ремонтних роботах на АЕС Такахама, впав від сильного вітру на другий енергоблок і басейн з відпрацьованим ядерним паливом. Кран пошкодив частину зовнішньої стіни і даху приміщення басейну, проте при цьому всередину басейну ніякі деталі і фрагменти не потрапили.



Рис. 1. Тимчасова послідовність різних фаз та незахищених ситуацій для ядерної або радіологічної НС в межах однієї географічної зони або одного місця



Рис. 2. Тимчасова послідовність різних типів захисних дій та операцій з відновлення для ядерної або радіологічної НС в межах одного географічного району або одного місця

У лютому 2017 року в результаті вибуху на французькій АЕС Фламанвіль отримали отруєння п'ятеро людей. Реактор АЕС, що знаходиться в експлуатації відразу ж зупинили, хоча вибух стався поза сферою знаходження об'єктів з ядерним паливом.

В липні 2018 року в місті Чернаводе (Румунія) відбулося автоматичне відключення від Національної енергетичної системи першого енергоблоку румунської АЕС. Проте це раптове відключення реактора ніяк не вплинуло на населення, персонал станції та навколишнє середовище, та, найбільш ймовірно було викликане помилковим сигналом.

В Японії на острові Хоккайдо відбулася НС із-за землетрусу, що стався у вересні 2018 р. Був зафіксований збій в роботі основного джерела енергії, що живить систему охолодження басейнів з використанням ядерним паливом на АЕС «Томарі», при цьому витоку радіації не зафіксовано.

У жовтні 2018 р. на заході Фінляндії перший енергоблок АЕС Олкїлуото компанії-оператора Teollisuuden voima відключився через відмову турбіни, що спричинило відключення від фінської державної електромережі.

Обмежену кількість новин та подій, що відбуваються на об'єктах ядерно-паливного циклу можна знайти на інформаційному каналі МАГАТЕ за посиланням <https://www-news.iaea.org/EventList.aspx>. Більш детальну інформацію про події, що оцінюються за допомогою Міжнародної шкали ядерних та радіаційних подій INES, зареєстровані користувачі можуть побачити в Уніфікованій системі обміну інформацією по інцидентах та надзвичайним ситуаціям МАГАТЕ (USIE).

Матеріали дослідження

Практичне вирішення задач подальшого розвитку атомної енергетики все більше пов'язано зі зниженням ризиків виникнення НС та володінням знаннями причинно-наслідкових ланцюгів формування НС на її об'єктах. Це реалізується шляхом розроблення нових, більш ефективних підходів та методів попередження виникнення різних надзвичайних ситуацій на АЕС, що потребує ґрунтового аналізу можливих причин їх виникнення.

Причини виникнення надзвичайних ситуацій на територіях розміщення АЕС

Вивчення причин виникнення НС свідчить про їх велике різноманіття, однак, основними з них є: порушення технологічних процесів; порушення техніки безпеки і режиму роботи; природні явища та техногенні аварії, та інциденти; бойові дії; диверсії з терористичною метою.

Порушення в роботі АЕС

Найнебезпечнішою, як для обслуговуючого персоналу, так і для населення, що мешкає поблизу АЕС, є аварія зі зруйнуванням активної зони, яка супроводжується масовим викидом радіоактивних речовин у зовнішнє середовище та завдає значних радіаційних наслідків.

З метою систематизації радіаційних наслідків аварій на АЕС і формування єдиного підходу та їх класифікації, міжнародною групою експертів під егідою МАГАТЕ, розроблена Міжнародна шкала подій на АЕС (INES). Відповідно до запропонованої шкали розрізняють 8 типів

аварій і подій на АЕС, що розподілені на підставі кількісної характеристики одного з основних параметрів аварії — значення радіоактивного викиду в навколишнє середовище.

За шкалою INES ядерні, радіологічні аварії та інциденти поділяються на 8 рівнів (подія з відхиленням нижче шкали, аномальна ситуація, інцидент, серйозний інцидент, аварія без значного ризику для навколишнього середовища, аварія з ризиком для навколишнього середовища, серйозна аварія та велика аварія), а також областю дії (населення та навколишнє середовище, радіологічні бар'єри і контроль та глибокоєшелонований захист) [8].

