

ЗМІСТ

<i>M. X. Гашев, O. I. Ліготський, A. В. Носовський, Л. М. Печерця. Технологічний та статистичний аналіз порушень в роботі АЕС України</i>	3
<i>G. В. Громов, A. M. Дубач, A. E. Севбо, M. X. Гашев, B. C. Бойчук. Применение риск-информированных подходов в инспекционной деятельности.....</i>	9
<i>H. И. Власенко, M. Н. Коротенко, С. Л. Литвиненко, В. В. Стобун, А. К. Костиков, В. М. Подтынных, И. А. Морозов, Р. А. Морозова, В. В. Тришин, В. Н. Шевель. Экспериментальные исследования нейтронно-защитных свойств гидридов с повышенным содержанием водорода.....</i>	16
<i>B. И. Скалоубов, В. Н. Колыханов, Н. И. Власенко, Хадж Фараджсаллах Даббах А. Основные принципы и требования к средствам моделирования и руководствам по управлению тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР</i>	18
<i>A. С. Алпеев. Верификация и валидация программируемых управляющих систем атомных станций</i>	22
<i>M. A. Яструбенецький. Регулювання ядерної та радіаційної безпеки як задача системного аналізу.....</i>	25
<i>G. Шньютер, M. O. Яструбенецький. 15 років співпраці ДНТЦ ЯРБ (Україна) та ISTec (Німеччина) в галузі інформаційних та керуючих систем АЕС</i>	32
<i>C. В. Габелков, Р. В. Тарасов, А. Г. Миронова. Поведение составляющих порового пространства при спекании кубического оксида циркония</i>	36
<i>E. В. Рудычев, С. Ю. Саенко, М. А. Хажмурадов. Моделирование радиационных характеристик композитных керамик для контейнеров хранения радиоактивных отходов.....</i>	41
<i>H. H. Талерко, Е. К. Гаргер, А. Г. Кузьменко. Программный комплекс для оценки и прогнозирования радиационной ситуации в Чернобыльской зоне отчуждения</i>	45
<i>V. Г. Иванец. Разработка средства дезактивации спецодежды и средств индивидуальной защиты на основе малореагентных химических составов</i>	50
<i>A. Л. Клевцов, В. Ю. Орлов, С. А. Трубчанинов. Принципы создания портала знаний по безопасности ядерных установок</i>	53
<i>L. I. Асламова. Критерії відповідності організацій на право проведення на- вчання та перевірки знань з радіаційної безпеки.....</i>	58
<i>H. П. Валігун, І. І. Воробей, Н. є. Мацulevich. Програма розвитку Державного науково-технічного центру з ядерної та радіаційної безпеки на 2010–2012 роки.....</i>	61
<i>IV Міжнародна науково-технічна конференція «Інформаційні та керуючі системи АЕС: аспекти безпеки».....</i>	65

CONTENTS

<i>M. Gashev, O. Ligotskyy, A. Nosovsky, L. Pecherytsa Technological and statistical analysis of operational events of Ukrainian NPP</i>	3
<i>G. Gromov, M. Gashev, A. Dybach, A. Sevbo, V. Boychuk. Application of Risk-Informed Approaches in Inspection Activity.....</i>	9
<i>N. Vlasenko, M. Korotenko, S. Litvinenko, V. Stovbun, A. Kostikov, V. Podtynnikh, I. Morozov, R. Morozova, V. Trishin, V. Shevel'. Research into Protective Properties of Titanium and Zirconium Hydrides with Higher Hydrogen Content</i>	16
<i>V. Skalozubov, V. Kolykhanov, N. Vlasenko, Hadj Faradgallax Dabbax. A. Main principles and requirements on modeling means and guidelines on management of severe accidents at WWER nuclear power plants</i>	18
<i>A. Alpeev. Verification and validation of programmable I&C systems of nuclear power plants.....</i>	22
<i>M. Yastrebenetsky. Regulation of nuclear and radiation safety as a task of system analysis</i>	25
<i>G. Schnuerer, M. Yastrebenetsky. 15 years of collaboration between SSTC NRS (Ukraine) and ISTec (GRS) in NPP I&C area</i>	32
<i>S. Gabelkov, R. Tarasov, A. Mironova. Behavior of pore space constituents of cubic zirconia in sintering</i>	36
<i>Y. Rudychev, S. Sayenko, M. Khazhmuradov. Modeling of radiation characteristics of composite ceramics for radioactive waste storage containers.....</i>	41
<i>M. Talerko, E. Garger, A. Kuzmenko. Software system for assessment and prediction of radiation situation in Chornobyl exclusion zone</i>	45
<i>V. Ivanets. Development of decontamination means for overalls and individual protection means on the basis of small chemical complex.....</i>	50
<i>A. Klevtsov, V. Orlov, S. Trubchaninov. Principles of developing the knowledge portal on safety of nuclear facilities</i>	53
<i>L. Aslamova. Criteria for correspondence of organizations to the right to radiation safety training and examination</i>	58
<i>N. Valigun, I. Vorobey, N. Matsulevich. Program for development of the State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety for 2010–2012</i>	61
<i>IV International Sientific and Technical Conference «NPP Information and Control Systems: Safety Asspects»</i>	65

М. Х. Гашев¹, О. І. Лігоцький²,
А. В. Носовський², Л. М. Печериця²

¹Державний комітет ядерного регулювання України

²Державний науково-технічний центр
з ядерної та радіаційної безпеки

Технологічний та статистичний аналіз порушень в роботі АЕС України

Проаналізовано потік порушень, що сталися на АЕС України протягом 2009 року, за рядом напрямів, які характеризують експлуатаційну безпеку.

Ключові слова: АЕС, порушення в роботі АЕС, звіт, розслідування, статистичний аналіз, корінна причина, коригувальні заходи.

М. Х. Гашев, А. І. Лігоцький, А. В. Носовський, Л. М. Печериця

Технологический и статистический анализ нарушений в работе АЭС Украины

Дан анализ потока нарушений, которые произошли на АЭС Украины в 2009 году, по ряду направлений, характеризующих эксплуатационную безопасность.

Ключевые слова: АЭС, нарушения в работе АЭС, отчет, расследование, статистический анализ, коренная причина, корректирующие меры.

Оперативний та технологічний аналіз порушень у роботі АЕС України щорічно проводиться спеціалістами Державного підприємства «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» (ДНТЦ ЯРБ) у рамках науково-дослідної роботи (НДР). Отримані в результаті цього аналізу статистичні дані дають змогу як кількісно, так і якісно оцінювати рівень експлуатаційної безпеки, просліджувати тенденції щодо його негативних або позитивних змін, виявляти проблеми в уbezпечені експлуатації, а також у забезпеченні та підтримки рівня культури безпеки.

Актуальність проведення аналізу порушень у роботі АЕС України зумовлена необхідністю оцінки поточного рівня експлуатаційної безпеки українських АЕС та спрямована в цілому на запобігання виникненню подій, підвищення ефективності використання досвіду експлуатації та підвищення рівня експлуатаційної безпеки АЕС.

У даній роботі використано методики експертної оцінки, статистичної обробки даних та аналізу корінних причин порушень, які сталися протягом 2009 р. на АЕС України, за рядом напрямів, що характеризують експлуатаційну безпеку. Надано рекомендації з удосконалення системи організації розслідування порушень в роботі АЕС і оптимізації системи зворотного зв'язку від досвіду експлуатації.

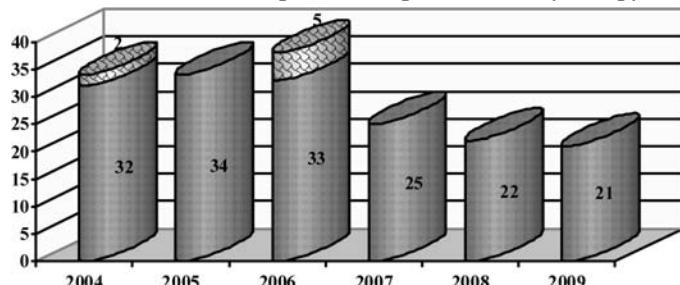
Статистична оцінка порушень у роботі АЕС України

У 2009 р. на українських АЕС сталося 21 порушення [1]. У промисловій експлуатації перебувало 15 енергоблоків, три енергоблоки (з реакторами великої потужності канальними — РВПК) Чорнобильської АЕС працювали в режимі припинення експлуатації.

Порівняно з 2008 р. кількість порушень практично не змінилася, проте починаючи з 2006 р. спостерігається тенденція щодо їх зменшення (рис. 1).

Слід зазначити нерівномірність розподілу порушень у часі протягом 2009 р. (рис. 2). Найбільша кількість порушень припала на III та IV квартали через недоліки в організації та проведенні ремонтної кампанії: основний внесок у зростання кількості порушень у другому півріччі належить енергоблокам, що виходили з планово-попереджуvalьних ремонтів. Цей факт потребує уваги з боку експлуатуючої організації.

Середнє значення потоку порушень у роботі АЕС за останні шість років становить 1,6 (див. пряму горизонтальну жирну лінію на рис. 3); при цьому 2009 р. характеризується найнижчим за останні роки значенням (1,17). Жирною похилою лінією зображені тренд потоку порушень



■ порушення, що сталися на ДСП ЧАЕС

Рис. 1. Кількість порушень у роботі АЕС України в 2004–2009 рр.

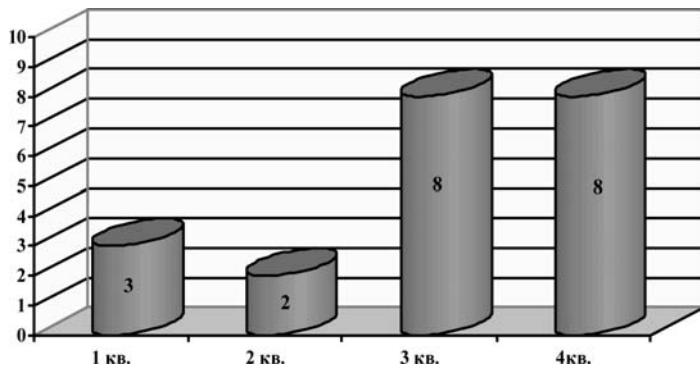


Рис. 2. Розподіл кількості порушень у роботі АЕС України по кварталах 2009 р.

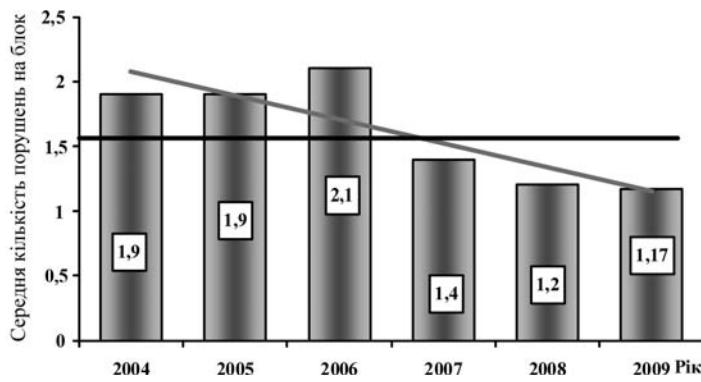


Рис. 3. Потік порушень у роботі АЕС України в 2004–2009 pp.

у роботі АЕС. За останні шість років простежується тенденція до зменшення потоку порушень.

Розподіл порушень протягом 2009 р. по майданчиках АЕС виглядає так (рис. 4):

Запорізька АЕС (ЗАЕС, шість енергоблоків) — 7;
Рівненська АЕС (РАЕС, чотири енергоблоки) — 3;
Южно-Українська АЕС (ЮУАЕС, три енергоблоки) — 5;
Хмельницька АЕС (ХАЕС, два енергоблоки) — 6;
ДСП Чорнобильська АЕС (ДСПЧ АЕС, три енергоблоки) — 0.

Кількість порушень порівняно з минулими роками зменшилася тільки на РАЕС (більше ніж у 2 рази), на ЮУАЕС цей показник не змінився, а на ЗАЕС та ХАЕС збільшився (на ЗАЕС — на два порушення більше ніж у 2008 р., або в 1,4 раза).

Як видно з рис. 5, найпроблемнішою протягом шести років за середньою кількістю порушень на один енергоблок є ХАЕС. У 2009 р. цей показник ХАЕС збільшився в 1,5 раза порівняно з 2007 р. Із шести порушень, що сталися там у 2009 р., три відбулися на енергоблоці № 1 і стільки ж — на енергоблоці № 2.

Рис. 6 демонструє, що середня кількість порушень на енергоблок з водо-водяним енергетичним реактором (ВВЕР-1000) значно вища, ніж середня кількість порушень на енергоблок з реактором типу ВВЕР-440.

За шкалою INES (міжнародна шкала ядерних подій) рівнем «1» — «відхилення від дозволеного режиму експлуатації, що зумовлені відмовою обладнання, помилками персоналу або процедурними невідповідностями» [2] — класифіковано в 2009 р. одне порушення (5 %), рівнем «0» — 13 порушень (62 %), «поза шкалою» — 7 (33 %, рис. 7). Зазначимо,

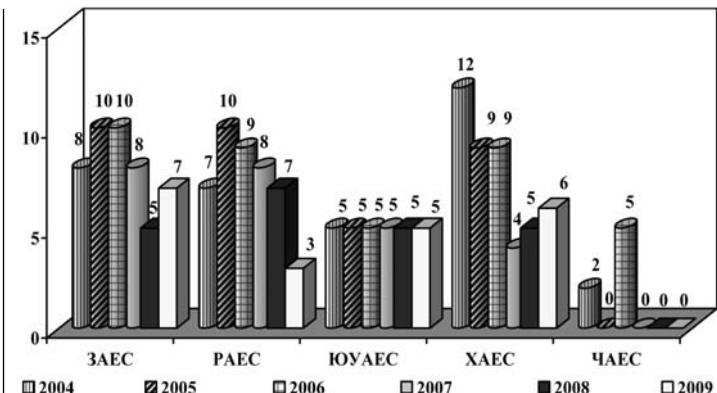


Рис. 4. Розподіл порушень по майданчиках АЕС у 2004–2009 pp.

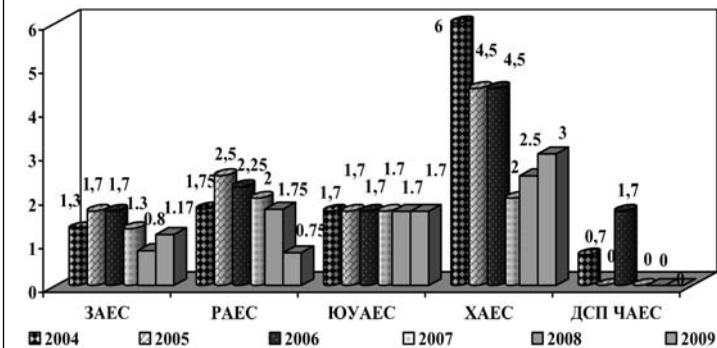


Рис. 5. Розподіл середньої кількості порушень на один енергоблок по майданчиках АЕС у 2004–2009 pp.

що у 2008 р. порушення, які були класифіковані рівнем «1», не було, а кількість порушень рівня «0» та «поза шкалою» становила відповідно 77 і 23 % (рис. 8).

Переважна більшість (43 %) усіх порушень в 2009 р. була пов’язана з відмовою важливого для безпеки АЕС обладнання та трубопроводів (рис. 9). Однакові частки (по 19 %) становлять порушення, пов’язані з зупинкою РУ, відключенням енергоблока від мережі чи розвантаженням РУ. В 2009 р., порівняно з попередніми роками, значно збільшилася кількість порушень, які пов’язані з відмовою важливого для безпеки АЕС обладнання та трубопроводів. Порівняно з 2008 р. це збільшення склало 34 % від загальної кількості порушень.

Під час 21 порушення в роботі АЕС України, які сталися в 2009 р., було зафіксовано 26 аномальних подій.

За останні шість років найбільша кількість аномальних подій зумовлена відмовами обладнання (рис. 10). Порівняно з 2008 р. внесок групи аномальних подій, які за їх характером віднесено до помилок персоналу, в загальну

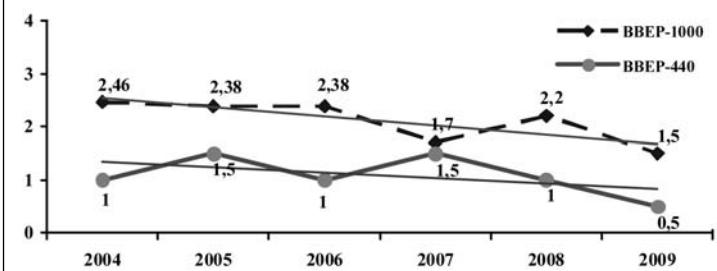


Рис. 6. Розподіл середньої кількості порушень на блок за типами реакторних установок

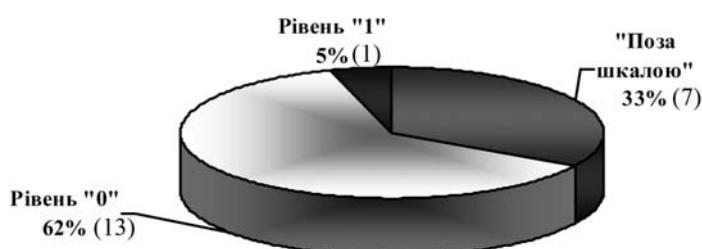


Рис. 7. Розподіл порушень у роботі АЕС за шкалою INES у 2009 р.

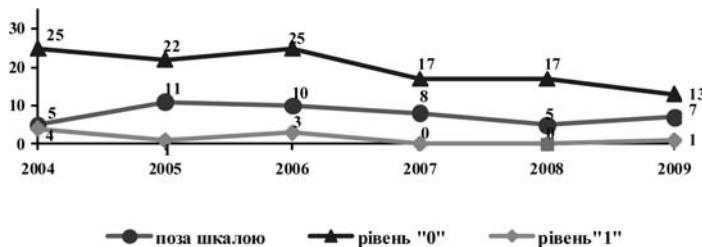


Рис. 8. Розподіл кількості порушень у роботі АЕС України за шкалою INES у 2004–2009 pp.

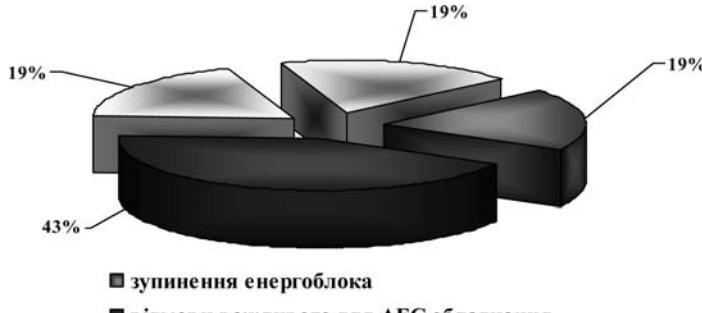


Рис. 9. Розподіл порушень у роботі АЕС за наслідками

кількість аномальних подій збільшилася з 7 до 11,5 %. Професійна підготовка персоналу є одним з найважливіших елементів системи безпеки кожної АЕС, тому треба приділяти достатньо уваги виявленню помилок, їх усуненню та попередженню.

Під час 26 аномальних подій, що сталися у 2009 р., зафіксовано відмови обладнання таких систем:

- системи циркуляції теплоносія — 8;
- системи компенсації тиску — 1;
- інших технологічних систем першого контуру РО — 1;
- системи живильної води — 1;
- інших технологічних систем другого контуру турбінного відділення — 1;
- системи зовнішнього електро живлення напругою 35 кВ і вище — 3;
- органів управління й захисту реактора — 2;
- системи аварійного охолоджування активної зони — 1;
- системи аварійної подачі живильної води — 1;
- системи захисту паропроводів (другого контуру) від перевищення тиску — 1;
- системи управління захисними діями систем безпеки (зокрема, автоматики ступінчастого пуску) — 1;

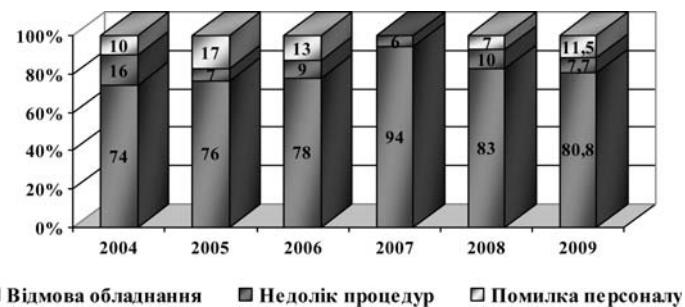


Рис. 10. Розподіл аномальних подій за факторами, що обумовили їх виникнення

системи технічної води відповідальних споживачів — 1; системи надійного електропостачання споживачів власних потреб 6 кВ — 1; маслосистеми — 2; системи регулювання й захисту турбіни — 1; допоміжних систем генератора — 1

Найбільша кількість аномальних подій (8) сталася через відмову системи циркуляції теплоносія. Три аномальні події пов'язані з відмовами системи зовнішнього електро живлення напругою 35 кВ і вище (всі вони сталися під час одного порушення [1]).