В 2017 році МАГАТЕ було безпосередньо інформовано компетентними органами про 206 подій, пов'язаних або імовірно пов'язаних з іонізуючим випромінюванням (рис. 3). З 19-ти подій МАГАТЕ були прийняті заходи реагування. Було зроблено сім пропозицій щодо надання добровільних послуг, у тому числі в разі подій, пов'язаних із втратою радіоактивних джерел, а також подій, викликаних землетрусами [9].

Одним із ключових засобів дотримання безпеки експлуатації АЕС та її подальшого підвищення є врахування досвіду експлуатації та ліквідації початкової стадії виникнення НС, що включає в себе проведення обліку та аналізу порушень у роботі АЕС, впровадження коригувальних заходів для усунення виявлених причин і запобігання повторення порушень. Порушення в роботі енергоблоків АЕС є одним з найважливіших індикаторів рівня експлуатаційної безпеки.

В Україні джерелом даних про небезпечні події, які трапились на АЕС, є звіти про розслідування порушень у їх роботі та інформаційна система «Порушення в роботі АЕС», яка призначена для забезпечення обліку інформації про такі події в роботі АЕС України та подальшого статистичного аналізу цієї інформації. Система ведеться фахівцями Державного підприємства «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» з 1992 року та містить інформацію про більше ніж 1300 порушень станом на 2016 рік [10] (станом на 01.01.2019 року більше ніж 1370 порушень) у роботі АЕС України.

Згідно [11] протягом 2017 року на 15 енергоблоках з водо-водяними енергетичними реакторами (ВВЕР), що знаходяться в промисловій експлуатації в Україні, відбулось 16 порушень, а саме: на ЗАЕС 6 порушень, на ЮУАЕС 2 порушення, на ХАЕС 3 порушення, на РАЕС 5 порушень. На рис. 6 представлено розподіл кількості порушень, що класифіковані за шкалою INES, у роботі діючих

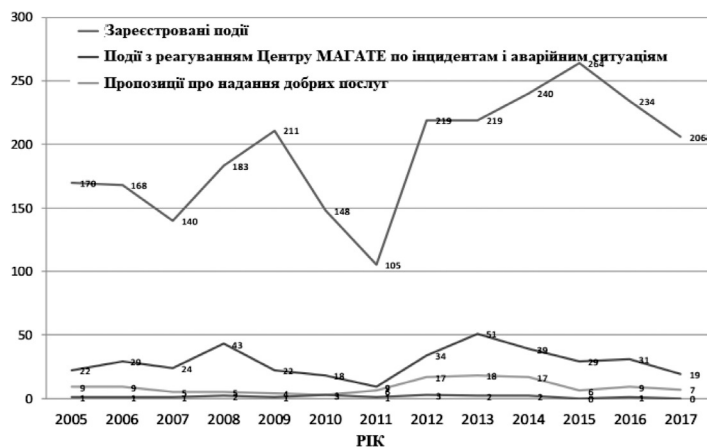


Рис. 3. Кількість радіаційних інцидентів, про які стало відомо МАГАТЕ

АЕС України (без врахування ЧАЕС) в період з 2000 по 2017 роки, з якого видно, що останні роки не відбуваються події, які мають вплив на безпеку.

У разі виникнення аварій та НС на АЕС України для відновлення безпеки та захисту населення і територій від НС, запобігання їх виникненню та ефективної ліквідації наслідків використовують ряд керівних документів ДП «НАЕК «Енергоатом» [12 та ін.].

Для того щоб оцінити поточний рівень безпеки енергоблоку АЕС і прийняти зважене рішення щодо можливості та умов його подальшої експлуатації необхідно скласти звіт з періодичної переоцінки безпеки. Цей звіт оформляється у вигляді окремих звітів з результатами оцінки 14 факторів безпеки, врахувавши вітчизняні нормативно-правові документи та рекомендації МАГАТЕ. Розглядаються наступні фактори безпеки (ФБ) [13]:

1) ФБ, пов'язані з технічним станом систем, елементів і конструкцій: проект енергоблоку (ФБ-1), поточний технічний стан систем, елементів і конструкцій (ФБ-2), кваліфікація обладнання (ФБ-3), старіння (ФБ-4);

2) ФБ, пов'язані з аналізом безпеки: детерміністичний аналіз безпеки (ФБ-5), імовірнісний аналіз безпеки (ФБ-6), аналіз внутрішніх та зовнішніх впливів (ФБ-7);

3) ФБ, пов'язані з експлуатаційною безпекою: експлуатаційна безпека (ФБ-8),

використання досвіду інших АС та результатів наукових досліджень (ФБ9);

4) ФБ, пов'язані з управлінням: організація, система управління та культура безпеки (ФБ-10), експлуатаційна документація (ФБ-11), людський фактор (ФБ-12), аварійна готовність та планування (ФБ-13);

5) ФБ, пов'язаний з навколишнім природним середовищем: радіаційний вплив на навколишнє природне середовище (ФБ-14).

Після проведення аналізу всіх ФБ експлуатуюча організація виконує комплексний аналіз безпеки енергоблоку для інтегрування результатів аналізу окремих ФБ, визначення необхідних заходів з підвищення безпеки та термінів їх впровадження. Результати, отримані на основі аналізу окремих ФБ, можуть використовуватися як вихідні дані під час виконання аналізу інших ФБ [13].

Внутрішні та зовнішні чинники виникнення надзвичайних ситуацій

Розглянемо ці чинники на прикладі енергоблоку № 2 Южно-Української АЕС (ЮУ АЕС). В звіті [14] розглядається ФБ № 7 «Аналіз впливу на безпеку енергоблоку внутрішніх та зовнішніх подій». Основною метою даного чинника безпеки є встановлення того, що при виникненні екстремальних подій техногенного та природного характеру підтримується безпека енергоблоку. До внутрішніх чинників відносять пожежі, затоплення, токсичні гази, вибухи, падіння важких предметів, биття трубопроводів, запарювання та зрошення, а до зовнішніх — повені та паводки, урагани і смерчі, максимальні і мінімальні температури, землетруси, падіння літальних апаратів, пожежі, вибухи, токсичні гази тощо.

В результаті аналізу впливу на безпеку енергоблоку № 2 ЮУАЕС внутрішніх і зовнішніх екстремальних впливів [15] з детального розгляду були виключені події, частота виникнення яких нижче критерію відсіву — 10^{-6} 1/рік. Для решти подій виконано аналіз та отримано кількісні характеристики за допомогою імовірнісних методів.

Проведений аналіз впливу внутрішніх та зовнішніх подій підтверджує, що проект енергоблоку № 2 ЮУАЕС, технічні засоби та адміністративні заходи щодо захисту споруд, систем та елементів забезпечують надійний захист енергоблоку від впливу екстремальних подій природного і техногенного походження.

Слід зазначити, що для землетрусів, до теперішнього часу, немає завершених та погоджених в установленому порядку аналізів впливу на безпеку енергоблоку, що ставить дану зовнішню подію в ряд проблемних питань. Для виконання такої оцінки згідно NS-G-2.13 в даний момент часу для ЮУАЕС і в цілому для України не вистачає результатів ряду імовірнісних сейсмічних аналізів як для майданчиків.

Системи попередження та ліквідації НС на АЕС України

Експлуатуюча організація несе повну відповідальність за безпеку АЕС, в тому числі за заходи щодо попередження аварій, зниження чи ліквідації наслідків аварій у випадку їхнього виникнення, облік і контроль ядерного палива та інших радіоактивних речовин, охорону навколишнього середовища і контроль за його станом у санітарно-захисній зоні й у зоні спостереження, за фізичний захист АЕС, за використання АЕС тільки з тією метою, для якої вона була спроектована і побудована.

Відповідно до рекомендацій МАГАТЕ, вимог ядерного законодавства України, норм, правил і стандартів з ядерної та радіаційної безпеки, а також законодавства у сфері цивільного захисту на АЕС створені та функціонують Системи аварійної готовності та реагування.

Розглянемо одну з таких систем на прикладі **Системи аварійного реагування ВП «Рівненська АЕС»**, що є взаємозв'язаним комплексом людських і технічних ресурсів, організаційних і технічних заходів, здійснюваних персоналом АЕС під керівництвом адміністрації, з метою запобігання або ослаблення впливу аварії чи НС на персонал, населення та навколишнє середовище.

Основні завдання системи аварійного реагування ВП «Рівненська АЕС» [15]: забезпечення готовності до локалізації і ліквідації аварій і інших надзвичайних ситуацій на АЕС та ліквідації їх наслідків: реагування на аварії та НС на АЕС. реалізація заходів щодо захисту персоналу АЕС, населення та навколишнього середовища.

Аналогічні системи впроваджено і на інших атомних електростанціях України.