У 2009 р. значно зросла кількість відмов технологічних систем першого контуру — 10 аномальних подій, або 37 % загальної кількості. Саме відмови обладнання цих систем обумовлюють зростання в 2009 р. порушень з відмовами важливого для безпеки обладнання та трубопроводів. Друге місце посідають захисні системи безпеки — 5 аномальних подій (18,5 %), третє — допоміжні системи: 4 аномальні події (14,8 %).

Аналіз відмов обладнання показав, що найбільша їхня кількість припала на:

обладнання технологічних систем (54 %);

обладнання систем автоматичного керування сигналізації (30,7 %), причому найчастіше відмовляли елементи електронної схеми, логічний блок, реле (4 аномальні події, або 15 %) та кабель контрольний (2 аномальні події, або 7,7 %);

помилки персоналу (2 аномальні події, або 7,7 %).

Розподіл безпосередніх та корінних причин виникнення аномальних подій за їх типами наведено на рис. 11 та 12 відповідно.

Традиційно найбільшу кількість серед безпосередніх причин становлять механічні ушкодження, електротехнічні несправності та несправності в контрольно-вимірювальних системах. Однак у 2009 р. частка аномальних подій, які виникли через несправності в контрольно-вимірювальних системах, значно зменшилася. Основний внесок у загальну кількість безпосередніх причин виникнення аномальних подій склали причини, пов'язані з механічними ушкодженнями (27 %) та несправності в електротехнічній частині (46 %). Крім того, у 2009 р. зросла частка аномальних подій, що виникли через помилку персоналу, — 15 %. Отже, майже половина всіх аномальних подій була пов'язана з несправностями в електротехнічній частині. Це найвищий за останні три роки показник щодо безпосередніх причин, тому потрібно приділити увагу підвищенню надійності електротехнічного обладнання.

З-поміж корінних причин найбільший внесок, як правило, належить відмовам обладнання. У 2009 р. через обладнання сталося 16 аномальних подій (55 %); проте

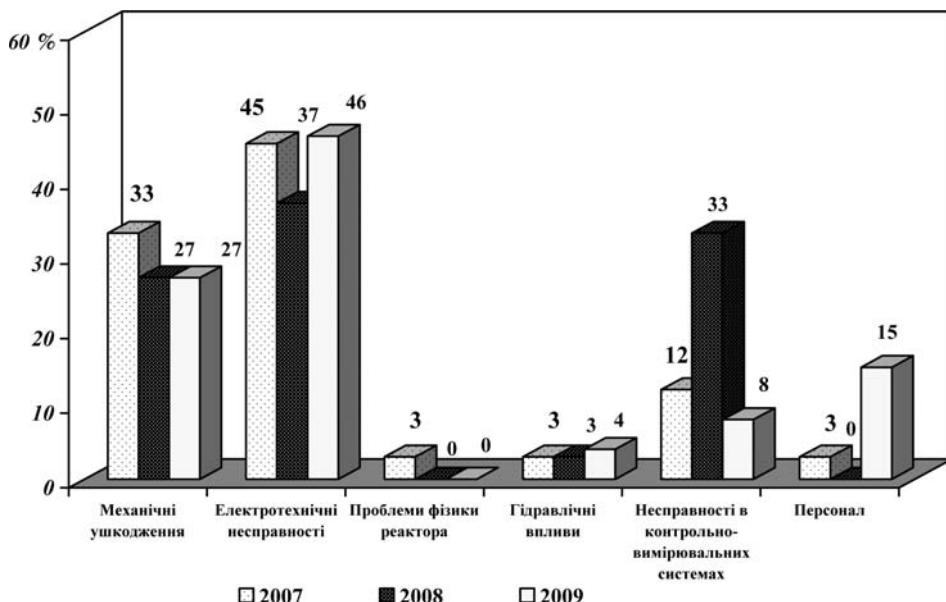


Рис. 11. Розподіл безпосередніх причин виникнення аномальних подій

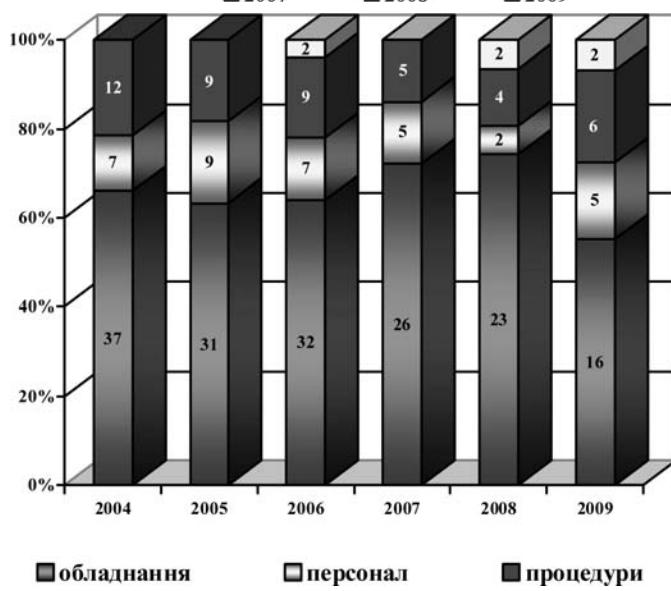


Рис. 12. Розподіл корінних причин виникнення аномальних подій

простежується тенденція до зменшення таких порушень, порівняно з 2008 р. — на 19 %. При цьому на 10,5 % зросла кількість корінних причин, пов’язаних з персоналом (5 аномальних подій, або 17 %), і на 8 % — з недоліками процедур (6 аномальних подій, або 21 %). Майже на тому самому рівні залишилася частка аномальних подій (2 аномальні події, або 7 %), корінна причина яких не визначена.

Серед причин, що пов’язані з обладнанням, найбільшу кількість складають недоліки проектування — 6 аномальних подій (20,7 %). Разом недоліки проектування, конструктування та виготовлення привели до 13 аномальних подій (45 % усіх корінних причин).

Аналіз причин порушень та призначених коригувальних заходів

Найважливішим у розслідуванні порушень роботи АЕС є встановлення точної корінної причини, усунення якої надасть впевненості в тому, що порушення не повторюва-

тиметься [3]. Це складний процес, який потребує певного рівня професійної підготовки та практичного досвіду. Тому не завжди комісіям з розслідування порушення вдається правильно визначити корінну причину порушення.

У разі неправильного виявлення корінної причини рекомендується провести повторне розслідування (дорозслідування). Але з різних причин дорозслідування проводиться не завжди, і навіть після дорозслідування складних порушень корінна причина не завжди визначається правильно. Щодо коригувальних заходів з усунення причин порушень, то їх адекватність також оцінюється в процесі оперативного аналізу. Але часто про адекватність коригувальних заходів можна судити тільки після їх впровадження та переконання в тому, що вони дійсно усувають корінну причину порушення.

Для оцінки адекватності коригувальних заходів використовуються такі критерії:

правильність визначення корінної причини аномальної події;

- ефективність призначеного коригувального заходу;
- мінімальний термін виконання коригувального заходу;
- можливість реалізації запропонованого коригувального заходу;

відсутність аналогічних порушень у роботі АЕС після впровадження коригувального заходу.

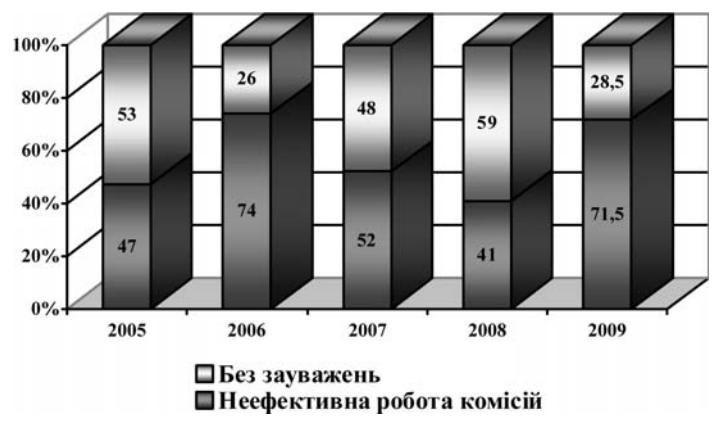


Рис. 13. Порівняльний аналіз ефективності роботи станційних комісій

Проведена оцінка ефективності роботи станційних комісій з розслідування порушень в роботі АЕС показала, що за результатами оперативних повідомлень якість розслідування порушень значно погрішилась порівняно з 2008 р.: у 2008 р. неефективна робота комісій з розслідування була відмічена в 41% випадків (рис. 13), в 2009 р. — в 71,5%. У 2008 р. дорозслідувалися три порушення в роботі АЕС з 22 (14%), у 2009 р. — 7 з 21 (30%). У 2008 р. на повторне дорозслідування був направлений один звіт з розслідування порушення, в 2009 р. — три. Це свідчить про зниження якості роботи станційних комісій з розслідування.

Аналіз причин повторюваності порушень

Останні роки кількість порушень на АЕС України постійно знижується. При цьому частка порушень, що повторюються, становить в середньому половину усієї кількості порушень. Аналіз повторюваних подій показав, що в розслідуванні станційними комісіями визначаються не всі

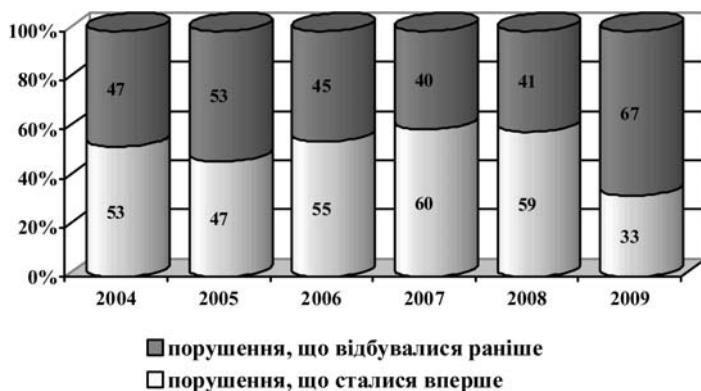


Рис. 14. Повторюваність порушень у роботі АЕС

фактори, які мають безпосередній вплив на виникнення порушень.

На підставі інформації, наданої в звітах за 2009 р. про розслідування порушень, з 21 порушення 14 (або 67%) відбувалися раніше (рис. 14). Не завжди правильність визначення причин порушення очевидна. Саме повторення аналогічного порушення свідчить про те, що причини були визначені неправильно або впроваджені коригувальні заходи виявилися неефективними. Ситуація з повторенням порушень у роботі АЕС свідчить про неефективне використання досвіду експлуатації. ДП НАЕК «Енергоатом» та адміністраціям АЕС слід звернути увагу на якість розслідування порушень та необхідність вдосконалення системи використання досвіду експлуатації.

Статус реалізації коригувальних заходів

Несвоєчасне впровадження запланованих коригувальних заходів може стати причиною повторення порушення в роботі АЕС незважаючи на те, що причини порушення були встановлені правильно, а призначенні коригувальні заходи є адекватними.

За результатами аналізу інформації про впровадження коригувальних заходів у 2009 р., АЕС в цілому виконували коригувальні заходи, призначенні за результатами розслідування порушень, але для 11 запланованих коригувальних

заходів (6 на ХАЕС, 5 на ЮУАЕС) було перенесено терміни виконання.

З боку експлуатуючої організації та керівництва АЕС потребує уваги той факт, що хоча майже всі розроблені комісіями з розслідування порушень у роботі АЕС коригувальні заходи виконуються своєчасно та в повному обсязі, кількість повторюваних порушень зростає.

Висновки та рекомендації

За результатами виконання статистичної оцінки та розподілів порушень у роботі АЕС за 2009 р. треба відмітити таке:

1) у 2009 р. сталося 21 порушення, що на одне порушення менше, ніж у 2008 р. Отже, цей показник зменшився на 4,5 %. Середня кількість порушень за останні шість років дорівнює 29;

2) кількість порушень порівняно з попереднім роком зменшилася тільки на РАЕС (причому більше ніж удвічі), на ЮУ АЕС цей показник не змінився, а на ЗАЕС та ХАЕС збільшився;

3) у 2009 р. сталося одне порушення, яке класифіковане рівнем «I» за шкалою INES. Кількість порушень, класифікованих рівнем «0» та «поза шкалою», становить 62 та 33 % відповідно;

4) переважна більшість (43 %) усіх порушень у роботі АЕС була пов'язана з відмовою важливого для безпеки АЕС обладнання та трубопроводів; порівняно з 2008 р. внесок цих порушень збільшився на 34 %;

5) основними факторами, що зумовили виникнення аномальних подій, були відмови обладнання — 80,8%; аномальні події, що виникли через помилку персоналу, становили 11,5%; 7,7 % аномальних подій виникли через недоліки документації;

6) основні корінні причини аномальних подій були пов'язані з недоліками проектування (20,7 %) та виготовлення (13,8 %) обладнання; 17 % становили корінні причини, пов'язані з персоналом; для 7 % аномальних подій корінну причину не визначено;

7) найбільша кількість порушень сталається у другому півріччі 2009 р. через недоліки в організації та проведенні ремонтної кампанії;

8) для 71,5 % загальної кількості порушень у роботі АЕС (15 порушень) були неправильно визначені їх причини;

9) на повторне дорозслідування в 2009 р. були направлені три звіти з дорозслідування порушення, у 2008 р. — один;

10) з усіх порушень у роботі АЕС за 2009 р. 67 % відбувалися раніше. Порівняно з попереднім роком цей показник зрос на 26%;

11) станції в цілому вчасно та у повному обсязі впроваджують призначенні коригувальні заходи, однак кількість повторюваних порушень збільшується;

12) недостатнє фінансування призводить до перенесення термінів виконання коригувальних заходів на тривалий час, що потребує уваги та розробки додаткових тимчасових коригувальних заходів.

Щоб запобігти повторенню порушень та зменшити загальну кількість порушень у роботі АЕС, необхідно:

1) ретельніше проводити аналіз галузевого та міжнародного досвіду експлуатації й використовувати результати цього аналізу для попередження виникнення порушень у роботі АЕС;

2) усунути наявні недоліки в організації управління і експлуатації АЕС, зокрема забезпечити взаємозв'язок між підрозділами, що займаються безпосередньо розслідуванням порушень, та тими, які аналізують порушення на інших АЕС України та світу;

3) забезпечити якість та обґрунтованість матеріалів щодо впровадження нового обладнання;

4) впроваджувати сучасні методики аналізу порушень, поряд з детерміністичними використовувати кількісні методи аналізу порушень;

5) провести на галузевому рівні всеобічний комплексний аналіз порушень в роботі АЕС України, які мали місце протягом останніх років, та на його підставі розробити рекомендації щодо попередження повторюваності порушень в роботі однотипних енергоблоків АЕС, підвищення якості розслідування та визначення корінних причин;

6) для підтримання єдиної технічної політики, покращення системи використання досвіду експлуатації створити єдину базу даних з порушень і відхилень, а також єдину базу даних з технічних рішень щодо модернізації та реконструкції систем СБ та СВБ, реалізованих заходів з підвищення безпеки;

7) забезпечити своєчасне впровадження коригувальних заходів для однотипного обладнання.

Список літератури

1. Оперативний та технологічний аналіз порушень у роботі АЕС України за 2009 рік: Звіт про НДР (етап 2). — К.: ДНТЦ ЯРБ, 2010.

2. IAEA-INES-ИНЕС. Международная шкала ядерных событий. Руководство для пользователей — Вена, МАГАТЭ, 2001.

3. НП 306.2.100-2004. Положення про порядок розслідування та обліку порушень в роботі атомних електричесих станцій. — Затвердж. наказом Держатомрегулювання від 01.12.2004 № 184 та зареєстр. Мін'юстом України 17.12.2004 за № 1594\10193.

Надійшла до редакції 16.06.2010.

Г. В. Громов¹, А. М. Дыбач¹,
А. Е. Севбо¹, М. Х. Гашев², В. С. Бойчук²

¹Государственный научно-технический центр

по ядерной и радиационной безопасности

²Государственный комитет ядерного регулирования Украины

Применение риск-информированных подходов в инспекционной деятельности

Применение риск-информированных подходов в инспекционной деятельности позволяет сфокусировать инспекции на проектных и эксплуатационных аспектах, имеющих доминирующее влияние на безопасность АЭС, усовершенствовать и обосновать планирование инспекций, количественно проанализировать важность идентифицированных инспектором недостатков. В статье предложена методология применения риск-информированных подходов при планировании, проведении и оценке результатов инспекций, представлена информация о разработанных методических и технических документах, сформулированы предложения по дальнейшему продолжению работ в данном направлении.

Ключевые слова: риск-информированные подходы, надзорная деятельность, инспекция, вероятностный анализ безопасности.

Г. В. Громов, О. М. Дибач, О. Е. Севбо, М. Х. Гашев, В. С. Бойчук

Використання ризик-інформованих підходів в інспекційній діяльності

Використання ризик-інформованих підходів в інспекційній діяльності дає змогу сфокусувати інспекції на проектних та експлуатаційних аспектах, які мають домінуючий вплив на безпеку АЕС, вдосконалити та обґрунтувати планування інспекцій, кількісно проаналізувати важливість ідентифікованих інспектором недоліків. У статті запропоновано методологію використання ризик-інформованих підходів у процесі планування, проведення та оцінки результатів інспекцій, наведено інформацію про розроблені методичні та технічні документи, сформульовано пропозиції щодо подальшого продовження робіт в даному напрямі.

Ключові слова: ризик-інформовані підходи, наглядова діяльність, інспекція, імовірнісний аналіз безпеки.

© Г. В. Громов, А. М. Дыбач, А. Е. Севбо, М. Х. Гашев, В. С. Бойчук,
2010

В соответствии с Законом Украины «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку» [1] неотъемлемой частью государственного регулирования безопасности использования ядерной энергии является осуществление надзора за соблюдением нормативных требований и условий выданных разрешений организациями, предприятиями и отдельными лицами, которые используют ядерные установки и источники ионизирующего излучения (надзорная деятельность). Порядок надзорной деятельности установлен НП 306.2.01./1.081–2003 [2]. Согласно [2], одной из наиболее эффективных составляющих надзорной деятельности является инспекционная деятельность — комплекс действий и мероприятий по организации и проведению инспекций, а также контроля выполнения выданных предписаний. В свою очередь, инспекция включает проверку деятельности лицензиата, состояния систем (элементов), важных для безопасности, наблюдение, измерения, беседы с персоналом, которые проводятся уполномоченными представителями Госатомрегулирования Украины для оценки и определения соответствия установок, объектов, систем (элементов), важных для безопасности, работ, документации и квалификации персонала установленным требованиям [2]. Инспекции классифицируются на плановые (комплексные, целевые и оперативные), неплановые (инспекции реагирования, специальные инспекции) и инспекционные обследования.

В статье рассмотрена возможность применения риск-информированных подходов при планировании, проведении и оценке результатов плановых инспекций на АЭС. Выбор плановых инспекций для изучения применения риск-информированных подходов обусловлен наличием у инспектора времени для ознакомления с результатами проведенных ранее оценок безопасности, проработки аналитических и других документов для подготовки к проведению инспекции.

Цель статьи — дать общее представление о методологии, перспективах и преимуществах применения риск-информированных подходов в инспекционной деятельности. Статья является продолжением серии публикаций специалистов ГНТЦ ЯРБ в части практического применения риск-информированных подходов в регулирующей деятельности и эксплуатации АЭС [3], [4], [5].

Стандартами МАГАТЭ [6], [7] рекомендовано при осуществлении инспекционной деятельности учитывать результаты анализа безопасности и потенциальное влияние инспектируемых объектов на безопасность. В проекте руководства МАГАТЭ по безопасности [8] в разделе «Риск-информированное регулирование» указывается на необходимость «убедиться, что проводимые инспекции фокусируются на проектных и эксплуатационных аспектах с высоким значением риска и уменьшены/не выполняются для аспектов с низким значением риска».

Требования относительно необходимости учета результатов анализа безопасности при определении объема, периодичности, выборе приоритетных направлений инспекции установлены и в национальных нормативных документах по ядерной и радиационной безопасности. Согласно [2, пп. 4.4.3.1, 4.4.3.4] при планировании инспекций следует принимать во внимание факторы, связанные с оценкой безопасности энергоблока АЭС.

Важно отметить, что в настоящее время инспекционная деятельность базируется на детерминистических консервативных принципах, опыте эксплуатации



Рис. 1. Схема проведения риск-информированной инспекции

и экспертных оценках инспектора. Возможности и преимущества вероятностного анализа безопасности используются недостаточно.

Основные преимущества использования риск-информированных подходов в инспекционной деятельности можно сформулировать следующим образом:

фокусирование инспекций на наиболее значимых с точки зрения влияния на безопасность АЭС проектных и эксплуатационных аспектах;

возможность количественной оценки влияния на безопасность АЭС выявленных инспектором недостатков (несоответствия, отступления от установленных требований);

совершенствование планирования инспекций (учет оценок риска при определении объема, периодичности, вида, темы инспекции);

использование дополнительного источника информации по системам энергоблока, включая межсистемные связи, критерии успеха систем и др.;

использование дополнительного источника информации по элементам систем энергоблока: данные по надежности, возможные отказы, последствия отказов и др.;

использование дополнительного источника информации по надежности персонала.

Подчеркнем, что риск-информированные инспекции ни в коем случае не подменяют собой традиционные инспекции, показавшие свою эффективность в течение нескольких десятков лет. Оценки риска используются в качестве дополнительной информации к детерминистическим подходам, эксплуатационному опыту и экспертным оценкам.

Принимая во внимание завершение работ эксплуатирующей организацией по разработке вероятностного анализа безопасности для «пилотных» энергоблоков АЭС (№ 1 Ровенской АЭС, № 5 Запорожской АЭС, № 1 Южно-Украинской АЭС) и энергоблоков № 2 Хмельницкой АЭС, № 4 Ровенской АЭС, а также наличие в Госатомрегулировании и ГНТЦ ЯРБ квалифицированного персонала в области анализа безопасности, на текущий момент созданы необходимые предпосылки для начала работ по внедрению риск-информированных подходов в инспекционную деятельность.

Авторами статьи выполнен анализ накопленного международного опыта по применению риск-информированных подходов в инспекционной деятельности, а также наработаны методические и технические документы, которые могут быть использованы для начала практических работ в этом направлении.

Под употребляемым в статье термином *риск-информированная инспекция* понимается инспекция, при планировании, подготовке, проведении и оценке результатов которой в дополнение к детерминистическим оценкам, опыту эксплуатации и экспертным оценкам используются значения риска.

Обобщенная схема проведения риск-информированной инспекции (на основании опыта Комиссии ядерного регулирования США [9]) представлена на рис. 1.

На схеме курсивом выделены технические документы, которые являются основой для применения риск-информированных подходов в инспекционной деятельности:

техническое пособие по результатам ВАБ;

руководство по использованию технического пособия в инспекционной деятельности;

руководство по оценке важности выявленных недостатков.

Разработаны структура и общие положения указанных технических документов. Для апробирования методологии проведения риск-информированных инспекций подготовлено техническое пособие для энергоблока № 2 Хмельницкой АЭС, которое базируется на результатах и модели вероятностного анализа безопасности (ВАБ) 1-го уровня от внутренних инициаторов на номинальном уровне мощности, согласованного с Госатомрегулированием. Выполнены дополнительные расчеты с применением кода SAPHIRE (ver. 6).

Техническое пособие по результатам ВАБ

Техническое пособие — документ, в котором на основании ВАБ представляется обобщающая информация по исходным событиям, аварийным последовательностям,

системам, оборудованию, действиям персонала и другим проектным и эксплуатационным аспектам, имеющим доминантное влияние на безопасность энергоблока. Информация излагается техническими категориями, по возможности без использования специфической для ВАБ терминологии. Для учета специфики энергоблоков техническое пособие разрабатывается по каждому энергоблоку отдельно (возможна разработка технического пособия для группы энергоблоков, если ВАБ этих энергоблоков разрабатывался путем адаптации методом А). Следует отметить, что при разработке технического пособия необходимо выполнение дополнительных расчетов по сравнению с ВАБ, например ранжирование систем по значимости, что требует изменений в расчетной модели, так как в SAPPHIRE не предусмотрена оценка значимости системы в целом.

Предполагается следующая структура технического пособия:

Введение. Приводятся цели и структура технического пособия, дата актуальности данных, общие характеристики энергоблока.

Раздел 1. Общие результаты ВАБ. Представляется следующая информация:

значение частоты повреждения активной зоны (ЧПАЗ);

перечень исходных событий аварий (ИСА) и их вклад; описание доминантных групп ИСА и отдельных ИСА; описание доминантных аварийных последовательностей.

Раздел 2. Ранжирование систем. Даётся ранжирование систем в порядке их влияния на безопасность (от наиболее к наименее значимым). Используются два показателя значимости [10]:

1. Показатель значимости по Фуссель-Весель (Fussell-Vesely):

$$FV(X) = CDF(X)/CDF = \{CDF - CDF(X = 0)\}/CDF,$$

где $CDF(X)$ — сумма всех вкладчиков в ЧПАЗ, содержащих событие X ; CDF — суммарная ЧПАЗ; $CDF(X = 0)$ — ЧПАЗ при абсолютной надежности системы (т. е. при нулевой вероятности отказа).

Данный показатель определяет относительный вклад события X в суммарную ЧПАЗ и широко используется при выполнении анализа значимости в ВАБ.

2. Показатель значимости по Бирнбауму (Birnbaum):

$$B(X) = d(CDF)/dX \rightarrow B(X) = CDF(X = 1) - CDF(X = 0),$$

где $CDF(X)$ — сумма всех вкладчиков в ЧПАЗ, содержащих событие X ; $CDF(X = 1)$ — ЧПАЗ при отказавшей системе (т. е. при вероятности отказа, равной 1); $CDF(X = 0)$ — ЧПАЗ при абсолютной надежности системы (т. е. при вероятности отказа, равной 0).

Данный показатель определяет увеличение ЧПАЗ в случае неготовности системы. Он не учитывает реального значения вероятности события, однако показывает чувствительность к изменению этой вероятности от 0 до 1. Например, низкий показатель значимости системы по Бирнбауму свидетельствует о высоком уровне функционального резервирования этой системы. Показатель значимости по Бирнбауму является производной от других показателей значимости и не используется при выполнении анализа значимости в ВАБ. Вместе с тем, зарубежный опыт свидетельствует об оправданности и применимости показателя значимости по

Бирнбауму для риск-информированных инспекций в качестве дополняющего другие показатели.

Раздел 3. Значимое оборудование. Представляется перечень наиболее значимого основного оборудования, смоделированного в ВАБ и ранжированного по влиянию отказов оборудования на безопасность. Указываются доминантные отказы оборудования, приводится информация по отказам по общей причине.

Раздел 4. Значимые действия персонала. Представляется перечень и описание наиболее значимых до- и послеаварийных действий персонала.

Приложения. Представляется описание доминантных систем:

- назначение системы;
- принципиальная схема;
- характеристики основного оборудования систем;
- режимы работы;
- информация по ремонтам, техобслуживанию, опробованию;
- критерии успеха;
- межсистемные связи;
- отказы системы.

Пример результатов расчетов для энергоблока № 2 Хмельницкой АЭС. Объем представленных в статье результатов расчетов ограничен ранжированием систем (табл. 1) и оборудования по влиянию на безопасность. Следует обратить внимание, что результаты вероятностных оценок в определенной мере расходятся с общепринятыми детерминистическими оценками: например, система САОЗ не является доминантной, а доминирующее влияние на безопасность по результатам ВАБ имеют система паросбросных устройств, система электроснабжения собственных нужд и др.*

Руководство по использованию технического пособия в инспекционной деятельности

В настоящее время разработана концепция указанного руководства. Предполагается, что в нем будут представлены детальные и пошаговые рекомендации инспектору по возможности и принципам использования технического пособия при планировании, проведении и оценке результатов инспекции.

В табл. 2 дана вспомогательная информация для определения вида и тематики плановой инспекции с учетом оценок риска, представленных в техническом пособии.

Для оценки выбора объекта инспекции используется следующая категоризация по мерам значимости [11].

Высокая значимость для безопасности — оборудование имеет следующие показатели значимости (квадранты A на рис. 2):

$RAW > 2$ и $FV(X) > 0,005$; или
 $RAW > 100$; или
 $FV(X) > 0,1$.

Средняя значимость для безопасности (квадранты B на рис. 2):

$2 < RAW < 100$ и $FV(X) < 0,005$ или
 $RAW < 2$, $FV(X) > 0,005$.

* При рассмотрении результатов расчетов необходимо учитывать, что использованная вероятностная модель не учитывает модернизации, реализованные на энергоблоке в течение последних лет.

Таблица 1. Ранжирование систем по влиянию на безопасность

Группа	Ранжирование по Фуссель-Весель	Ранжирование по Бирнбауму
1	Система паросбросных устройств II к. (ПК ПГ, БРУ-А, БЗОК) Система надежного электроснабжения	Система надежного электроснабжения Системы вентиляции и кондиционирования воздуха Система электроснабжения собственных нужд
2	Система паросбросных устройств II к. (БРУ-К)	Общеблочная система надежного электроснабжения
3	Системы вентиляции и кондиционирования воздуха Система аварийного газоудаления Система основной питательной воды	Система технологических защит 2-го контура Система аварийной питательной воды Система регуляторов 2-го контура Система основной питательной воды Система паросбросных устройств II к. (ПК ПГ, БРУ-А, БЗОК) Система аварийной защиты Система управления и электропитания СУЗ
4	Система электроснабжения собственных нужд Система автоматического управления и защиты турбины Система аварийной защиты Система управления и электропитания СУЗ Система аварийной питательной воды Система аварийного охлаждения зоны высокого давления Система продувки-подпитки первого контура Система аварийного охлаждения зоны низкого давления Система борного концентрата Общеблочная система надежного электроснабжения Система продувки парогенераторов	Система технологических защит 1-го контура Система технической воды ответственных потребителей Система регуляторов 1-го контура Система компенсации давления Система аварийного охлаждения зоны низкого давления Автоматика ступенчатого пуска РДЭС
5	Система вспомогательной питательной воды Система технической воды ответственных потребителей Система технологических защит 1-го контура Система аварийного ввода бора высокого давления Система компенсации давления Система гидроемкостей Система технической воды неответственных потребителей Система основного конденсата	Система аварийного газоудаления Система вспомогательной питательной воды Система основного конденсата Система продувки-подпитки 1-го контура АКНП Система гидроемкостей
6	Технического водоснабжения общестанционной РДЭС АКНП	Система паросбросных устройств II к. (БРУ-К) Система борного концентрата Система продувки парогенераторов Система аварийного охлаждения зоны высокого давления
7	Система циркуляционной воды Система регуляторов 1-го контура Автоматика ступенчатого пуска РДЭС	Система технической воды неответственных потребителей Система циркуляционной воды Система автоматического управления и защиты турбины Система химически обессоленной воды и аварийной подпитки деаэраторов
8	Система химически обессоленной воды и аварийной подпитки деаэраторов Система технологических защит 1-го контура Система регуляторов 2-го контура Автоматика ступенчатого пуска общестанционной РДЭС ГЦН	Система аварийного ввода бора высокого давления Система технического водоснабжения общестанционной РДЭС Автоматика ступенчатого пуска общестанционной РДЭС ГЦН

Низкая значимость для безопасности (квадранты С на рис. 2):

$$\text{RAW} < 2 \text{ и } FV(X) < 0,005.$$

Все оборудование энергоблока можно категоризировать, используя диаграмму $FV(X)$ —RAW. Отметим, что увеличение надежности оборудования со значимостью $FV(X) > 0,005$ будет существенно снижать ЧПАЗ; соответ-

ственно, снижение надежности оборудования будет снижать текущий уровень безопасности энергоблока.

Горизонтальная линия по $\text{RAW} = 2$ разделяет совокупность элементов на основании существующей глубоко-эшелонированной защиты анализируемого энергоблока и, следовательно, показывает значимость их вывода из эксплуатации. Вывод из эксплуатации (в том числе и ремонт)

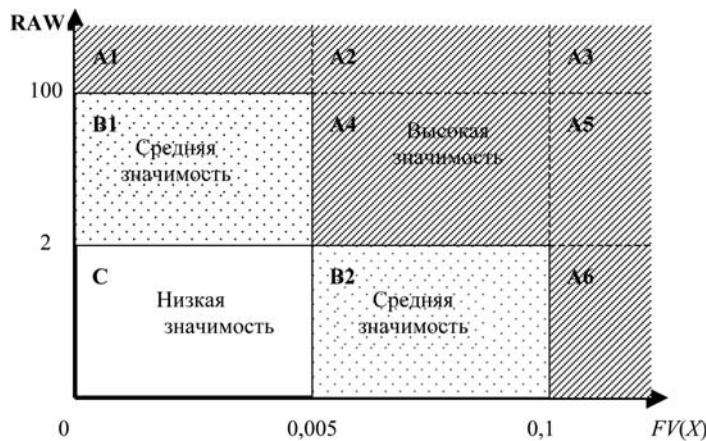


Рис. 2. Категоризация оборудования энергоблока по значимости

элементов с такой значимостью снижает показатели безопасности энергоблока.

С помощью расчетного кода SAPHIRE были оценены меры значимости $FV(X)$ и RAW для всех базовых событий, включенных в вероятностную модель. Все базовые события, представляющие системы и оборудование энергоблока (включая укрупненные суперкомпоненты и базовые события, моделирующие отказы по общей причине), были распределены по категориям по их вкладу в текущий уровень безопасности в соответствии с критериями из рис. 2; результаты категоризации представлены на рис. 3.

По результатам категоризации можно сделать вывод, что оборудование со средней и высокой значимостью составляет менее 30 % общего количества оборудования энергоблока. Соответственно, инспекционная деятельность может фокусироваться (ограничиваться) в первую очередь на таком оборудовании.

Таблица 2. Пример учета оценок риска при определении вида и тематики плановых инспекций

Параметр	Возможные виды и тематики плановой инспекции
I. Значения ЧПАЗ и ЧПАВ	
ЧПАЗ > $1 \cdot 10^{-4}$ 1/год и/или ЧПАВ > $1 \cdot 10^{-5}$ 1/год	Комплексная инспекция Инспекция оценивает безопасность энергоблока в целом с учетом обобщенных результатов и выводов ВАБ, мероприятия по повышению безопасности
$1 \cdot 10^{-5} < \text{ЧПАЗ} < 1 \cdot 10^{-4}$ 1/год и/или $1 \cdot 10^{-6} < \text{ЧПАВ} < 1 \cdot 10^{-5}$ 1/год	Целевая инспекция Инспекция фокусируется на системах, элементах, действиях персонала, которые составляют доминантные аварийные последовательности и минимальные сечения
ЧПАЗ < $1 \cdot 10^{-5}$ 1/год и/или ЧПАВ < $1 \cdot 10^{-6}$ 1/год	Оперативная инспекция Оценки риска используются в качестве дополнительной информации при проведении инспекций инспекторами на площадке АЭС
II. Ранжирование систем	
$FV(X) > 0,1$ и/или $B(X) > 1$	Целевая инспекция Инспекция фокусируется на наиболее значимых системах
Значимость меньше указанных в предыдущем пункте значений	Оперативная инспекция Оценки риска используются в качестве дополнительной информации при проведении инспекций инспекторами на площадке АЭС. Приоритет предоставляется системам с большей значимостью
III. Значимость оборудования	
Значимость повышения риска (RAW) более 2 и $FV(X) > 0,005$ или RAW > 100 или $FV(X) > 0,1$	Целевая инспекция Инспекция фокусируется на наиболее значимом оборудовании
Значимость меньше указанных в предыдущем пункте значений	Оперативная инспекция Оценки риска используются в качестве дополнительной информации при проведении инспекций инспекторами на площадке АЭС. Приоритет предоставляется оборудованию с большей значимостью
IV. Значимость действий персонала	
$FV(X) > 0,01$	Целевая инспекция Инспекция фокусируется на наиболее значимых действиях персонала
Значимость меньше указанных в предыдущем пункте значений	Оперативная инспекция Оценки риска используются в качестве дополнительной информации при проведении инспекций инспекторами на площадке АЭС. Приоритет предоставляется действиям персонала с большей значимостью

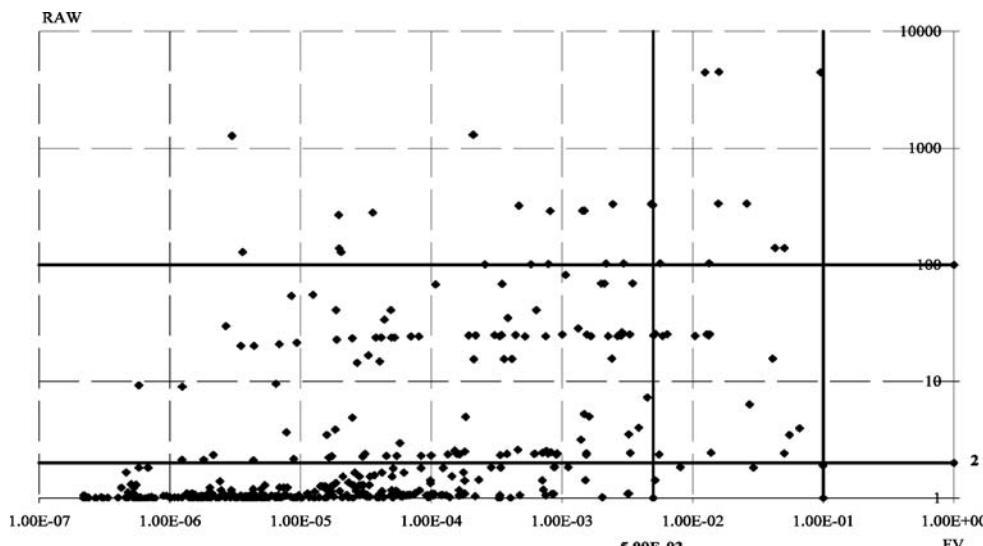


Рис. 3. Распределение по значимости оборудования энергоблока с ВВЭР-1000 с использованием диаграммы $FV(X)$ —RAW

Руководство по оценке важности выявленных недостатков

Вероятностные методы позволяют количественно оценить влияние на безопасность АЭС недостатков (несоответствий, отступлений от установленных требований), выявленных инспектором при проведении инспекции.

Предполагается предусмотреть двухуровневую систему оценки результатов инспекций:

1. **Качественная оценка.** Качественная оценка важности недостатков выполняется непосредственно инспектором, проводившим инспекцию. При этом анализируется влияние выявленных недостатков с точки зрения их возможных последствий, выполнения возложенной функции безопасности и увеличение частоты возникновения ИСА. Проведение качественной оценки не требует знания инспектором методологии ВАБ. Составляющей качественной оценки также является определение возможности оценки недостатка вероятностным методом путем анализа влияния на технические элементы ВАБ.

2. **Количественная оценка.** Количественная оценка выполняется специалистами ВАБ путем внесения изменений в вероятностную модель энергоблока и выполнения перерасчета. Методология количественной оценки важности недостатков базируется на методологии анализа нарушений в работе АЭС в случае неготовности или деградации оборудования, важного для безопасности, что не приводит к инициатору в ВАБ.

Для классификации выявленных недостатков по влиянию на безопасность планируется применение категорий в зависимости от значений ЧПАЗ и ЧПАВ, которые используются Комиссией ядерного регулирования США в рамках процесса интегрального надзора (Reactor oversight process (ROP) [12], [13].

Выводы

Внедрение риск-информированных подходов в инспекционную деятельность возможно только при условии тесного сотрудничества инспекторов Госатомрегулирования и специалистов в области ВАБ ГНТЦ ЯРБ. Разрабатываемые

методические и технические документы в обязательном порядке должны обсуждаться и приниматься коллегиально.

Применение риск-информированных подходов в инспекционной деятельности не противоречит действующему нормативно-правовому акту НП 306.2.01/1.081–2003 «Порядок здійснення державного нагляду за додержанням вимог ядерної та радіаційної безпеки при використанні ядерної енергії».