Проведений аналіз ряду джерел щодо досліджень в галузі цивільного захисту радіаційно небезпечних об'єктів показує, що незважаючи на впровадження технологій і автоматизованих систем моніторингу на атомних електростанціях загроза виникнення потенційно небезпечних ситуацій залишається, а найбільш масштабними є надзвичайні ситуації, які спричиняють радіоактивне та хімічне забруднення навколишнього середовища.

Одним із ключових засобів підтримання безпеки експлуатації АЕС та її подальшого підвищення є врахування досвіду експлуатації та ліквідації початкової стадії виникнення НС, що включає в себе проведення обліку та аналізу порушень у роботі АЕС, впровадження коригувальних заходів для усунення виявлених причин і запобігання повторення порушень. Порушення в роботі енергоблоків АЕС є одним з найважливіших індикаторів рівня експлуатаційної безпеки. Статистика порушень в роботі всіх енергоблоків ВВЕР, що експлуатувались на АЕС України у період з 2000 по 2017 роки, показує,

що порушень вище 1-го класу (аномалія) за міжнародною шкалою INES на цих енергоблоках не відбувалось.

Проведений аналіз впливу внутрішніх та зовнішніх подій енергоблоку № 2 ЮУАЕС підтверджує, що технічні та адміністративні заходи щодо захисту споруд, систем та елементів забезпечують надійний захист енергоблоку від впливу екстремальних впливів природного і техногенного походження.

В ядерно-промисловій галузі України у 2017 році не виявлено загроз, пов'язаних з ризиком виникнення надзвичайних ситуацій через відмову обладнання або екстремальних природних явищ. Однак, є додаткові ризики, пов'язані зі зростанням загроз ядерного тероризму внаслідок збройного конфлікту на південному сході України.

Загроза проведення терористичних актів проти АЕС існує і з кожним днем стає все актуальнішою. Попередження терористичних актів на АЕС є одним із ключових аспектів безпеки території, на якій знаходиться станція.

Висновки

Для підвищення ефективності САГР на аварії та надзвичайні ситуації на АЕС України необхідно розробляти нові методи, підходи та інформаційні системи для розв'язання задач попередження НС, які базуються на адекватних математичних моделях розвитку різних НС і відповідають сучасним вимогам в сфері цивільного захисту. Авторами вже розпочато роботу в цьому напрямку, отримані результати опубліковано в роботах [16–18].

Крім того, планується, що математичні та програмні засоби, які автори розроблять в цьому напрямку, в майбутньому будуть впроваджені в роботу інформаційно-аналітичної експертної системи для оцінки впливу АЕС на довкілля, концептуальні підходи створення якої описано в роботі [20].

Список використаних джерел

1. ДК 019:2010. Класифікатор надзвичайних ситуацій. — На заміну ДК 019–2001. Чинний від 2011-01-01. К. Держспоживстандарт України, 2010. 19 с.
2. Михайлов Л. А., Соломин В. П. Чрезвычайные ситуации природного, техногенного и социального характера и защита от них. Санкт-Петербург, 2008. 235 с.
3. Тарадуда Д. В., Демент М. О. Підхід до кількісної оцінки небезпеки виникнення надзвичайних ситуацій, пов'язаних з терористичними актами на радіаційно небезпечних об'єктах. *Проблеми надзвичайних ситуацій*. 2016. Вип. 24. С.126–132.
4. Ji Tae Kim, Jooyoung Park, Jonghyun Kim, Poong Hyun Seong. Development of a quantitative resilience model for nuclear power plants. *Annals of Nuclear Energy*. Volume 122, 2018. P. 175–184.
5. Погосов О. Ю., Дерев'яно О. В. Фізичний захист АЕС та інформаційна безпека як необхідні умови зниження ризиків ядерних і радіаційних аварій. *Ядерна та радіаційна безпека*. Вип.3(75). 2017. с. 50–55.
6. Raskob W., Gering F., Lochard J., Nisbet A., Starostova V., Tomic B. Nuclear and Radiological Emergency Management and Rehabilitation Strategies: Towards a EU approach for decision support tools. *Nuclear Engineering and Design*. Volume 241, Issue 9. 2011. P. 3395–3402.
7. Arrangements for the Termination of a Nuclear or Radiological Emergency. IAEA Safety Standards Series No. GSG-11. 189 pp. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1796_web.pdf.
8. International Nuclear and Radiological Event Scale. URL: <https://www.iaea.org/sites/default/files/ines.pdf>.
9. IAEA Annual Report for 2017. Vienna. IAEA, 160 p. URL: <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/reports/2017/gc62-3.pdf>.
10. Недбай С. В., Воронцов Д. В., Горпинченко О. М., Печериця О. В. Результати аналізу порушень, які сталися