К первоочередным задачам по применению риск-информированных подходов в инспекционной деятельности необходимо отнести:

обсуждение методологии и наработанных технических документов с инспекторами Госатомрегулирования, в особенности с инспекторами на площадках атомных электростанций;

проведение пробной инспекции на одной из площадок АЭС (предположительно Хмельницкой АЭС), ознакомление инспекторов с методологией разработки ВАБ и результатами ВАБ;

доработку технического пособия и разработку руководства для инспекторов по его применению;

разработку руководства по оценке важности выявленных недостатков.

Не менее важным вопросом является наличие инструмента надлежащего качества для выполнения работ по оценке риска в поддержку инспекционной деятельности. В этом направлении необходимо:

на отраслевом уровне выполнить работу по гармонизации вероятностных анализов безопасности;

разработать ВАБ с учетом реализованных мероприятий по повышению безопасности и обновления на систематической основе (оперативный ВАБ);

дополнить ВАБ полным перечнем всех возможных исходных событий на разных уровнях мощности РУ;

разработать интегральные вероятностные модели.

В завершение отметим, что риск-информированные инспекции являются составляющей частью общей интегральной системы надзора за безопасностью АЭС, разработка которой выполняется в соответствии с решением коллегии Госатомрегулирования от 28.05.2009 № 12 «Щодо впровадження показників безпеки в регулюючу діяльність» [14].

Список литературы

1. Закон України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку».
2. Порядок здійснення державного нагляду за додержанням вимог ядерної та радіаційної безпеки при використанні ядерної енергії: НП 306.2.01/1.081–2003.
3. Васильченко В. Н. Использование риск-ориентированных подходов в регулирующей деятельности и эксплуатации АЭС Украины / В. Н. Васильченко, Г. В. Громов, А. Е. Севбо, С. Э. Шоломицкий // Ядерна та радіаційна безпека. — 2008. — № 3. — С. 7–11.
4. Gromov G., Sevbo O., Sholomitsky S. Practical application of risk informed approaches in Ukraine // Proceedings of IAEA Topical Meeting on Advanced Safety Assessment Methods For Nuclear Reactors: Daejeon, Republic of Korea, 30 October – 2 November 2007.
5. Громов Г. В. Использование вероятностных методов в деятельности по идентификации дефицитов безопасности и оценке влияния на риск при эксплуатации АЭС / Г. В. Громов, Н. Ф. Глущенко, А. Е. Севбо, С. Э. Шоломицкий, А. Н. Шумаев // Шестая междунар. науч.-практ. конф. по проблемам атомной энергетики. Безопасность, эффективность, ресурс ЯЭУ. — Севастополь: 21 – 26 сентября 2007.
6. Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety // IAEA, GS-R-1. — Vienna, 2000.
7. Regulatory Inspection of Nuclear Facilities and Enforcement by the Regulatory Body // IAEA, GS-G-1.3. — Vienna, 2002.
8. Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants // IAEA, DS394. — Vienna, 2008.
9. NRC Inspection Manual. Inspection Procedure 7111. — Washington.
10. Procedure for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1) // IAEA, No 50-P-4. — Vienna, 1992.
11. Reliability assurance programme guidebook for advanced light water reactors // IAEA, IAEA-TECDOC-1264. — Vienna, 2001.
12. NRC Reactor Oversight Process (NUREG-1649, Rev. 3). — 2000.
13. NRC Inspection Manual. Manual Chapter 0609. Significance Determination Process. — 2008.
14. Постанова засідання Колегії Держатомрегулювання від 28.05.2009 № 12 «Щодо впровадження показників безпеки в регулюючу діяльність».

Надійшла до редакції 07.04.2010.

Н. И. Власенко¹, М. Н. Коротенко¹,
С. Л. Литвиненко¹, В. В. Стовбун¹,
А. К. Костиков², В. М. Подтынных²,
И. А. Морозов³, Р. А. Морозова³,
В. В. Тришин⁴, В. Н. Шевель⁴

¹ ГП НАЭК «Энергоатом»

² Севастопольский национальный университет ядерной энергии и промышленности

³ Институт проблем материаловедения

им. И. М. Францевича НАН Украины

⁴ Институт ядерных исследований НАН Украины

Экспериментальные исследования нейтронно-защитных свойств гидридов с повышенным содержанием водорода

На плутоний-бериллиевом источнике нейтронов и на реакторе ИР-100 проведены исследования нейтронно-защитных свойств гидридов титана и циркония с повышенным содержанием водорода. Подтверждены их высокие нейтронно-защитные свойства по сравнению с материалом RX-277, который используется в контейнерах сухого хранения отработавшего ядерного топлива.

Ключевые слова: гидрид титана, цирконий, водород, облучение, нейтронно-защитные свойства, биологическая защита.

М. И. Власенко, М. М. Коротенко, С. Л. Литвиненко, В. В. Стовбун, А. К. Костиков, В. М. Підтинних, І. А. Морозов, Р. О. Морозова, В. В. Трішин, В. М. Шевель

Експериментальні дослідження нейтронно-захисних властивостей гідридів з підвищеним вмістом водню

На плутоній-берилієвому джерелі нейтронів і на реакторі ИР-100 досліджено нейтронно-захисні властивості гідридів титану та цирконію з підвищеним вмістом водню. Підтверджено їх високі нейтронно-захисні властивості порівняно з матеріалом RX-277, який використовується в контейнерах сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива.

Ключові слова: гідрид титану, цирконій, водень, опромінення, нейтронно-захисні властивості, біологічний захист.

© Н. И. Власенко и др., 2010

Данная работа направлена на подтверждение результатов аналитического сравнения нейтронно-защитных свойств материалов, используемых в атомной энергетике для биологической защиты [1], с аналогичными свойствами полученными в ИПМ НАН Украины гидридов титана и циркония с повышенным содержанием водорода. Использование в атомной энергетике водородсодержащих материалов в качестве защиты от нейтронов обусловлено большим количеством атомов водорода в 1 см³ материала (например, в парафине, воде и полиэтилене — 4,1·10²², 6,7·10²² и 7,9·10²² атомов водорода соответственно). При этом если в свободном состоянии сечение рассеяния тепловых нейтронов водорода составляет 38 барн, то в парафине — около 80 барн.

Существенным недостатком данных материалов является низкий рабочий температурный диапазон. В этом плане предпочтительнее гидриды металлов, обладающие значительным диапазоном температурной стабильности (до 600–800 °C) и содержащие (7÷10)·10²² атомов водорода в 1 см³ металла.

В Институте проблем материаловедения им. И. М. Францевича НАН Украины создана технология, позволяющая получать гидриды металлов с повышенным — до (12÷15)·10²² атомов водорода в 1 см³ металла — содержанием водорода [2] и повышенным на 150–250 °C по сравнению с гидридами, полученными по традиционной технологии, рабочим температурным диапазоном.

В работе [1], выполненной с помощью программы MCNP-4B, было показано, что полученные с помощью новой технологии гидриды титана и циркония по своим нейтронно-защитным характеристикам близки к аналогичным характеристикам карбида бора и в 2–3 раза превосходят подобные свойства серпентита, лимонита, железа и свинцовобариевого цементного камня, а также эксклюзивного материала RX-277 (производства США), который используется для защиты от нейтронов в контейнерах сухого хранения ОЯТ на Запорожской АЭС.

Для подтверждения результатов аналитической оценки проведен начальный этап экспериментальных исследований с использованием нейтронного излучения $\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ источника нейтронов, а также излучения реактора ИР-100 СНУЯЭП (г. Севастополь).

С учетом результатов аналитической оценки для дальнейших экспериментальных исследований были подготовлены образцы:

призма с размерами 110 × 110 × 50 и 110 × 110 × 25 мм из материала RX-277;

призма с размерами 110 × 110 × 10 мм, а также диск с диаметром 20 мм и высотой 10 мм из гидрида титана производства ИПМ НАН Украины;

призма с размерами 110 × 110 × 10 мм, а также диск с диаметром 20 мм и высотой 10 мм из гидрида циркония производства ИПМ НАН Украины.

Эксперименты проведены методом пропускания нейтронов через исследуемый материал (рис. 1). Коэффициент пропускания (ослабления) определялся по результатам измерения плотности потока нейтронов (мощности дозы облучения) после образца и плотности потока нейтронов (мощность дозы облучения) до образца.

При облучении образцов на $\text{Pu}(\alpha, n)\text{Be}$ источнике нейтронов измерения проведены с использованием радиометра МКС-01, при облучении образцов на горизонтальном канале реактора ИР-100 измерения проведены с помощью дозиметра-радиометра ДКС-96 и установки радиационного контроля КУРК. Аппаратура позволила оценить вклад в суммарную дозу от гамма- и нейтронной (тепловые, промежуточные, быстрые)

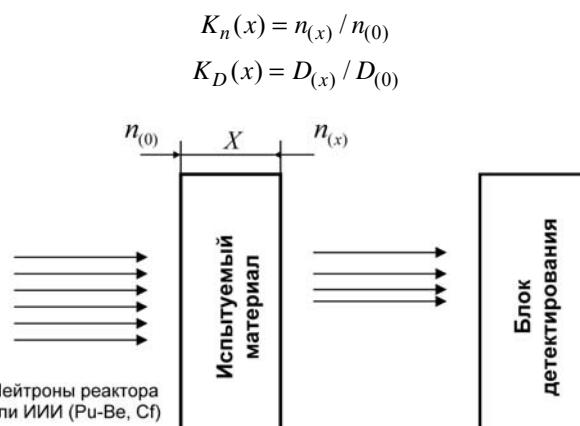


Рис. 1. Схема эксперимента методом пропускания



Рис. 2. Зависимость мощности дозы облучения от толщины образцов при облучении на Pu-Be источнике нейтронов

составляющих. Идентичность условий облучения образцов обеспечивалась с помощью коллиматора, направляющих, держателей и т. п., индивидуальных для каждого источника излучения. Погрешность измерения оценивается $\pm 10\%$.

На рис. 2 представлены результаты измерения мощности дозы облучения образцов от Pu-Be источника нейтронов. Как и для случая аналитической оценки, наибольший коэффициент ослабления получен для гидрида титана, наименьший — для материала RX-277.

Аналогичная зависимость получена для облучения образцов на горизонтальном канале реактора ИР-100 (рис. 3).

На рис. 4 показано ослабление мощности дозы облучения в зависимости от толщины образцов RX-277 и гидрида титана для гамма- и нейтронной составляющих излучения. Видно, что защитные свойства как по гамма-, так и по нейтронной составляющим штатного материала RX-277 производства США заметно уступают разработанному в ИПМ НАН Украины гидриду титана.

Нейтронно-защитные свойства разработанных ИПМ гидридов можно усилить включением в их состав ^{10}B , имеющего сечение поглощения тепловых нейтронов 3840 барн, борана $\text{B}_{16}\text{H}_{22}$ (позволяющего одновременно с включением добавок бора увеличить количество атомов водорода), а также изготовлением по новой технологии гидрида гафния и гидрида диспрозия с повышенным содержанием водорода. Перспективно изготовление бетонов, эластомеров с добавками гидридов титана, циркония, бора.

Постановочные работы в этом направлении проводятся.

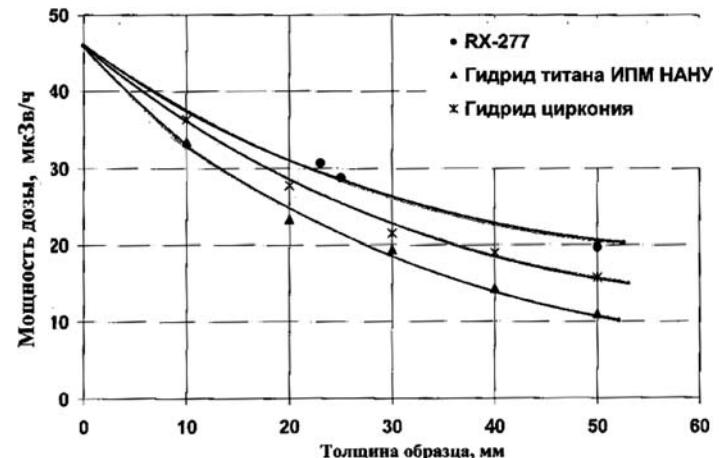


Рис. 3. Зависимость мощности дозы облучения от толщины образцов при облучении на реакторе ИР-100

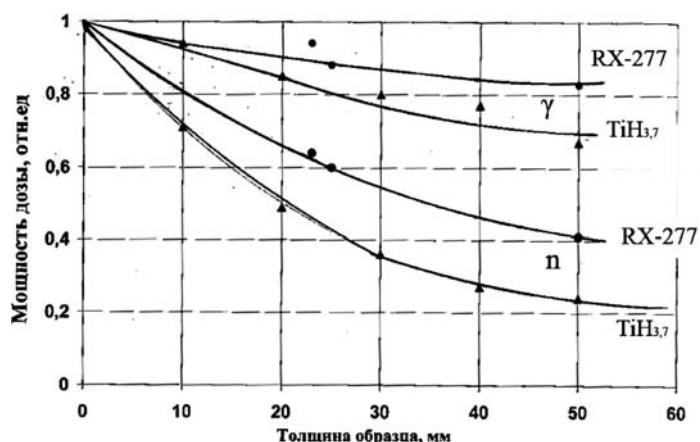


Рис. 4. Зависимость нейтронной и гамма-компонент от толщины образцов (облучение на реакторе ИР-100)

Выводы

В ИПМ им. И. М. Францевича НАН Украины создана новая технология, позволяющая производить гидриды металлов с увеличенным содержанием водорода.

Экспериментальным методом проведено сравнение нейтронно-поглощающих свойств гидридов титана и циркония с аналогичными свойствами эксклюзивного материала RX-277 (производства США), который используется в контейнерах сухого хранения ОЯТ ЗАЭС. Полученные результаты подтвердили более высокие поглощающие свойства гидридов титана и циркония.

Отмечена возможность использования разработанной технологии для получения защитных материалов (металлы, бетоны, эластомеры) с повышенными нейтронно-поглощающими свойствами.

Список литературы

1. Власенко Н. И. Нейтронно-защитные свойства гидридов титана и циркония с повышенным содержанием водорода / Н. И. Власенко, М. Н. Коротенко, С. Л. Литвиненко и др. // Ядерна та радіаційна безпека. — 2009. — № 4. — С. 33–35.

Надійшла до редакції 01.03.2010.

В. И. Скалоубов¹, В. Н. Колыханов¹,
Н. И. Власенко², Хадж Фараджаллах
Даббах А.³

¹ Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины

² ГП НАЭК «Энергоатом»

³ Одесский национальный политехнический университет

Основные принципы и требования к средствам моделирования и руководствам по управлению тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР

Дан анализ международного опыта моделирования основных процессов при тяжелых авариях для разработки руководств и симптомно-ориентированных инструкций по их управлению. Определена необходимость дополнительных требований к средствам расчетного и экспериментального моделирования при разработке и обосновании алгоритмов управления тяжелыми авариями.

Ключевые слова: тяжелая авария (ТА); расчетные средства моделирования тяжелых аварий (РСМТА); экспериментальные средства моделирования тяжелых аварий (ЭСМТА); водо-водянной энергетический реактор (ВВЭР); руководства по управлению тяжелыми авариями (РУТА); исходные события (ИС); аварийные последовательности (АП); алгоритмы управления тяжелыми авариями (АУТА).

В. I. Скалоубов, В. М. Колиханов, М. I. Власенко,
Хадж Фараджаллах Даббах А.

Основні принципи й вимоги до засобів моделювання й посібників з керування важкими аваріями на АЕС із ВВЕР

Наведено аналіз міжнародного досвіду моделювання головних процесів важких аварій для розроблення посібників і симптомно-орієнтованих інструкцій з їх керування. Визначено необхідність додаткових вимог щодо засобів розрахункового та експериментального моделювання під час розроблення й обґрунтування алгоритмів керування важкими аваріями.

Ключові слова: важка аварія (ВА); розрахункові засоби моделювання важких аварій (РЗМВА); експериментальні засоби моделювання важких аварій (ЕЗМВА); водо-водяний енергетичний реактор (ВВЕР); посібники з керування важкими аваріями (ПКВА); вихідні події (ВП); аварійні послідовності (АП); алгоритми керування важкими аваріями (АКВА).

© В. И. Скалоубов, В. Н. Колыханов, Н. И. Власенко,
Хадж Фараджаллах Даббах А., 2010

Нормативными требованиями ядерной энергетики Украины (ОПБУ-2008, ПБЯ) и рекомендациями МАГАТЭ (IAEA-TECDOC-955, IAEA-TECDOC-953) определена необходимость разработки руководств и (или) инструкций по управлению тяжелыми авариями.

Анализ известных результатов исследований и моделирования тяжелых аварий (например, [1]—[13]) позволяет обобщить основные требования к расчетным и экспериментальным средствам их моделирования на ВВЭР. Расчетные средства моделирования тяжелых аварий (коды) могут моделировать как отдельные процессы и (или) этапы развития тяжелых аварий (детерминизированные коды), так и в целом стадии развития тяжелой аварии (интегральные коды).

Основные требования к применимости расчетных средств моделирования тяжелых аварий (РСМТА) основаны на следующих основных принципах: адаптации, валидации, оптимальности нодализационных схем и альтернативности.

Принцип адаптации определяет необходимость соответствия расчетных моделей конструкционно-техническим характеристикам оборудования и систем (а также их конфигураций) технологическим процессам, условиям и режимам эксплуатации моделируемого объекта.

Целесообразность принципа адаптации РСМТА для моделирования тяжелых аварий на ВВЭР связана с тем, что большинство известных РСМТА разрабатывались непосредственно для других типов реакторных установок.

Основные требования к РСМТА в рамках принципа адаптации:

1) расчетные модели должны учитывать конструкционно-технические характеристики оборудования и систем (а также их конфигурации) моделируемого объекта;

2) расчетные модели должны учитывать технологические процессы, условия и режимы эксплуатации моделируемого объекта.

Принцип валидации определяет необходимость соответствия результатов расчетного моделирования экспериментальным данным, полученным в адекватных натурных условиях, и (или) опытным данным на натурных установках.

Целесообразность принципа валидации РСМТА определяется:

отсутствием математических моделей РСМТА (в том числе возможности их расчетной реализации), полностью адекватных реальным процессам в натурных условиях;

ограничением области применения эмпирических и полуэмпирических соотношений для моделирования отдельных процессов условиями их экспериментальной верификации.

Основные требования к РСМТА в рамках принципа валидации:

1) применение РСМТА должно быть обосновано результатами их валидации к условиям ВВЭР, предполагающей сопоставление результатов расчетного моделирования с соответствующими эмпирическими данными, полученными на экспериментальных стендах (адекватных натурным условиям) и (или) в натурных условиях на действующем оборудовании;

2) конструкционно-технические характеристики экспериментальных стендов и условия проведения экспериментов, используемых для валидации РСМТА, должны соответствовать (или быть подобными) натурным условиям развития тяжелой аварии;

3) используемые для валидации РСМТА данные, полученные в натурных условиях, должны отражать процессы и этапы, характерные для развития тяжелой аварии;

4) реализация валидации РСМТА должна быть основана на обобщенных матрицах валидации, которые содержат:

основные этапы и/или процессы, происходящие при возникновении и развитии тяжелой аварии;

экспериментальные данные и/или данные по опыту эксплуатации, соответствующие этапам и/или процессам при тяжелой аварии, в том числе область применимости этих данных;

критерии валидации;

5) критерии валидации определяют уровень соответствия результатов расчетного моделирования и эмпирических данных (полностью удовлетворительное, удовлетворительное, неудовлетворительное соответствие).

Уровни соответствия определяются комплексно по:

абсолютным и относительным значениям расхождений расчетных и эмпирических данных;

показателям погрешностей и неопределенности эмпирических данных;

значимости процессов/этапов для последствий тяжелых аварий.

Принцип оптимальности нодализационных схем определяет необходимость независимости результатов расчетного моделирования от принимаемых нодализационных схем при реализации РСМТА.

Целесообразность принципа оптимальности нодализационных схем определяется необходимостью устранения зависимости результатов моделирования от детализации нодализационных схем и «эффектов пользователя». Основное требование к РСМТА в рамках этого принципа заключается в оптимизации нодализационных схем для достижения независимости результатов расчетного моделирования от них в пределах погрешностей/неопределенностей моделируемых параметров.

Принцип альтернативности определяет необходимость проведения аналогичного расчетного моделирования другими РСМТА, удовлетворяющими принципам адаптации, валидации и оптимальности нодализационных схем.

Целесообразность принципа альтернативности объясняется тем, что по опыту моделирования, во-первых, не всегда удается достигнуть полного соответствия принципам адаптации и валидации, а во-вторых, разные РСМТА, удовлетворяющие требованиям их применимости для моделирования тяжелых аварий, могут давать разные результаты моделирования одинаковых процессов/этапов развития тяжелой аварии. В случае таких расхождений должны приниматься более консервативные результаты, т. е. наихудшие условия для последствий моделируемого процесса/этапа.

Необходимо отметить, что до настоящего времени отсутствуют общепринятые принципы и требования к сертификации средств моделирования тяжелых аварий. Согласно передовому международному опыту и рекомендациям МАГАТЭ, обычно при выборе расчетных кодов нужно учитывать:

1) установление потенциальных областей применения расчетных кодов;

2) определение характерных для каждой области применения критериев приемлемости;

3) классификация и окончательный отбор потенциальных кодов.

Экспериментальные средства моделирования тяжелых аварий (ЭСМТА) основаны на эмпирических результатах

поведения процессов при тяжелых авариях, полученных на модельных стенах/установках.

Основные требования к применимости ЭСМТА:

1) выполнение *принципа адекватности* конструкционно-технических характеристик модельных стендов/установок и условий проведения экспериментов натурным характеристикам и условиям.

Выполнение принципа адекватности обосновано при идентичности критерии подобия моделируемых процессов, учитывающих конструкционно-технические характеристики оборудования/систем и условия протекания процессов на экспериментальных стенах/установках и в натурных условиях;

2) ЭСМТА должны идентифицировать определяющие параметры протекания процессов/этапов тяжелой аварии, включая показатели погрешностей и неопределенностей.

Учитывая определенные трудности полного обеспечения всех принципов применимости РСМТА и ЭСМТА, обосновано использование на практике комбинированных расчетно-экспериментальных средств моделирования.

Основные требования к руководствам по управлению тяжелыми авариями (РУТА) заключаются в обоснованном идентифицировании:

1) ИС/групп исходных событий (ИС) и критериев (условий) возникновения тяжелых аварий;

2) характерных признаков изменения технологических параметров и значений параметров, контролируемых системами измерений/диагностики, при возникновении ИС/группы ИС тяжелых аварий (первичные симптомы);

3) АП ИС/групп ИС и характерных этапов (фаз) и процессов их развития, определяющих последствия тяжелых аварий;

4) характерных признаков изменения технологических параметров и значений параметров, контролируемых системами измерений/диагностики, этапов и определяющих процессов развития тяжелых аварий (вторичные симптомы);

5) набора и последовательности реализации необходимых функций безопасности для ликвидации или ограничения последствий аварийных последовательностей (АП) тяжелых аварий, обеспечиваемых критическими конфигурациями систем;

6) алгоритмов управления АП тяжелых аварий для ликвидации или ограничения их последствий;

7) организационно-технических мероприятий по повышению эффективности управления тяжелыми авариями.

Целесообразность такой идентификации связана со следующими положениями:

1. ИС тяжелых аварий являются промежуточными событиями запроектных аварий, вызванных внутренними и внешними событиями при нарушениях нормальных и безопасных условий эксплуатации, которые при определенных условиях развития и отказе критических функций безопасности могут привести к повреждению топлива. Следовательно, этапы тяжелых аварий определяются «предысторией» возникновения и развития ИС запроектных аварий.

Идентификация и группирование ИС тяжелых аварий определяются:

начальными условиями развития возможных АП запроектных аварий, приводящих к повреждению активной зоны;

характеристиками поврежденной зоны (критерии по объему и конфигурации повреждения активной зоны).

Первичные симптомы должны отражать факт повреждения активной зоны в процессе развития запроектной

аварии и удовлетворять принципам адекватности и минимальной достаточности, согласно которым набор и последовательность реализации симптомов в целом должны быть адекватными только для идентифицируемого ИС, а также минимально достаточными для упрощения и, соответственно, более надежной идентификации ИС тяжелой аварии.

2. Каждому ИС/группе ИС тяжелой аварии соответствует в общем случае целый спектр возможных АП, который определяется:

отказами отдельных систем/оборудования, влияющими на развитие и последствия тяжелой аварии;
действиями персонала;

дополнительными нарушениями пределов нормальной и безопасной эксплуатации и процессами, сопровождающими развитие тяжелой аварии (горение, взрывы и т. п.).

Критериями успеха АП при тяжелых авариях являются: целостность физических барьеров безопасности (корпуса, контейнера);

устойчивое подкритичное состояние топлива (кориума);

отсутствие сверхнормативных выбросов и сбросов в окружающую среду.

В общем случае каждая АП тяжелой аварии состоит из трех укрупненных стадий:

процессов в реакторе и 1-м контуре;

процессов в контейнере;

процессов в окружающей среде.

На каждой стадии могут реализоваться различные взаимосвязанные физико-химические, гидрогазодинамические, теплофизические, механические и другие процессы.

Таким образом, РУТА должны определять весь значимый для условий безопасности спектр возможных АП, учитывающих:

ИС тяжелой аварии;

возможные отказы систем/оборудования и ошибочные действия персонала;

критерии успеха АП.

Вторичные симптомы необходимы для идентификации АП при протекании тяжелой аварии из всего возможного спектра АП при идентифицированном ИС. Вторичные симптомы, как и первичные, должны удовлетворять принципам адекватности и минимальной достаточности для обеспечения надежного и эффективного управления тяжелой аварией.

Алгоритмы управления тяжелой аварией являются основной целью РУТА, определяя конкретные действия персонала и их последовательность для идентифицированных ИС (по первичным симптомам) и АП (по вторичным симптомам).

Основные требования к алгоритмам управления тяжелыми авариями (АУТА):

1) АУТА должны учитывать «предысторию» возникновения ИС тяжелой аварии, т. е. фактическое состояние систем и оборудования, приведшее в процессе запроектной аварии с внутренними или внешними ИСА к повреждению активной зоны;

2) АУТА должны быть определены для всех возможных АП при идентифицированных ИС тяжелых аварий;

3) АУТА должны определять набор и последовательность действий персонала по:

контролю за состоянием реактора и автоматическим срабатыванием систем;

оперативному вмешательству в процесс развития тяжелой аварии;

дублированию и восстановлению возможных отказов (повреждений) критических конфигураций систем и их элементов по обеспечению необходимых функций безопасности.

РУТА должны разрабатываться на основе результатов моделирования тяжелых аварий расчетными и/или экспериментальными методами, соответствующими установленным к ним требованиям. В результате моделирования тяжелых аварий должны быть определены:

перечень ИС/групп ИС (в том числе и максимально консервативных — полное разрушение активной зоны);

первичные и вторичные симптомы возникновения и развития тяжелых аварий;

АП и основные процессы при развитии тяжелой аварии, влияющие на последствия для безопасности и конечные состояния;

критические конфигурации систем, обеспечивающих выполнение необходимых функций безопасности, а также дефициты безопасности для всех возможных АП;

критерии успеха АП тяжелых аварий.

Представленные основные принципы и требования к моделированию и управлению тяжелыми авариями соответствуют или могут быть дополнены базовыми принципами МАГАТЭ по разработке и обоснованию РУТА, к которым относятся [14]:

принцип превентивных и смягчающих мер по управлению тяжелой аварией;

принцип фазового развития тяжелых аварий;

принцип специфики проекта;

принцип разработки стратегии управления тяжелой аварией;

принцип диагностики состояний в процессе тяжелых аварий и др.

Дополнительно к базовым принципам на основе опыта разработки РУТА для АЭС России можно указать следующие требования:

1. РУТА должно быть полностью симптомно-ориентированным.

2. Все возможные угрозы для целостности барьеров на пути выхода продуктов деления должны быть рассмотрены в РУТА независимо от вероятности их возникновения.

3. Все возможные угрозы для целостности барьеров должны учитываться даже в том случае, если успех какой-либо стратегии управления аварий устраняет конкретную угрозу.

4. Не требуется гарантить, что стратегия управления аварий окажется успешной — ее использование должно основываться на уверенности, что положительные последствия перевесят любые негативные эффекты.

5. Различные стратегии, применяемые для устранения какой-либо конкретной угрозы, должны быть приоритизированы на основе сравнения их эффективности и последствий. Приоритизация угроз целостности барьеров на пути выхода продуктов деления должна являться основой структуры РУТА.

6. РУТА, разработанные на основе базовых принципов и основных положений, должны внедряться на АЭС независимо от любых модификаций систем и оборудования в целях управления тяжелыми авариями. Учет таких модификаций АЭС в РУТА должен быть планомерным процессом с обоснованной периодичностью. К моменту начала работ над аварийными сценариями должен быть выбран и обоснован перечень доминантных аварийных сценариев, подлежащих исследованию.

Известные и предложенные в данной работе положения могут быть основой для разработки отраслевых требований и положений к руководствам по управлению тяжелыми авариями на АЭС Украины с ВВЭР.

Список литературы

1. Nuclear Europe Worldscan. — 1999. — № 1–2.
2. Звонарев Ю. А. Разработка верификационной базы данных для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР при тяжелых авариях / Ю. А. Звонарев, М. А. Будаев, Н. П. Киселев // РНЦ «Курчатовский институт». Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск: ФГУП ОКБ «ГП», 2008.
3. Papin J. French Studies on High Burnup Fuel Transient Behavior under RIA Conditions / J. Papin, M. Balourdet, F. Lemoine, F. Lamare, J. Frizonett and F. Shmitz // Nuclear Safety. — 1996. — Vol. 37, No. 4.
4. Звонарев Ю. Валидация компьютерного кода ASTEC и применение для анализа безопасности АЭС с ВВЭР / Ю. Звонарев, М. Будаев, В. Кобзарь, А. Волчек // Code application and PSA methodologies. Paper No 1 The first European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2005) Aix-en-Provence, France, 14–16 November 2005.
5. Кабанов Л. П. Техническое обоснование управления тяжелыми авариями на АЭС с ВВЭР-1000 / Л. П. Кабанов, Н. А. Козлова, А. И. Суслов. — МЦЯБ — НТЦ ЯРБ РФ — РНЦ «Курчатовский институт», 2006.
6. Vayssier G. et al. Severe Accident Management Implementation and Expertise, AMM-SAMIME(00)-P009. European Commission, 2000.
7. Pilch M. M. et al. Resolution of the Direct Containment Heating for all Westinghouse Plants with Large Dry or Subatmospheric Containments. NUREG/CR-6338, 1996
8. Драт Т. Анализ аварии на АЭС ТМ 1–2 с помощью кода ATHLET-CD / Т. Драт, И. Д. Кляинхитас, М. К. Кох // Атомная техника за рубежом. — 2007. — № 4. — С. 27–34.
9. Семишин В. П. Тепломеханическое поведение корпуса ВВЭР в тяжелой аварии / В. П. Семишин, В. В. Пажетнов, Е. А. Фризен, В. Д. Локтионов // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск: ФГУП ОКБ «ГП», 2008.
10. Обеспечение локализующих функций защитной оболочки НВ АЭС-2 при ЗПА с течами из реакторной установки // ФГУП «Атомэнергопроект» — ИПБЯЭ РНЦ «Курчатовский институт». Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск: ФГУП ОКБ «ГП», 2008.
11. EUROPEAN UTILITY REQUIREMENTS FOR LWR NUCLEAR POWER PLANTS. — 2001. — Rev. C, Vol. 2.
12. Звонарев Ю. Валидация компьютерного кода ASTEC и применение для анализа безопасности АЭС с ВВЭР / Ю. Звонарев, М. Будаев, В. Кобзарь, А. Волчек // Code application and PSA methodologies. Paper No 1 The first European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2005) Aix-en-Provence, France, 14–16 November 2005.
13. Носатов В. Анализ тяжелых аварий реакторов ВВЭР с использованием кода MELCOR-1.8.5 // В. Носатов, В. Стрижов. — М.: ИБРАЭ РАН, 2009.
14. Implementation of accident management programmes in nuclear power plants —Vienna: IAEA, 2004.

Надійшла до редакції 09.03.2010.

Верификация и валидация программируемых управляющих систем атомных станций

Рассматриваются вопросы, связанные с подтверждением технологии разработки программируемых управляющих систем (верификация ПУС) и их соответствие требованиям технического задания на систему при передаче в промышленную эксплуатацию (валидация ПУС) на АС. Отмечены преимущества и недостатки ПУС, роль нормативных документов в разработке управляющих систем, важных для безопасности, и ограничения применения ПУС для реализации функций, важных для безопасности АС.

Ключевые слова: атомная станция, безопасность, управляющие системы, функции, верификация, валидация.

А. С. Алпееев

Верифікація та валідація програмованих керуючих систем АЕС

Розглядаються питання, пов'язані з підтвердженням технології розробки програмованих керуючих систем (верифікація ПКС) та їх відповідності вимогам технічного завдання на систему в процесі передавання в промислову експлуатацію (валидацией ПКС) на АС. Зазначено переваги й недоліки ПКС, роль нормативних документів у розроблянні керуючих систем, важливих для безпеки, та обмеження застосування ПКС для реалізації функцій, важливих для безпеки АС

Ключові слова: атомна станція, безпека, керуючі системи, функції, верифікація, валідація.

© А. С. Алпееев, 2010

Важность программируемых управляющих систем (ПУС), создаваемых на основе компьютерной техники, для безопасности атомных станций (АС) в настоящее время возрастает, поскольку быстро увеличивается их применение на вновь создаваемых и действующих энергоблоках атомных станций. Они уже используются в системах, связанных с безопасностью, выполняя функции управления и информационные функции, важные для безопасности, а также функции, критические для безопасности, в том числе функции аварийной защиты.

Возрастающее применение ПУС определяется рядом преимуществ, которыми они обладают. В частности, это связано с тем, что в этих системах обеспечиваются:

- улучшенный контроль параметров АС, в том числе параметров, важных для безопасности;
- улучшенный интерфейс оператор — объект;
- оперативные испытания;
- самоконтроль средств автоматизации и функциональных групп;
- улучшенная диагностика;
- повышенная точность измерения;
- повышенная устойчивость;
- уменьшение потребности в кабельных соединениях благодаря применению мультиплексных структур (общих информационных шин);
- облегчение модификации управляющих систем под развивающиеся задачи эксплуатации.

Указанные преимущества ПУС не исключают наличия недостатков таких систем. Недостатки обусловлены сложностью процесса разработки и создания программного обеспечения, в результате чего существует большая вероятность формирования ошибок, выявление которых представляет собой достаточно сложную задачу. К недостаткам относится и трудность демонстрации характеристики безопасности; кроме того, реализация программного обеспечения, как правило, представляет собой дискретные логические модели реального мира, что имеет два типа последствий: 1) программное обеспечение более чувствительно (т. е. менее терпимо) к «маленьким» ошибкам; 2) методы интерполяции и экстраполяции полностью непригодны, поскольку приводят к недостоверным результатам.

Одним из факторов, влияющим на применение ПУС, важных для безопасности АС, является наличие нормативно-технических документов, регламентирующих условия и ограничения применимости ПУС. Следует отметить, что специфике применения ПУС на атомных станциях в отечественных нормативных документах не уделяется должного внимания, хотя практика применения таких систем уже существует несколько лет. Эта практика базируется на требованиях международных нормативных документов. К основным из них, содержащим требования к цифровым управляющим системам, относятся:

МАГАТЭ NS-G-1.1. Программное обеспечение управляющих систем, важных для безопасности, выполненных на основе компьютерной техники;

МЭК 61513. Атомные электрические станции. Управляющие системы, важные для безопасности. Общие требования;

МЭК 60880. Программное обеспечение компьютеров в системах безопасности атомных станций;

МЭК 60880-1. Программное обеспечение компьютеров в системах безопасности атомных станций. Ч. 1: Общие характеристики;

МЭК 60880–2. Программное обеспечение компьютеров в системах безопасности атомных станций. Ч. 2: Программные аспекты защиты от отказов по общей причине, использование новых программных средств и ранее разработанного программного обеспечения;

МЭК 60987. АЭС. Управляющие системы. Программируемые цифровые компьютеры, используемые в управляющих системах, важных для безопасности атомных станций.

Остановимся на пп. 1.6 и 2.9, документа [1], которые дают основания для очень важных выводов. В [1, п. 1.6] сказано:

«Так как в настоящее время безотказность компьютерной системы не может быть предсказана на единой основе или обоснована в процессе проектирования, то трудно определить и согласиться с систематически появляющимися послаблениями в руководствах по применению программного обеспечения систем, связанных с безопасностью».

В п. 2.9 этого же документа говорится:

«Количественная оценка безотказности цифровых программируемых систем из-за ряда недостатков более трудна, чем для непрограммируемых систем. Это может вызывать определенные трудности в демонстрации ожидаемой безопасности системы, выполненной на основе компьютерной техники. В настоящее время требования высокой программной безотказности не доказуемы. Следовательно, проекты, базирующиеся на единственной системе, выполненной на основе компьютерной техники и достигающей вероятности отказа на требование более низкой, чем 10^{-4} для программного обеспечения, должны реализовываться с предосторожностью».

Два этих положения содержат следующие базовые аргументы:

безотказность компьютерной системы не может быть предсказана или обоснована в процессе проектирования;

в настоящее время требования высокой программной безотказности не доказуемы.

Таким образом, применение только ПУС для выполнения функций, важных для безопасности АС, представляется невозможным из-за отсутствия доказательств требуемой безотказности их выполнения.

Хотя возможностям применения ПУС на АС посвящены все положения указанных нормативных документов, эти базовые аргументы остаются в силе и решение об использовании ПУС в УСВБ остается в компетенции разработчика, пользователя и регулирующего органа.

Наиболее перспективно применение ПУС и непрограммируемых управляющих систем (НПУС) в качестве дублирующих подсистем при реализации функций безопасности, что хорошо вписывается в концепцию обязательности реализации структуры системы с защитой от отказов по общей причине. При этом для управления энергоблоком в режимах нормальной эксплуатации можно пользоваться услугами ПУС, а в случае отказа ПУС и в аварийных ситуациях возможно управление от НПУС.

Этот вопрос тесно связан с проблемой выбора технологии разработки УСВБ.

Современные условия создания и модернизации управляющих систем АС характеризуются:

различными технологиями разработки управляющих систем;

развитыми структурами национальных и международных нормативных документов;

широким рынком средств автоматизации;

большим опытом разработки, испытаний, эксплуатации и модернизации.

В отечественной практике хорошо известны две технологии разработки управляющих систем АС, которые закреплены нормативными документами: «Единой системой стандартов автоматизированных управляющих систем» (совокупность ГОСТов 24---, годы выпуска 1980–1985), а также «Комплексом стандартов и руководящих документов на автоматизированные системы» (ГОСТы 34--- под наименованием «Информационная технология», годы выпуска 1989–1990).

Технология разработки управляющих систем, как правило, содержит перечень этапов разработки и требования к каждому этапу разработки. Таким образом, результат каждого этапа разработки должен соответствовать требованиям, предъявляемым к этому этапу.

Внедрение в последние годы для управляющих систем процедур верификации и валидации наиболее остро ставит проблему, связанную с необходимостью применения достаточно обоснованной технологии их создания. Разработчик управляющих систем, частей АСУТП и АСУТП в целом должен уже при формировании тендерных предложений декларировать применяемую технологию разработки или модернизации.

Верификация управляющей системы, важной для безопасности (УСВБ), представляет собой решение задачи определения соответствия процесса разработки УСВБ предварительно заявленной разработчиком технологии разработки, представляющей собой совокупность требований к этапам создания УСВБ от формирования тендерных предложений до разработки проекта и внедрения созданной на его основе УСВБ в эксплуатацию.

Результатом верификации УСВБ является выпуск отчета, содержащего результаты, подтверждающие соответствие УСВБ каждому требованию по каждому этапу ее разработки. Иными словами, верификация УСВБ представляет собой совокупность результатов валидации каждого этапа разработки УСВБ.

Валидация УСВБ представляет собой решение задачи, связанной с подтверждением соответствия характеристик УСВБ требованиям технического задания, реализуемого проведением испытаний, расчетами или опытом применения аналогичных систем.

Результатом валидации управляющей системы является отчет, содержащий перечень требования к управляющей системе и перечень протоколов испытаний или результатов расчетов, которые подтверждают соответствие предъявленным требованиям.

В отечественной практике для валидации принято проведение испытаний управляющей системы: 1) на заводе-изготовителе (заводские испытания); 2) при поставке на объект (приемочные испытания); 3) испытания управляющей системы, интегрированной с технологическим оборудованием АС и смежными системами (испытания на объекте).