протягом 2015 — першого півріччя 2016 років на АЕС України. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2016. Вип. 3(71). С. 15–18. DOI [https://doi.org/10.32918/nrs.2016.3\(71\).03](https://doi.org/10.32918/nrs.2016.3(71).03)

11. Доповідь про стан ядерної та радіаційної безпеки в Україні у 2017 році. URL: <http://www.snrc.gov.ua/nuclear/doccatalog/document?id=389980> (дата звернення: 11.10.2018).

12. Основні положення організації системи готовності та реагування ДП «НАЕК «Енергоатом» на аварії та надзвичайні ситуації на АЕС. К. ДП «НАЕК «Енергоатом», 2018. 79с.

13. Наказ Державної інспекції ядерного регулювання України від 30.08.2017 № 313 «Про затвердження Вимог до періодичної переоцінки безпеки енергоблоків атомних станцій». URL: <http://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z1158-17>

14. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок № 2. Отчет о периодической переоценке безопасности «Комплексный анализ безопасности» 23.2.95.ОППБ.00 Версия 0.1. 2014. 150 с.

15. Система аварійного реагування ВП «Рівненська АЕС». URL: <https://www.npp.rv.ua/emergency-response.html>. (дата звернення: 1.10.2018.).

16. Popov O., Yatsyshyn A. Mathematical tools to assess soil contamination by deposition of technogenic emissions. *Soil Science Working for a Living*. Cham. Springer. 2017. P. 127–137.

17. Шкица Л. Е., Яцишин Т. М., Попов А. А., Артемчук В. А. Прогнозирование распространения загрязняющих веществ в атмосфере на территории буровой установки. *Нефтяное хозяйство*. 2013. № 11. С.136–140.

18. Попов О. О., Яцишин А. В., Ковач В. О., Артемчук В. А., Тарадуда Д. В., Собина В. А., Соколов Д. Л., Демент М. А., Яцишин Т. М. Концептуальні підходи створення інформаційно-аналітичної експертної системи для оцінки впливу АЕС на довкілля. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2018. Вип. 3(79). С. 56–65.

References

1. DK 019: 2010. Emergency Classifier. Replacement of DK 019-2001 [Klasyfikator nadzvychaynykh sytuatsii. — Na zaminu DK 019-2001], valid since 01 January 2011, Kyiv, Derzhspozhyvstandart of Ukraine, 2010, 19 p. (Ukr)
2. Mikhailov, L., Solomin, V. (2011), “Natural, Man-Made and Social Emergencies and Protection from Them” [Chrezvychaynye situatsii prirodnogo, tekhnogennogo i sotsial'nogo kharaktera i zashchita ot nikh], St. Petersburg, 235 p. (Rus)
3. Taraduda, D., Dement, M. (2016), “Approach to the Quantitative Assessment of the Risk of Occurrence of Emergencies Associated with Terrorist Acts at Radiation Hazardous Objects” [Pidkhyd do kil'kisnoi otsinky nebezpeky vynyknennia nadzvychaynykh sytuatsii, pov'iazanykh z terorystychnymy aktamy na radiatsiino nebezpechnykh ob'iektakh], *Problems of Emergencies*, No. 24, pp. 126–132. (Ukr)
4. Ji Tae Kim, Jooyoung Park, Jonghyun Kim, Poong Hyun Seong (2018), “Development of a Quantitative Resilience Model for Nuclear Power Plants”, *Annals of Nuclear Energy*, No. 122, pp. 175–184.
5. Pogosov, O., Derevianko, O. (2017), “NPP Physical Protection and Information Security as Necessary Conditions for Reducing Nuclear and Radiation Accident Risks” [Fizychnyi zakhyst AES ta informatsiina bezpeka yak neobkhidni umovy znyzhennia ryzykiv yadernykh i radiatsiynykh avarii], *Nuclear and Radiation Safety*, No. 3(75), pp. 50–55. (Ukr)
6. Raskob, W., Gering, F., Lochard, J., Nisbet, A., Starostova, V., Tomic, B. (2011), “Nuclear and Radiological Emergency Management and Rehabilitation Strategies: Towards a EU Approach for Decision Support Tools”. *Nuclear Engineering and Design*, Volume 241, No. 9, pp. 3395–3402.
7. Arrangements for the Termination of a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSG-11, 189 p., available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1796_web.pdf
8. International Nuclear and Radiological Event Scale, available at: <https://www.iaea.org/sites/default/files/ines.pdf>
9. IAEA Annual Report for 2017, Vienna, IAEA, 160 p., available at: <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/reports/2017/gc62-3.pdf>.
10. Nedbay, S., Vorontsov, D., Horpynchenko, O., Pecherytsia, O. (2016), “The Analysis of Operational Events at Ukrainian NPPs during