Отчеты по валидации управляющих систем, как правило, формируются согласно результатам указанных испытаний. При этом валидация управляющей системы считается выполненной, если выполнена валидация всех функциональных групп [2] этой системы.

Для обеспечения и демонстрации соответствия управляющих систем (например, управляющих систем безопасности) принципу отказа по общей причине требуется некоторое разнообразие либо средств автоматизации, либо

применяемых методов реализации функций, либо и то и другое вместе [3].

Применение программируемых средств автоматизации возможно только при условии введения некоторых ограничений. При этом возможно использование различных методов, снижающих, как показывает практика, вероятность их отказа.

Метод «жесткого программирования» приводит, практически, к соответствию программируемых средств автоматизации непрограммируемым средствам автоматизации, для которых справедливы методы статистической оценки отказов, сводя на нет многие преимущества программируемых средств автоматизации.

Метод «мягкого программирования» накладывает ряд условий для его применения:

отсутствие прерываний;

использование в дублирующих каналах разных операционных систем;

использование «вырожденных» операционных систем, т. е. операционных систем, необходимых только для решения одной задачи;

применение в дублирующих каналах непрограммируемых средств автоматизации.

Эти методы рекомендуются для применения при разработке ПУС.

Что касается соответствия УСВБ критерию разнообразия, нужно отметить, что в проекте управляющей системы следует рассматривать такие общие причины возникновения отказа функциональных групп УСВБ, как:

наличие единственного изготовителя средств автоматизации;

идентичность дублирующих каналов, выполняющих одну функцию;

применение одинаковых операционных систем в дублирующих каналах (в случае применения программируемых средств автоматизации);

ошибка оператора;

электромагнитное воздействие;

сейсмическое воздействие;

пожар;

наводнение и т. д.

Для каждой из общих причин отказа в проекте УСВБ следует выполнять анализ последствий, которые могут быть вызваны возникновением такой причины, и предусматривать меры по их предотвращению или уменьшению ущерба от них.

Выводы

По представленным в статье соображениям можно предложить следующие выводы:

управляющие системы безопасности атомных станций следует выполнять, как минимум, из двух независимых подсистем на основе программируемых и непрограммируемых средств автоматизации, что позволит совместить достоинства программируемых систем для реализации функций безопасности атомной станции и позволит успешно демонстрировать показатели безотказности этих систем регулирующим органам;

необходима гармонизация нормативных документов, регламентирующих аспекты верификации и валидации управляющих систем, которые в настоящее время допускают довольно разные трактовки.

Список литературы

1. МАГАТЭ NS-G-1. Программное обеспечение управляющих систем, важных для безопасности, выполненных на основе компьютерной техники. — 2000.
2. НП-026-04. Требования к управляющим системам, важным для безопасности атомных станций. — М.:НТЦ ЯРБ, 2004.
3. НП-082-07. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. — М.: НТЦ ЯРБ, 1997.

Надійшла до редакції 08.06.2010.

Регулирование ядерной и радиационной безопасности как задача системного анализа

Регулирование ядерной и радиационной безопасности АЭС рассматривается как задача системного анализа. Приведены основные понятия системного анализа применительно к регулированию безопасности, структурные схемы систем регулирования безопасности, классификация этих систем. Описаны некоторые законы управления в системе регулирования безопасности.

Ключевые слова: безопасность, регулирование, системный анализ, структурная схема.

М. О. Ястребенецкий

Регулювання ядерної та радіаційної безпеки як задача системного аналізу

Регулювання ядерної та радіаційної безпеки АЕС розглядається як задача системного аналізу. Наведено основні поняття системного аналізу, структурні схеми систем регулювання безпеки, класифікацію цих схем. Описані деякі закони керування в системах регулювання безпеки.

Ключові слова: безпека, регулювання, системний аналіз, структурна схема.

Развитие любого научного направления имеет две основные тенденции, и регулирование ядерной и радиационной безопасности (далее — ЯРБ) не является исключением. Первая тенденция — детализация знаний о том или ином объекте исследования (в нашем случае — о регулировании ЯРБ: уточнение расчетных кодов, накопление информации о разнообразных исходных событиях и нарушениях безопасности и т. п.). Вторая тенденция — рассмотрение объекта исследования как частного случая более общего класса объектов с привлечением некоторых междисциплинарных методологий и идей. В нашем случае такой методологией может быть системный анализ.

Настоящая работа развивает некоторые представления о связи понятий «регулирование безопасности» и «автоматическое регулирование», изложенные в [1].

Основными принципами системности являются:

разбиение системы на совокупность составляющих ее элементов, каждый из которых при некоторых условиях может рассматриваться как система, а любая рассматриваемая система может быть элементом системы более высокого порядка;

наличие взаимосвязей (механических, информационных и др.) между элементами, причем связи между элементами внутри системы сильней, чем связи с элементами вне системы;

наличие свойств, характерных только для систем в целом (свойства всей системы не являются совокупностью свойств элементов);

предназначение системы для выполнения определенной цели.

Системность издавна в той или иной степени была методом различных наук. Современная теория систем сформировалась под влиянием работ А. А. Богданова (теория организации — тектология) [2], Н. Винера («кибернетика как наука об управлении и связи в машине, животном и обществе») [3], Л. Фон Берталанфи (общие математические закономерности сложных биологических, общественных и иных систем) [4].

Определения понятия «системный анализ», приведенные в книге одного из крупнейших советских специалистов в области применения компьютеров для решения разнообразных сложных задач акад. Н. Н. Моисеева [5] и учебнике для университетов России, написанном деканом факультета кибернетики Обнинского института атомной энергетики проф. А. В. Антоновым [6], одинаковы: «Системный анализ — это дисциплина, занимающаяся проблемами принятия решений в условиях, когда выбор альтернатив требует анализа сложной информации различной физической природы».

Из учебника для университетов Украины, написанного ректором Национального технического университета Украины «Киевский политехнический институт» (НТУУ КПИ) акад. НАНУ М. З. Згуровским и проф. Н. Д. Панкратовой следует такое определение: «Сьогодні можна говорити лише про формування систем аналізу як наукової методології, або сукупності методів вивчення структури, логічної організації, властивостей і характеристик поведінки та розвитку складних систем» [7].

Системный анализ автором данной статьи трактуется как совокупность понятий, процедур, методов, способов и средств для изучения и последующего решения сложных задач различной физической природы и характера.

Развитие системного анализа во многом связано с возможностями применения компьютеров для решения задач анализа и синтеза систем. В настоящее время системный анализ все шире используется для рассмотрения систем любой природы — технических, биологических, общественных и др.

Главным достоинством системного анализа является то, что он исходит из качественного анализа целостных объектов и явлений и раскрытия механизмов интеграции их частей в целое. Цель системного анализа — исследование связей и отношений с тем, чтобы изучаемые объекты стали более управляемыми, изучаемыми.

В системном анализе существуют два подхода:

формальный, использующий математический аппарат разного уровня строгости — от простых соотношений до методов исследования операций, методов теории возмущений оптимизации и др. (см., например, [5]);

понятийно-содержательный, использующий основные понятия, идеи, концепции, подходы, «полуформальное» введение в суть идей и понятий.

Именно второй подход принят в настоящей статье.

Отметим, что в Украине проводится подготовка специалистов по системному анализу. В частности, в составе НТУ КПИ имеется учебно-научный комплекс «Институт прикладного системного анализа», в который входит кафедра математических методов системного анализа. В Национальном техническом университете «Харьковский политехнический институт» имеется кафедра «Системный анализ и управление».

В то же время системный анализ как наука находится в стадии развития: «На жаль, усе що відсутнє загально-прийняте розуміння багатьох ключових понять проблематики і методології системного аналізу, зокрема понять, що відображають специфіку та інструментарій системного аналізу, особливості і властивості об'єктів системних досліджень, умови формалізації і розв'язання системних задач» [7].

К основным процедурам системного анализа можно отнести:

формулирование целей системы;

изучение элементов системы, составление структуры системы с анализом взаимосвязи между ее элементами;

рассмотрение алгоритмов достижения цели;

построение моделей системы и верификацию этих моделей.

Основные понятия системного анализа применительно к регулированию ЯРБ

Процесс управления и система управления. Системный анализ позволяет рассматривать деятельность по управлению с двух сторон:

как процесс управления, для которого важен ответ на вопрос, что, когда и в каком порядке делать для достижения цели управления;

как систему управления, для которой важен ответ на вопрос, кому, где и чем делать для достижения цели управления.

Процесс управления отражает алгоритм деятельности, а система управления — организационную и инструментальную (включая людей) стороны управления. Оба эти понятия взаимосвязаны, поскольку процесс управления не может быть реализован вне системы. На практике име-

ет место единое и неразрывное явление — деятельность по управлению.

Регулирование ЯРБ является процессом управления. Определения термина «регулирование безопасности» нет в Законе Украины [8]. В документе МАГАТЭ [9], посвященном деятельности регулирующего органа, также нет определения термина «regulatory process», хотя это понятие является базовым. Однако из определения термина «regulatory body» следует, что регулирование безопасности осуществляется органом, назначенным правительством государства и имеющим официальные полномочия. Кроме того, там же отмечены функции регулирующего органа, которые и составляют содержание процесса регулирования и по сути аналогичны составу регулирования в Законе Украины [8] (нормирование, лицензирование, надзор).

Ниже будет рассмотрена система регулирования безопасности как система управления.

Двойственность определения понятия «система управления». В терминологии [10] система управления определена как система, состоящая из управляющего объекта и объекта управления. На практике такую замкнутую управляющую систему зачастую называют системой управления. Примером является широко распространенное в промышленности, включая атомную энергетику, понятие «автоматизированная система управления технологическим процессом». В зарубежной практике под «control system» понимается именно система, осуществляющая управление некоторым объектом (см. например, [11]), под «instrumentation and control system» в атомной энергетике понимается система, реализующая функции управления и мониторинга технологического процесса [12].

Для определения понятия «система регулирования ЯРБ» примем подход, соответствующий [10]: под системой регулирования ЯРБ будем понимать замкнутую систему, включающую в себя и объект управления (объект регулирования ЯРБ), и управляющий объект — систему, выполняющую регулирование безопасности.

Управляемые объекты при регулировании ЯРБ. Действующая в настоящее время система стандартов МАГАТЭ по безопасности [13] определяет следующие виды объектов регулирования безопасности: ядерные установки; источники радиации; радиоактивные отходы; транспортировка радиоактивных материалов.

В Украине (см., например, [14]) объекты регулирования разделены следующим образом: действующие энергоблоки АЭС и исследовательские реакторы; энергоблоки на этапе снятия с эксплуатации; хранилища отработанного ядерного топлива, радиоактивных отходов и деятельность предприятий по обращению с радиоактивными отходами; предприятия ураноперерабатывающей промышленности; источники ионизирующего излучения и радиационных технологий; перевозка радиоактивных материалов.

Далее ограничимся рассмотрением только одного класса управляемых объектов — действующими АЭС. Все остальные перечисленные объекты приведены только затем, чтобы отметить, что системный анализ может быть использован и для них.

При регулировании ЯРБ применительно к АЭС объектами управления могут быть: один энергоблок; группа однотипных энергоблоков одной АЭС; одна АЭС; все однотипные энергоблоки всех АЭС; все АЭС безотносительно к типам энергоблоков.

Задачи регулирования различных указанных выше объектов тесно взаимосвязаны.

Управляющая система. В системе регулирования ЯРБ управляющей системой является регулирующий орган. Здесь ограничимся одним регулирующим органом (Государственным комитетом ядерного регулирования Украины).

Декомпозиция управляющей системы на элементы также определяется решаемыми задачами. Наиболее очевидна декомпозиция на функциональные подсистемы (элементы), осуществляющие нормирование, лицензирование, надзор. В управляющей системе могут быть выделены элементы, реализующие управление АЭС в случае аварийных ситуаций (информационно-кризисный центр).

Внешняя среда системы регулирования ЯРБ. Конвенция о ядерной безопасности [15] требует независимости регулирующего органа от организаций, связанных с производством или использованием ядерной энергии. Документ МАГАТЭ [9] рассматривает следующие аспекты независимости регулирующего органа: политические; законодательные; финансовые; аспекты компетенции; аспекты информации для общественности; международные. Однако независимость отнюдь не является синонимом отсутствия взаимосвязи. Системный анализ любой системы предусматривает выделение компонентов ее внешней среды, влияющих на функционирование этой системы.

Внешней средой замкнутой системы регулирования ЯРБ являются: источники внешних природных воздействий на АЭС (землетрясения, удары молний, затопления и т. п.); потребители электроэнергии и электрические сети, связывающие потребителей с АЭС; организации — поставщики услуг (наладка, монтаж, ремонт и пр.) и оборудования на АЭС; вышестоящие по отношению к АЭС организации (энергокомпания НАЭК «Энергоатом», Минтопэнерго); вышестоящие по отношению к регулирующему органу организации (Кабинет Министров и др.).

Вектор состояния управляемого объекта. Информация о безопасности АЭС, которая поступает в регулирующий орган, составляет вектор состояния управляемого объекта.

В последние годы в ряде стран активно разрабатывается комплексный набор показателей (индикаторов) эксплуатационной безопасности (performance indicators). Обзор подходов к разработке показателей безопасности в США, Канаде, Финляндии, Испании и рекомендации международных организаций — МАГАТЭ, ЕОCD/NEA — приведен в [16].

При рассмотрении системы регулирования безопасности как системы управления существенна периодичность поступления информации. По этому принципу входящую информацию можно классифицировать как:

поступающую в регулирующий орган практически сразу же после возникновения того или иного события (например, предварительное уведомление о нарушении безопасности);

поступающую в регулирующий орган через некоторый интервал времени после возникновения события (например, отчет о расследовании нарушений, поступающий не более чем через 15 суток с момента нарушения);

периодически поступающую (ежеквартально, по полугодиям, ежегодно).

Примером периодически поступающей информации могут служить ежегодные отчеты АЭС по оценке текущего уровня эксплуатационной безопасности, содержащие сведения о нарушениях характеристик технологического оборудования, негерметичности ТВС, разгерметизации оборудования и трубопроводов 1-го контура, неготовности

систем безопасности, несанкционированной работе систем безопасности, срабатываниях АЗ, показателях состояния оборудования, выработке ресурса по времени и по циклам и др.

Вектор управления. Вектор управления включает в себя управляющие воздействия. Ими могут быть: выдача лицензий и временных разрешений на эксплуатацию действующих энергоблоков; выпуск утвержденных заключений государственной экспертизы, согласованных (утверженных) технических решений АЭС и других документов; издание приказов, распоряжений, предписаний, составление писем, справок, отчетов, прохождение согласований и др.

Управляющие воздействия в зависимости от периодичности поступления к управляемому объекту можно классифицировать как:

воздействия, вырабатываемые после возникновения некоторого события и требующие скорейшего решения (например, после аварии или существенного нарушения безопасности); такое воздействие может распространяться на различные объекты из перечисленных выше (энергоблок, на котором произошла авария или нарушение, АЭС в целом, их совокупность и т. п.);

воздействия, вырабатываемые на основе информации, полученной за определенное время по реализации дискретного случайного процесса возникновения определенных событий или по реализации непрерывного случайного процесса изменения тех или иных параметров.

Далее второй вид воздействий можно классифицировать как воздействия, вырабатываемые:

в фиксированные моменты времени (например, ежегодно);

в случайные моменты времени по мере обработки некоторой информации (например, NRC рассыпает письма лицензиатам раз в полгода).

Повторим, что здесь не рассматриваются воздействия, вырабатываемые при кризисном реагировании.

В общем случае воздействия управляющей системы являются дискретными и многоразовыми (многошаговыми).

Цель системы. Цель системы регулирования безопасности для АЭС следует из определения безопасности АЭС, приведенного в [19]: обеспечение защиты персонала, населения и окружающей природной среды от недопустимого радиационного воздействия при вводе в эксплуатацию, эксплуатации и снятии с эксплуатации АЭС.

Целью управления в любой системе управления является достижение некоторого конечного состояния управляемого объекта. Исходя из этого, целью системы регулирования безопасности можно считать функционирование АЭС с характеристиками безопасности, соответствующими заданным.

Структурные схемы системы регулирования безопасности

Графическое представление системы в виде структурной схемы (причем не одной) является общепринятым средством исследования систем. Выбор структурной схемы определяется целями исследования, необходимой степенью подробности и принимаемыми допущениями. Всё это относится и к структурным схемам системы регулирования безопасности АЭС.

Разделение АЭС как системы на элементы определяется решаемыми задачами. Помимо энергоблоков, элементами

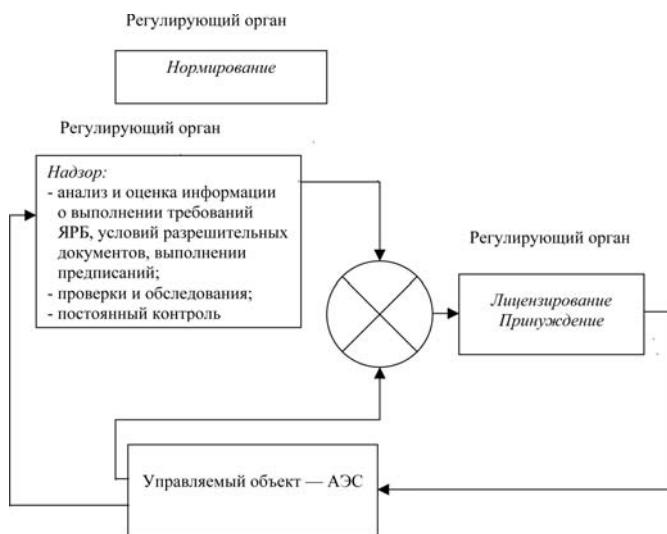


Рис. 1. Структурная схема системы регулирования безопасности АЭС

регулировании безопасности энергоблока могут быть: технологическое оборудование; информационные и управляющие системы (ИУС); оперативный персонал АЭС; административный персонал, через который передаются воздействия от регулирующего органа к АЭС и информация регулирующему органу; ремонтный персонал АЭС; аварийный центр АЭС.

Структурная схема системы регулирования безопасности зависит: 1) от объекта управления (см. выше); 2) от того, рассматриваются ли элементы, реализующие управление АЭС в случае аварийных ситуаций (информационно-кризисный центр регулирующего органа и аварийный центр АЭС); 3) рассматриваются ли вышестоящие организации как по отношению к АЭС, так и по отношению к регулирующему органу; 4) от детальности рассмотрения (например, выделены ли как отдельные элементы административный, оперативный и ремонтный персонал, проведено ли разделение оборудования АЭС на элементы и т. п.); 5) от рассматриваемой стадии жизненного цикла АЭС: эксплуатация (что подразумевалось выше), сооружение, вывод из эксплуатации.

В [1] приведена развернутая схема системы регулирования безопасности действующей АЭС, где выделены технологическое оборудование и виды персонала, вышестоящие организации и элементы, реализующие управление АЭС при аварийных ситуациях. Упрощенная структурная схема системы регулирования безопасности АЭС, соответствующая функциональной декомпозиции управляющей системы — регулирующего органа согласно Закону Украины [8], дана на рис. 1. На этой схеме не показаны ни вышестоящие организации, ни элементы, реализующие управление в случае аварийных ситуаций.

Регулирующий орган, выполняющий функцию нормирования (установление нормативных критериев безопасности и требований, которые определяют условия использования АЭС), является задающим устройством в управляющей системе. В Украине (и в иных странах) имеется иерархическая структура законодательных и нормативных документов, включающая как нормативные акты, нормы и правила, разработанные регулирующим органом, так и государственные стандарты, межгосударственные стандарты и др. (см. [18]).



Рис. 2. Структурная схема системы регулирования безопасности, соответствующая практике NRC

Для реализации функций лицензирования и принуждения информация поступает как непосредственно от управляемого объекта — АЭС, так и от элемента «Регулирующий орган», функция «Надзор».

Знаком \otimes обозначено (как это обычно делается в структурных схемах систем управления) сопоставление задаваемых и наблюдаемых величин.

Структурная схема системы регулирования ЯРБ, соответствующая принятой в US NRC и описанной на сайте NRC [19], а также в статье [16], дана на рис. 2. На этой схеме в управляющей системе нами выделены четыре элемента: задание требований (задающее устройство); обработка данных; выработка регулирующего воздействия; инспекция. В первых трех элементах приведены их функции.

Классификация системы регулирования безопасности АЭС согласно системному анализу

По наличию взаимосвязей с внешней средой система регулирования ядерной и радиационной безопасности АЭС (далее — СРБ), как, впрочем, практически все системы управления, относится к *открытым системам*.

В СРБ (и в большинстве систем управления) имеется как прямая связь — от управляющей системы к объекту управления, так и обратная связь — от объекта управления к управляющей системе. По этому принципу СРБ относится к *замкнутым системам*.

По сложности СРБ относится к *большим* системам. Особенностью, характеризующими СРБ как большую систему, являются пространственная распределенность,

особо большие размеры, сложная структура, циркуляция больших информационных потоков.

Рассмотрению классификации по степени определенности описания и возможности предсказания будущих состояний СРБ предшествует рассмотрение изменений характеристик объекта действующей АЭС. Эти изменения, существенные с точки зрения безопасности, классифицируем:

а) по причинам:

изменение состава и схем оборудования (введение новых систем, например систем представления параметров безопасности или систем управления аварией при большой течи из 1-го контура; замена оборудования на новое, как правило, с улучшенными характеристиками);

изменение свойств действующего оборудования (в первую очередь, из-за старения);

отказы оборудования и ошибки персонала;

б) по характеру изменения во времени:

детерминированное, когда заранее известны моменты изменения состава и схем оборудования или когда процесс старения носит заведомо предвиденный характер;

стохастическое, когда поведение управляемого объекта не определено во времени и невозможно предсказать моменты изменения состояний (например, из-за отказов оборудования или ошибок персонала).

Отсюда следует, что СРБ по степени определенности относится к *стохастическим* системам, поведение которых может быть описано случайными величинами и функциями с заданными или предполагаемыми законами распределения. Возможно предсказание поведения системы, которое имеет вероятностный характер. Источниками стохастичности являются также воздействия внешней среды (землетрясения, падения аэропланов, террористические акты и др.).

Широкое применение вероятностных методов анализа безопасности АЭС является подтверждением утверждения об отнесении СРБ к стохастическим системам. Необходимо, впрочем, отметить, что в некоторых случаях СРБ следует отнести к *нечетким* системам, описываемым величинами, закон формирования которых неизвестен, а задан, как правило, только диапазон их изменений.

В зависимости от особенностей управления, СРБ относится к *организационным (общественным)* системам (в отличие от СРБ, автоматический регулятор относится к техническим системам, АСУТП энергоблока — к эргатическим системам, поскольку в состав АСУТП включен оперативный персонал). Организационные системы включают взаимодействующие коллективы и, если это требуется, технические и эргатические элементы.

Отметим некоторые особенности организационных систем, в том числе СРБ, при управлении:

цели управления организационной системой могут не совпадать с целями отдельных элементов. Так, цель СРБ — обеспечение безопасности — не всегда совпадает с целью АЭС (выработка электроэнергии и получение прибыли от ее продажи). Следование культуре безопасности* позволяет разрешать это противоречие;

человек в организационных системах является активным элементом, что может как положительно, так и отрицательно влиять на достижение цели;

существуют ограничения прав личностей и коллектипов (можно только то, что разрешено);

действует приказная форма управления, которая характеризуется соблюдением следующих правил: 1) исключением искажения или сокрытия информации членами организации в личных целях; 2) обеспечением всеми членами организации безусловного выполнения поставленных задач.

Организации, в которых выполняются оба эти условия, получили название организаций с *правильным механизмом управления* (в отличие от механизма открытого управления, где могут иметь место рыночные отношения).

Поскольку человеку в организационной системе управления присуща активность в целенаправленной деятельности (как положительной, что содействует достижению целей системы, так и отрицательной — противоречащей цели), то организационные системы, включая СР, можно отнести к категории *активных*.

В отличие от автоматического регулирования, которое имеет место в технических системах, в том числе на энергоблоках АЭС, в СРБ выполняется *неавтоматическое* ручное регулирование (управление) с некоторыми элементами автоматизации для поддержки принимаемых решений.

По числу вводимых в рассмотрение составляющих вектора состояния управляемого объекта и вектора управления, СРБ относится к категории *многомерных* систем. Многомерность проявляется в том, что связь управляющих воздействий и наблюдаемых величин трудно определить: одно и то же воздействие, например, влияет на множество наблюдаемых величин, а на одну наблюдаемую величину влияет множество воздействий. Впрочем, могут быть некоторые воздействия, которые приводят к одному скалярному (а не векторному) управляющему воздействию. Примером могут служить входная информация о нарушениях безопасности по одной определенной причине и управляющее воздействие в виде решения о внедрении мероприятия, устраняющего подобное нарушение

По существенности описания переходных процессов СРБ относится к *динамическим* системам. Хотя скорость изменения вектора состояния управляемого объекта при регулировании безопасности не соизмерима со скоростью изменения параметров энергоблока при его автоматическом регулировании и, тем более, при аварийной защите, СРБ является динамической системой. Это определяется запаздыванием как в отношении выработки регулирующих воздействий вследствие возмущений, так и запаздыванием в реакции объекта управления на регулирующие воздействия.

По юридическому статусу процесс регулирования безопасности АЭС является *государственным*. Этим данный процесс отличается от ведомственных действий АЭС и энергокомпании по обеспечению безопасности, когда термин «регулирование безопасности» не используется (например, используется термин «надзор за безопасностью»). Государственный статус, в частности, означает, что управляющие воздействия поступают от государственной организации — регулирующего органа, и эти воздействия установлены соответствующими законодательными или регулирующими документами. Отметим, что и в иных отраслях деятельности, связанных с обеспечением безопасности объектов повышенной опасности, понятие «регулирование», как правило, подразумевается как государственное (см., например, [21]).

* Отметим, что в общем понятии «культура безопасности» [17] предлагается и более частное понятие «культура обеспечения безопасности» [20], относящееся к процессу регулирования.

Закон управления

Закон управления — это правила достижения целей управления. Упрощенная схема СРБ дана на рис. 3.

Обозначим через $Y(t)$ вектор состояния (наблюдения), поступающий к управляющей системе (УС); $X_{\text{зад}}(t)$ — задание (в общем случае, изменяющееся во времени);

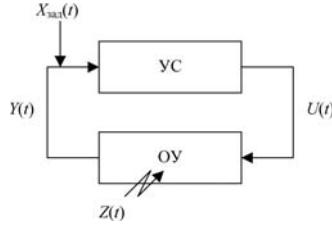


Рис. 3. Упрощенная схема системы регулирования безопасности

$Z(t)$ — внешнее воздействие на объект управления (ОУ); $U(t)$ — вектор управления, т. е. решение регулирующего органа для выполнения поставленной цели — обеспечения безопасности АЭС. В общем случае изменение управляющих воздействий во времени описывается соотношением

$$U(t) = L[Y(t), Z(t), X_{\text{зад}}(t)], \quad (1)$$

где L — некоторый оператор; свойства этого оператора могут предполагать, что управляющее воздействие $U(t)$ в момент t зависит также от воздействий на интервале времени, предшествующем t [например, если воздействия вырабатываются в дискретные моменты времени t_1, t_2, \dots, t_i , то $U(t_i)$ зависит от $U(t_{i-1}), U(t_{i-2})$ и т. д.].

Соотношение (1) может быть задано не только (и не сколько) с помощью аналитических формул, но и при помощи таблиц.

В настоящее время усилия регулирующих органов ряда стран направлены на формализацию законов управления. Тем самым, понятие «регулирование безопасности» начинает приближаться к понятию «автоматическое регулирование технических объектов», широко используемому уже больше ста лет.

Для такой формализации вектор состояния представляется в виде набора показателей безопасности по различным направлениям [16]. Например, согласно предложенному в US NRC «Reactor Oversight Process (ROP)» компонентами вектора наблюдения $Y(t)$ являются индикаторы безопасности, весь диапазон изменения которых разбит на четыре цветные зоны. В зависимости от цвета индикаторов, их распределения по различным сферам — Strategic Performance Area (безопасность реактора, радиационная безопасность, физическая защита), а также от количества индикаторов каждого цвета вырабатываются управляющие воздействия $U(t)$, составляющие алгоритм управления — матрицу действий (Action Matrix) [16], [22]. Эти воздействия могут быть как на региональном уровне, так и на уровне центрального офиса US NRC.

Рассмотрим некоторые частные случаи выражения (1).

1. Управляющие воздействия $U(t_i)$ вырабатываются в детерминированные моменты времени t_1, t_2, \dots, t_i . Информация о состоянии управляемого объекта (энергоблока, АЭС) $Y(t)$ определяется через постоянные интервалы времени $\Delta\theta$ и поступает к управляющей системе в детерминированные моменты времени $\theta_1, \theta_2, \dots, \theta_i$, причем для всех i

$$t_i - \theta_i = \tau, \quad (2)$$

где τ — продолжительность времени между получением информации и выработкой управляющего воздействия $U(t_i)$.

Тогда управляющее воздействие в предположении неизменности задания $X_{\text{зад}}(t)$ и внешних воздействий $Z(t)$

$$U(t_i) = \Phi_{\theta_{i-1}}^{\theta_i} [Y(t), U(t_{i-1})], i = 1, 2, \dots, \quad (3)$$

где Φ — некоторый функционал, определяемый значением $Y(t)$ на интервале (θ_{i-1}, θ_i) (например, индикаторами безопасности) и зависящий от некоторого числа предыдущих управляющих воздействий $U(t_i)$. Если последняя зависимость отсутствует, то

$$U(t_i) = \Psi_{\theta_{i-1}}^{\theta_i} [Y(t)]. \quad (4)$$

2. Управляющие воздействия $U(t)$ вырабатываются в некоторый случайный момент времени t по результатам наблюдения на некотором интервале времени $(\theta - \eta, \theta)$ длительностью η , не определенном заранее:

$$U(t) = \psi_{\theta - \eta}^{\theta} [Y(t)], \quad (5)$$

где ψ — некоторый функционал, определяемый значениями $Y(t)$ на интервале $(\theta - \eta, \theta)$. Как и в соотношении (2), t — время выработки управляющего воздействия, θ — окончание интервала наблюдения: $t - \theta = \tau$.

Указанный алгоритм, например, имеет место при выработке воздействия по результатам однотипных нарушений в работе АЭС Y_i , имевших место за некоторое время η . В этом случае

$$U(t) = E^{\eta} [Y_1(\theta - \eta), \dots, Y_K(0)], \quad (6)$$

где E^{η} — некоторый функционал, определяемый набором нескольких значений Y на интервале $(\theta - \eta, \theta)$; K — количество однотипных нарушений, после наступления которых вырабатываются управляющие воздействия.

Такая ситуация имела, в частности, место с конца 2007 до середины 2008 г. на АЭС Украины, когда произошло несколько нарушений в работе из-за перехода энергоблока в режим ускоренной разгрузки по сигналу периода после модернизации аппаратуры контроля нейтронного потока АКНП-И [23]. Управляющим воздействием после этих нарушений было согласование технического решения о внесении изменений в алгоритм СУЗ.

3. Управляющее воздействие U вырабатывается непосредственно после входного воздействия — нарушения $Y(t)$:

$$U(t) = f[Y(t)], \quad (7)$$

где f — некоторая функция, определяемая видом нарушения $Y(t)$.

Задержкой τ между возникновением нарушения $Y(t)$ и выработкой управляющего воздействия $U(t)$ в этом случае, как правило, можно пренебречь.

Вариант 3 в принципе является частным случаем варианта 2 при количестве нарушений $K = 1$ и замене функционала E функцией f .

Такая ситуация, например, имела место 22.09.09 после нарушения целостности 1-го контура реакторной установки энергоблока № 3 Ровенской АЭС. 23.09.09 РАЭС направила в регулирующий орган предварительное предупреждение. Уже 25.09.09 было выдано требование регулирующего органа (дополнительные требования были выданы 19.11.09 после расследований и дорасследований).

4. Управляющее воздействие вырабатывается в виде согласования входного воздействия $Y(\theta)$ — некоторого документа АЭС, касающегося, например, изменения проекта энергоблока, относящегося к важным для безопасности системам и элементам, или разрешения на пуск энергоблока.

Пусть θ — момент поступления документа в управляющую систему. Тогда управляющее воздействие (согласование, несогласование документа или согласование при соблюдении некоторых условий)

$$U(t) = \phi[Y(\theta)],$$

где ϕ — некоторая функция; $\tau = t - \theta$ — время, требуемое для проведения государственной экспертизы документа АЭС и для оформления соответствующих решений.

АЭС для оформления соответствующих решений.

Отметим, что общее количество экспертиз, выполненных ГНТЦ ЯРБ в 2008 г. — 380, в 2009 г. — 390, из них более 90 % относились к АЭС.

Выводы

Формализация задачи регулирования ядерной и радиационной безопасности в последние годы стала в центре внимания регулирующих органов различных стран.

Применение системного подхода может способствовать не столько решению, сколько более четкой постановке указанной задачи.

Автор благодарит д. т. н., проф. Л. М. Любчика и д. т. н. А. В. Носовского за замечания, способствующие улучшению статьи.

Список литературы

1. Яструбенецкий М. А., Васильченко В. Н. Регулирование безопасности и автоматическое регулирование // Ядерна та радіаційна безпека. — 2008. — № 4. — С. 51–57.
 2. Боданов А. А. Всеобщая организационная наука (текстология). — В 3-х т. — М., 1905–1924. — Т. 3.
 3. Винер Н. Кибернетика. — М.: Сов. радио, 1968.
 4. Bertalanffy L. An Outline of General System Theory // British J. For Phil. of Sci. — 1950. — V. 1. — № 2. — P. 134–165.

5. Мусеев Н. Н. Математические задачи системного анализа. — М.: Наука., 1981. — 488 с.

6. Антонов А. В. Системный анализ. — М.: Высш. шк., 2006. — 454 с.

7. Згуровський М. З., Панкратова Н. Д. Основи системного аналізу. — К.: Видавнича група, 2007. — 544 с.

8. Закон України «Про використання ядерної енергії і радіаційну безпекості» № 39/35 ВР от 08.02.95.

9. IAEA GS-G-1.1. Organization and Staffing of the Regulatory Body for Nuclear Facilities. — Vienna: IAEA, 2002.

10. Теория управления. Терминология // Сб. рекомендуемых терминов. — М.: Наука, 1988. — Вып. 107.

11. Cluley J. C. Reliability in Instrumentation and Control. — Butterworth, Heinemann, 1992. — 155 p.

12. IEC 6153. Nuclear power plants — Instrumentation and Control for systems important to safety — General requirements for systems. — 2001.

13. www-ns.iaea.org/standards.

14. Доклад о состоянии ядерной и радиационной безопасности в Украине в 2008 г. / Гос. комитет ядерного регулирования Украины. — К., 2009. — 47 с.

15. Convention on Nuclear Safety, Legal Series No.16. — Vienna: IAEA, 1994.

16. Лігоцький О. І. Аналіз міжнародних підходів до розробки систем показників безпеки / О. І. Лігоцький, А. В. Носовський, І. О. Чемерис // Ядерна та радіаційна безпека. — 2009. — № 4. — С. 36–41.

17. НП 306.2.141–2008. Общие положения безопасности атомных станций. — К., 2008.

18. Носовский А. В. Введение в безопасность ядерных технологий / А. В. Носовский, В. Н. Васильченко, А. А. Павленко и др. — К. Техника, 2006. — 357 с. — (Серия «Безопасность атомных станций»).

19. www.nrc.gov.

20. Аллеев А. С. Аспекты «культуры безопасности» и деятельность, связанная с регулированием безопасности ОИЯИ // Ядерные измерительно-информационные технологии. — 2008. — № 3 (27). — С. 61–65.

21. Закон України «Про об'єкти підвищеної небезпеки» № 2 245-III, 18.01.2001.

22. Букринский А. М. Атомный надзор в США (основные черты и особенности) // Ядерная и радиационная безопасность. — М., 2009. — № 1. — С. 49–64.

22. Овдиенко Ю. Н. О срабатывании аварийной защиты по периоду реактора в режиме ускоренной разгрузки блока с ВВЭР-1000 / Ю. Н. Овдиенко, А. В. Кучин, В. А. Халимончук // Ядерна та радіаційна безпека. — 2008. — № 4. — С. 15–24.

Надійшла до редакції 26.05.2010.

15 Years collaboration between SSTC NRS (Ukraine) and ISTec (GRS) in NPP I&C area

Collaboration between the Institute for Safety Technology (ISTec) from Germany and the State Scientific Technical Center on Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS) from Ukraine has been performed for about 15 years. The main topics of cooperation have been assessment and qualification of digital safety I&C systems for NPP, licensing of those systems and elaboration of standards and guidelines for the licensing processes mentioned above. The paper gives a brief overview about the activities and results of the collaboration.

Keywords: instrumentation, control, system, licensing, digital.

Г. Шнюрер, М. О. Яструбенецький

15 років співпраці ДНТЦ ЯРБ (Україна) та ISTec (Німеччина) в галузі інформаційних та керуючих систем АЕС

Співпраця Інституту технологій безпеки (Німеччина) та Державного науково-технічного центру з ядерної та радіаційної безпеки (Україна) триває протягом 15 років. Основними напрямами співпраці є оцінка і кваліфікація цифрових інформаційних та керуючих систем АЕС, ліцензування цих систем і розробка стандартів та керівництв для ліцензування. Стаття містить короткий огляд цієї діяльності та її результатів.

Ключові слова: керування, прилади, системи, ліцензування, цифровий.

Г. Шнюрер, М. А. Яструбенецький

15 лет сотрудничества ГНТЦ ЯРБ (Украина) и ISTec (Германия) в области информационных и управляемых систем АЭС

Сотрудничество Института технологий безопасности (Германия) и Государственного научно-технического центра по ядерной и радиационной безопасности (Украина) продолжается в течение 15 лет. Основными направлениями сотрудничества являются оценка и квалификация цифровых информационных и управляемых систем АЭС, лицензирование этих систем и разработка стандартов и руководств для лицензирования. Статья содержит краткий обзор этой деятельности и ее результатов.

Ключевые слова: управление, приборы, системы, лицензирование, цифровой.

The collaboration between ISTec from Germany and the SSTC NRS from Ukraine has been meanwhile performed for about 15 years. While the collaboration from 1995 to 2000 was more or less characterized by an information flow from ISTec to SSTC NRS; in the meantime it has become a real balanced two-way cooperation in the fields:

Assessment and qualification of digital safety I&C systems for nuclear power plants,

Licensing issues of digital as well as programmable safety systems,

Elaboration of standards and guidelines for the licensing, assessment and qualification.

In addition information about the application and the status of digital safety I&C in Ukraine and Germany have been exchanged. This paper gives a brief overview about the activities and results achieved over the really successful period of collaboration.

1. Introduction

Collaboration between the Institute for Safety Technology (ISTec) from Germany and the State Scientific Technical Centre on Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS) from Ukraine has been performed for about 15 years. Some issues of this collaboration have been already reported in [1]. This paper presents key issues and achievements of the recent years of collaboration.

The most spread types of Eastern European NPP's are NPP's with WWER reactors. At present some 30 WWER-1000 and 27 WWER-440 units are in operation in 8 countries. From the vantage point of the present, the origin instrumentation and control (I&C) designs of these units had a lot of safety deficiencies, mainly

low level of reliability of hardware and I&C functions,
non-satisfactory diagnostics,
discrepancy of seismic requirements and I&C system properties,

low quality of man-machine interface,
Missing information support systems for operator staff, etc.

Therefore wide upgrading of I&C systems has been done on practically all WWER units. The main direction of upgrading is based on the use of digital computer as well as programmable techniques. Common advantages of such I&C for improvement of NPP safety are better reliability, high processing and data transmission rate, high accuracy, high system variability, extended self-test, maintenance and diagnostic opportunities and modern man-machine-interfaces. But besides all advantages I&C upgrades add new problems to the task of safety assessment, like:

it is needed to analyze the combination of hardware and software,

the growth of system complexity,
no possibility of full testing in many cases,
it is necessary also to evaluate the process of system creation and tools for creation,

the rapid change of hardware, software and technology of development.

How to qualify programmable systems in accordance with international standards?

These problems and the ways to solve them are common for Germany and Ukraine and consequently they are topics of the collaboration between the two organizations which are

supporting national regulatory activities — Institute of Safety Technology (ISTec) — Germany and State Scientific Technical Centre on Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS) — Ukraine.

2. Collaboration between ISTec (Germany) and SSTC NRS (Ukraine)

The collaboration between ISTec and SSTC NRS has started in 1995 [1]. The collaboration during 2001–2009 was characterized by a comprehensive information exchange to the application, qualification and licensing of digital and programmable I&C systems. The work was done by regular meetings, trainings, on-site inspections of NPPs and exchange of technical publications, regulative documents etc.