2015 and the First Six Months of 2016" [Rezultaty analizu porushen', yaki stalsia protiahom 2015 — persho pivrichchia 2016 rokiv na AES Ukrainy], *Nuclear and Radiation Safety*, No. 3(71), pp. 15–18, available at: [https://doi.org/10.32918/nrs.2016.3\(71\).03](https://doi.org/10.32918/nrs.2016.3(71).03) (Ukr)

11. Report on the State of Nuclear and Radiation Safety in Ukraine in 2017 [Dopovid pro stan yadernoi ta radiatsiinoi bezpeky v Ukraini u 2017 rotsi], available at: <http://www.snrc.gov.ua/nuclear/doccatalog/document?id=389980> (Ukr)

12. Main Provisions of the Organization of Preparedness and Response System of the Energoatom to Accidents and Emergencies at NPPs [Osnovni polozhennia orhanizatsii systemy hotovnosti ta reahuvannia DP NAEK "Enerhoatom" na avarii ta nadzvychaini situatsii na AES], Energoatom, Kyiv, 2018, 79 p. (Ukr)

13. On Approval of the Requirements for the Periodic Safety Review of NPP Units [Pro zatverdzhennia Vymoh do periodychnoi pereotsinky bezpeky enerhoblokov atomnykh stantsii], available at: <http://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z1158-17> (Ukr)

14. South-Ukraine NPP. Unit 2. Report on Periodic Safety Review "Comprehensive Safety Analysis", 23.2.95.OPPB.00 Version 0.1." [Yuzhno-Ukrainskaia AES. Energhoblok № 2. Otchiot o periodicheskoi pereotsenke bezopasnosti "Kompleksnyi analiz bezopasnosti" 23.2.95. OPPB.00 Versiia 0.1.], 2014. 150 p. (Rus)

15. Emergency Response System of Rivne NPP [Systema avarinoho reahuvannia VP Rivnenska AES], available at: <https://www.rnpp.rv.ua/emergency-response.html> (Ukr)

16. Popov, O., Yatsyshyn, A. (2017), "Mathematical Tools to Assess Soil Contamination by Deposition of Technogenic Emissions", *Soil Science Working for a Living*, Cham. Springer, pp. 127–137.

17. Shkitsa, L., Yatsyshyn, T., Popov, A., Artemchuk, V. (2013), "Forecasting Spreading of Contaminating Agents in the Atmosphere on the Territory of a Drilling Unit" [Prognozirovaniie rasprostraneniia zagriazniaiushchikh veshestv v atmosfere na territorii burovoi ustanovki], *Oil Industry*, No. 11, pp. 136–140. (Rus)

18. Popov, O., Yatsyshyn, A., Kovach, V., Artemchuk, V., Taraduda, D., Sobyna, V., Sokolov D., Dement M., Yatsyshyn T. (2018), "Conceptual Approaches to the Development of Informational and Analytical Expert System for Assessing the NPP impact on the Environment" [Konseptual'ni pidkhody stvorennia informatsiino-analitychnoi ekspertnoi systemy dlia otsinky vplyvu AES na dokillia], *Nuclear and Radiation Safety*, No. 3(79), pp. 56–54. (Ukr)

Анализ возможных причин возникновения чрезвычайных ситуаций на АЭС с целью минимизации риска их возникновения

Попов А. А¹, Яцишин А. В¹, Ковач В. О¹, Артемчук В. А², Тарадуда Д. В³, Собина В. А³, Соколов Д. Л³, Демент М. А³, Димитриева Д. А⁴, Яцишин Т. М⁵, Матвеева И. В. ⁶

¹ ГУ «Институт геохимии окружающей среды НАН Украины», г. Киев, Украина

² Институт проблем моделирования в энергетике им. Г. Е. Пухова НАН Украины, г. Киев, Украина

³ Национальный университет гражданской защиты Украины, г. Харьков, Украина

⁴ Государственное предприятие «Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», г. Киев, Украина

⁵ Ивано-Франковский национальный технический университет нефти и газа, г. Ивано-Франковск, Украина

⁶ Национальный авиационный университет, г. Киев, Украина,

В работе показано, что при различных негативных обстоятельствах на АЭС могут возникать разные чрезвычайные ситуации, которые создают значительный риск для природной среды, здоровья персонала и населения прилегающих территорий. Приведены примеры крупнейших аварий на АЭС мира, которые привели к значительному радиационному загрязнению окружающей среды. Отмечено, что одной из основных задач, которые ставит перед собой ГП «НАЭК «Энергоатом» в сфере аварийной готовности и гражданской защиты на ближайшее будущее, является совершенствование систем и оборудования, инженерного

и программно-технического обеспечения системы аварийной готовности и реагирования на аварии и чрезвычайные ситуации на АЭС. Показано, что для вывода данной системы на более высокий уровень, необходимо обладать знаниями причинно-следственных цепей формирования чрезвычайных ситуаций в конкретных условиях. В связи с этим работа посвящена основательному анализу возможных причин возникновения различных чрезвычайных ситуаций на АЭС, что позволит в дальнейшем разработать новые, более эффективные подходы и методы их предупреждения.

Ключевые слова: атомная электростанция, чрезвычайная ситуация, нарушения в работе АЭС, внутренние и внешние факторы, система аварийной готовности и реагирования.

Analysis of Possible Causes of NPP Emergencies to Minimize Risk of Their Occurrence

Popov O.¹, Iatsyshyn A.¹, Kovach V.¹, Artemchuk V.², Taraduda D.³, Sobyna V.³, Sokolov D.³, Dement M.³, Dimitrieva D.⁴, Yatsyshyn T.⁵, Matvieieva I.⁶

¹ Institute of Environment Geochemistry, the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine

² Pukhov Institute for Modelling in Energy Engineering, the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine

³ National University of Civil Defense of Ukraine, Kharkiv, Ukraine

⁴ State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety, Kyiv, Ukraine

⁵ Ivano-Frankivsk National Technical University of Oil and Gas, Ivano-Frankivsk, Ukraine

⁶ National Aviation University, Kyiv, Ukraine

The paper states that various emergencies may occur at nuclear power plants under different negative conditions. Such emergencies pose a significant risk for the natural environment, health of personnel and the public of the adjacent territories. There are examples of the major accidents at NPPs worldwide, which lead to serious radiation contamination of the environment. It is noted that one of the main tasks of the Energoatom in the sphere of emergency preparedness and civil defense in the nearest future is to improve the systems and equipment, engineering, software and hardware support of the emergency preparedness and response system dealing with NPP emergencies. The improvement of this system requires the knowledge of causation chains of emergency progression in specific conditions. Therefore, the paper is devoted to the in-depth analysis of possible causes of different emergencies at NPPs that will allow the development of new and more efficient approaches and methods of their prevention. There is a definition of emergencies and their main types. The researchers analyzed a number of references on the studies in civil defense of radiation hazardous facilities and presented that despite the implementation of technologies and automated NPP monitoring systems, the threat of potentially hazardous situations remains relevant. Besides, the most significant are the emergencies that cause radioactive and chemical contamination of the environment. The paper provides the dynamics of emergencies in Ukraine and experience of applying the IAEA Unified System for Information Exchange in Incidents and Emergencies (USIE). It describes the main operational events at Ukrainian NPPs in 2017 and presents the distribution of operational events at Ukrainian and Russian NPPs. There are safety factors considering national regulatory documents and IAEA recommendations to assess the current safety level of NPP unit and the main causes of emergencies on NPP sites. The example of SUNPP-2 shows the quantitative characteristics of internal and external impacts on its safety. Provides an example of the system for prevention and mitigation of emergencies at Ukrainian NPPs, as well as lists its main tasks.

Keywords: nuclear power plant, emergency, NPP operational event, internal and external factors, emergency preparedness and response system.

Отримано 08.01.2019