During the regular working meetings between ISTec and SSTC NRS the following topics were discussed:

German and international requirements on safety and safety important I&C systems, explanation of the German and international compilation of information documents for electrical safety I&C system, for main, emergency and local control rooms,

Requirements to modification procedures of safety important software during operation,

Operation experience with digital I&C, incidents and data gathering about faults and failures,

Test procedures during commissioning of digital I&C (factory acceptance test FAT, site acceptance test SAT, self-test, periodical tests),

Improvement and assessment of reliability of digital systems,

Information exchange and analysis of characteristics of different digital I&C system platforms e.g. Teleperm XS, Teleperm ME, Teleperm XP, Common Q, Tricon, etc.,

Information exchange and analysis of characteristics of different programmable I&C systems,

Development and application of standards e.g. standards for safety assessments, qualification issues, environmental testing, like electro-magnetic compatibility applied in Germany, etc.

The training of Ukrainian experts took place in the framework of the TACIS Project U3.02/00 (UK/TS/25) "Improvement of scientific and technical support to the nuclear and radiation safety regulation in Ukraine by developing the infrastructure of SSTC NRS and its subsidiaries, including enhancement of training capabilities".

One of the tasks in this project — Task 3 "Summary report by results of improvement of SSTC NRS expert evaluation methodology" — related directly to digital I&C. This task was performed during 2004–2005 and consisted in the following two subtasks:

Subtask 3.1: Safety review of software of upgraded I&C systems.

The main characteristic was to demonstrate compliance of software with safety requirements by means of quality properties of the software. Also information about software-tools had been submitted, e.g. PEAK, MALPAS, REVEAL.

Subtask 3.2: Reliability assessment of I&C systems.

The reliability assessment of I&C systems is an important task and is needed for all I&C systems important to safety. The reliability analysis methodology applied was compliant with IAEA recommendations and internationally-accepted methodological principles.

The Ukrainian experts had been trained with the following software packages:

CATS (tool for static analysis of software),

LDRA-Testbed (tool for static and dynamic analysis of software),

Risk Spectrum (tool for probabilistic assessment of systems),

SUSA (tool for detailed probabilistic assessment),

At last but not at least SSTC NRS and ISTec exchanged publications and participated jointly in international meetings, workshops and conferences, etc.

All the examples mentioned above should demonstrate both, the fruitful and effective collaboration between German and Ukrainian expert organizations in the field of I&C safety.

3. Elaboration of standards and regulations for digital I&C

At present the main topic of collaboration is the actual national regulation work in Ukraine and Germany.

The Ukrainian "pyramid" of regulations and standards is given in figure 1.

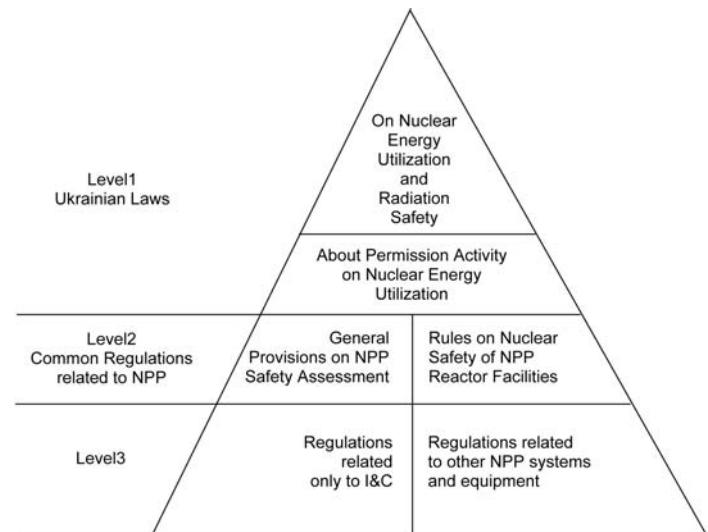


Fig. 1. Ukrainian regulations and standards

The high level is Ukrainian laws. The Law "On Nuclear Energy Utilization and Radiation Safety" contains main principles of licensing, as one of the main direction of regulatory activity.

The level 2 contains two documents: "Rules on Nuclear Safety of NPP Reactor Facilities" and "General Provision on NPP Safety Assessment". Documents of this level contain common requirements to different types of systems important to safety.

Documents of level 3 are related directly to I&C systems. These documents were elaborated by SSTC NRS and approved by Ukrainian Nuclear Regulatory Authority (NRA). The first of them is "Requirements on Nuclear and Radiation Safety to I&C Systems Important to Safety" [5].

Areas of application of this document are:

NPP I&C important to safety,

software-hardware complex (SHC) as a set of hardware and software components intended for use as part of I&C systems, hardware intended for use in I&C directly or as part of SHC, software for I&C and SHC.

Document “Methodic of Assessment of Compliance of I&C System to Safety Requirements” [6] contains:

- Identification (certain definition) of regulatory requirements to the system and its components,
- Requirements to documents which substantiate safety
- List of regulatory requirements,
- List of reviews which are to be prepared by experts,
- Expert evaluation approach,
- Software and hardware analysis along with analysis of the systems as a whole,
- Analysis of the process of software development, verification and validation, etc.

Table 1: Typical stages of licensing and expert reviews in the Ukraine

Stage of licensing	Expert review
1. Accordance of NPP Technical Decision about modernization	Expert review of NPP technical decision about modernization
2. Accordance of Terms of Reference (Specification)	Expert review of Terms of Reference
3. Accordance of Permission to Mounting	Expert review of software verification plan
	Expert review of software verification report
	Expert review of report about reliability
	Expert review of preliminary safety analysis report
	Expert review of SAT programs and methods
4. Accordance of Permission to Operation	Expert review of experimental operation program
	Expert review of final safety analysis report

The German “pyramid” of regulations and standards is given in figure 2.

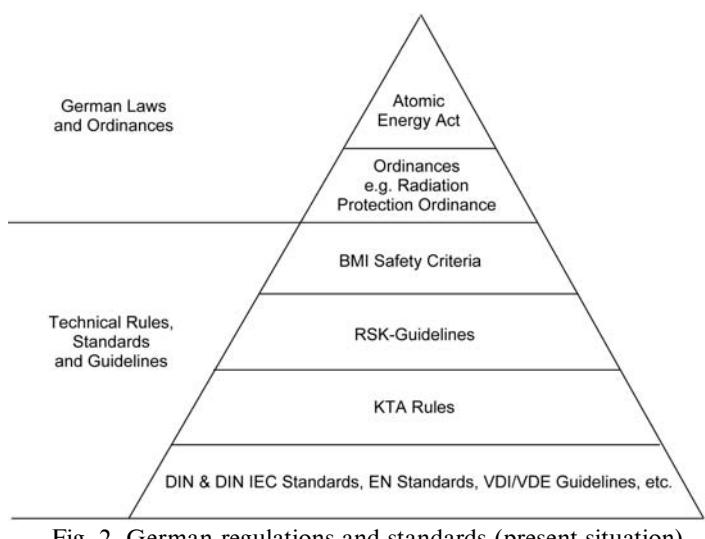


Fig. 2. German regulations and standards (present situation)

At present the level of the Technical KTA Rules on I&C are mostly under revision. The actual draft of the documents had been presented to the SSTC partners. To keep the “state of the art” requirements the international standards and guidelines are incorporated into the German requirement documents.

Nevertheless at present on the level of KTA*-Rules requirements to digital I&C are not completely included. That is why for digital I&C the DIN** IEC standards, EN standards and VDI/VDE*** guidelines have to be applied. Nevertheless, approved requirements that are independent from the I&C technology will be maintained.

ISTec as well as SSTC NRS is involved in several international working groups, projects and committees like subcommittee SC45A of the IEC, the COMPSIS-project**** of the OECD/NEA (ISTec only) and the Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (TWG-NPPCI) of the IAEA. It became good practice during the collaboration of SSTC NRS and ISTec to exchange information and experiences from those activities. This helps to establish joint activities e.g. in working groups of SC45A.

4. Conclusions and outlook

The information exchange regarding elaboration and application of standards and guidelines provides the basis for a better understanding of the licensing approaches in Ukraine and Germany.

Due to the collaboration between SSTC NRS and ISTec both partners has got an overview about the procedures for backfitting of digital and programmable safety I&C in nuclear power plants. Thus the Ukrainian and German experts could enhance their methodology of safety assessments.

For the Ukrainian and German experts are national as well as international faced with a rapid change of I&C technologies, it is needed to focus and strengthen the expert know. Examples for such a strengthening of capabilities especially in view of the future collaboration activities are:

Since Ukraine is not involved in all international projects (e.g. the COMPSIS project of the OECD/NEA, the collaboration between SSTC NRS and ISTec provides an opportunity to continue the information exchange in the field of evaluation of operational experience of digital and programmable I&C.

The ongoing adoption and harmonisation of international (EN, IEC, IAEA, CENELEC, IEEE...) standards and safety guides in national nuclear standards.

The common development of new assessment, evaluation, qualification as well as licensing requirements of new safety I&C (inclusive its development tools), like programmable systems.

The continuation of the common national (and international) regulation work.

Elaboration of testing requirements (periodical testing, self-testing, SAT, FAT).

The qualification of programmable systems in accordance with international approaches.

The reliability investigations of new I&C technologies.

The evaluation of complexity of new I&C techniques.

* Kerntechnischer Ausschuss

** Deutsches Institut für Normung e.V.

*** Verein Deutscher Ingenieure e.V./Verband der Elektrotechnik Elektronik Informationstechnik e.V.

**** COMPuter based Systems Important to Safety

References

1. *Yastrebenetsky M.* German-Ukrainian collaboration in the assessment of digital I&C systems for safety applications in NPPs / M. Yastrebenetsky, D. Wach, B. Mulka, S. Vinogradskaya // Nuclear and Radiation Safety. — Special Issue for TACIS 10-th Anniversary. — 2002.
2. *Yastrebenetsky M.* Nuclear Power Plants Safety: Instrumentation and Control Systems / M. Yastrebenetsky, V. Vasilchenko, S. Vinogradskaya, V. Goldrin, Y. Rozen, L. Spektor, V Kharchenko. — Kiev, 2004. — 470 p (in Russian)
3. *Schnbrer G.* Technical Requirements on Maintenance and Modifications of Digital I&C Systems Important to Safety / G. Schnbrer, M. Kersken, F. Seidel // International Scientific-Technical Conference “New NPP I&C: Safety Aspects”. Abstracts. Kharkov, 2005.
4. *IAEA TECDOC-1328.* Solution for cost effective assessment of software based instrumentation and control systems in nuclear power plants. — IAEA, 2002.
5. *НП 306.5.02/035 2000.* Requirements on Nuclear and Radiation Safety to I&C Systems Important to Safety (Russian).
6. *ГНД 306.7.02/2.041 2000.* Methodic of Assessment of Compliance of I&C System to Safety Requirement. (Russian).
7. *Lindner A.* Experiences gained from Independent Assessment in Licensing of Advanced I&C Systems in Nuclear Power Plants / A. Lindner, D. Wach // Nuclear Technology. — 2003, Aug. — Vol. 143. — Pp. 197–207.

Надійшла до редакції 11.06.2010.

С. В. Габелков¹, Р. В. Тарасов²,
А. Г. Миронова²

¹Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности

²Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт»

Поведение составляющих порового пространства при спекании кубического оксида циркония

Определены энергии активации уменьшения объема порового пространства и его составляющих (поровых каналов и закрытых пор) в интервалах температур интенсивного (900–1200 °C) и менее активного (1200–1400 °C) спекания пористого объекта, полученного прессованием наноразмерного порошка кубического оксида циркония, стабилизированного оксидом иттрия и содержащего оксид европия как имитатор оксида америция.

Ключевые слова: наноразмерный порошок, кубический оксид циркония, пористый спрессованный объект, поровое пространство, поровые каналы, закрытые поры, спекание, энергия активации.

С. В. Габелков, Р. В. Тарасов, А. Г. Миронова

Поведінка складових порового простору в процесі спікання кубічного оксиду цирконію

Визначено енергії активації зменшення об'єму порового простору та його складових (порових каналів і закритих пор) в інтервалах температур інтенсивного (900–1200 °C) і менш активного (1200–1400 °C) спікання пористого об'єкта, отриманого пресуванням нанорозмірного порошку кубічного оксиду цирконію, стабілізованого оксидом іттрію та який містить оксид европію як імітатор оксиду америцію.

Ключові слова: нанорозмірний порошок, кубічний оксид цирконію, пористий спрессований об'єкт, поровий простір, порові канали, закриті пори, спікання, енергія активації.

© С. В. Габелков, Р. В. Тарасов, А. Г. Миронова, 2010

Благодаря своим электротехническим, химическим и механическим свойствам кубический оксид циркония находит применение в качестве материала для нагревателей высокотемпературных печей, топливных ячеек, тиглей, носителей катализаторов и других изделий в электротехнике, энергетике и химической промышленности [1]–[5]. Повышенной радиационной и коррозионной стойкостью оксид циркония привлекает специалистов атомной энергетики. Ученые ведущих стран мира проводят исследования по созданию на основе оксида циркония матричного топлива, материалов мишней для трансмутации актиноидов и матриц для изоляцииadioактивных отходов [6]–[9].

В течение последних десяти лет матрицы из оксида циркония используются рядом исследовательских организаций Европы при проведении работ по трансмутации в тепловых реакторах plutonia и дочерних актиноидов нептуния, америция и кюрия. Повышенная радиационная стойкость кубического оксида циркония обеспечивает высокую надежность проведения трансмутации plutonia и актиноидов [6].

Для получения высокоплотного монолитного материала с заданной закрытой пористостью необходимо учитывать особенности всех процессов, происходящих при его получении, в том числе поведение поровых каналов и закрытых пор при спекании. Актиноиды, как большинство искусственно созданных элементов, обладают высокой токсичностью и поэтому требуют повышенной осторожности при обращении с ними. А изотопы америция имеют особенно высокую токсичность [7]. По этой причине исследования иммобилизации plutonia и дочерних актиноидов в оксидные матрицы довольно опасны, а меры по защите персонала дорогостоящи. Учитывая вышеизложенное, максимально большую часть научных разработок целесообразно проводить на имитаторах.

Поскольку как в ряду лантаноидов, так и в ряду актиноидов идет заполнение электронами не наружной, а внутренней 5f-оболочки, лантаноиды согласно теории Сиборга [10] являются приемлемыми физико-химическими имитаторами актиноидов. С этой точки зрения в силу подобия европий является имитатором америция. Поэтому при создании матриц для иммобилизации дочерних актиноидов целесообразно исследовать поведение составляющих порового пространства при спекании кубического оксида циркония с оксидом европия как имитатором оксида америция.

Цель работы — исследование поведения составляющих порового пространства (открытых поровых каналов и закрытых пор) при спекании пористого объекта, сформованного из наноразмерного порошка кубического твердого раствора оксида циркония с введенным оксидом европия как имитатором оксида америция для получения высокоплотного матричного материала при иммобилизации высокоактивных отходов.

Методика эксперимента. В исследованиях использовали такой же, как и в работах [11], [12], наноразмерный порошок оксида циркония, полученный методом совместного осаждения гидроксидов циркония, иттрия и европия из смеси 1 М водных растворов их нитратов гидроксидом аммония (ГОСТ 3760–79) при обратном порядке смешения реагентов. Нитрат иттрия готовили обработкой азотной кислотой оксида иттрия (ИтО-2 ТУ 48–4–191–72),

нитрат европия — оксида европия (ЕвО-Л ТУ 48-199-81), а нитрат циркония — гидроксида циркония, полученного гидролизом сульфата циркония (ЦСО-Д ТУ 71-085-40-2000). Сушка осадка продолжалась в течение 20–25 ч при температуре 30–40 °C. Синтез кубического твердого раствора проводили при температуре 700 °C в течение 0,5 ч. Нитраты циркония, иттрия и европия брали в соотношении, позволяющем получить кубический твердый раствор оксида циркония с 10 % мас. оксида иттрия и 15 % мас. оксида европия. Пористые порошковые объекты в форме таблеток диаметром 14,5 мм и высотой 5 мм (как и в работе [12]) готовили из порошка методом одноосного прессования на гидравлическом прессе при давлении 256 МПа. Их термообработку проводили в течение 1 ч при постоянной температуре от 700 до 1200 °C на воздухе в печи СУОЛ-0,25.1/12-М1 и при 1300 и 1400 °C — в вакууме в печи СШВЭ 1,2,5/25ИЗ. Поднимали и снижали температуру со скоростью 3–4 °C/мин.

Объемы совокупностей поровых каналов близких диаметров в термообработанных пористых объектах определяли по удалению воды из них при её испарении согласно методике [13].

За истинную плотность кубического твердого раствора оксида циркония приняли рентгеновскую, рассчитанную по параметрам кристаллической решетки, — $6,12 \pm 0,005$ г/см³ [12]. Методом водной пикнометрии определяли пикнометрическую плотность термообработанных пористых объектов из оксида циркония для последующего расчета объема закрытых пор.

Экспериментальные результаты. При проведении исследований изучались порошок кубического оксида циркония и пористые объекты, спрессованные из него и обработанные при температурах 700–1400 °C. Согласно методике [13] порошок или пористые объекты помещали в лоток, откачивали на вакуум и пропитывали дистиллированной водой. Зависимости масс систем «термообработанный пористый объект из порошка оксида циркония — вода» от времени получены в течение их сушки при постоянной температуре 36 ± 3 °C (рис. 1).

Как видно из рис. 1, масса системы с течением времени убывает и через определенный промежуток достигает постоянной величины. Зависимость имеет четыре линейных участка — I...IV. Прямые, продолжающие линейные участки до пересечения с осью ординат, отсекают на последней величины m_4 , m_3 , m_2 и m_1 . Здесь m_4 — масса системы на участке IV, равная массе твердой фазы с закрытыми порами; m_3 — масса твердой фазы и воды в малых поровых каналах; m_2 — масса твердой фазы и воды в малых и средних поровых каналах; m_1 — масса твердой фазы и воды в малых, средних и больших поровых каналах. Учитывая, что плотность воды равна 1 г/см³, разности масс ($m_1 - m_2$), ($m_2 - m_3$) и ($m_3 - m_4$) численно равны объемам больших, средних и малых поровых каналов соответственно. Объемы поровых каналов, закрытых пор и твердой фазы для остальных систем определены с использованием аналогичных зависимостей масс этих систем от времени. Сумма объемов всех совокупностей поровых каналов, закрытых пор и твердой фазы представляет собой объем каждого из термообработанных пористых объектов.

В результате прессования пористых объектов из порошка или спекания объемы их поровых каналов, закрытых пор и суммарный объем изменяются. Только масса твердой фазы остается постоянной, её объем без закрытых пор не меняется. Для сравнения суммарных объемов по-

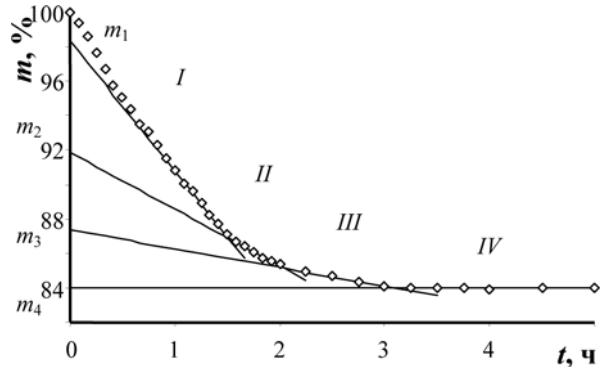


Рис. 1. Зависимость массы системы «пористый объект из порошка оксида циркония, термообработанный при 800 °C, — вода» от времени сушки при температуре 36 ± 3 °C

ристых объектов, обработанных при разных температурах, и объемов имеющихся в них совокупностей поровых каналов и закрытых пор, эти объемы всех объектов отнормировали к массе 1 см³ объекта, обработанного при 1400 °C. В результате этого все отнормированные термообработанные пористые объекты имеют равные массы и равные объемы твердой фазы — 0,959 см³. При этом суммарный объем пористого объекта, обработанного при 1400 °C, равен 1 см³. Все остальные пористые объекты имеют больший суммарный объем. Теперь мы можем сравнить суммарные объемы, объемы поровых каналов и закрытых пор пористых объектов, термообработанных при различных температурах. Зависимости объемов поровых каналов и закрытых пор в пористых объектах из порошка кубического оксида циркония от температуры термообработки представлены на рис. 2.

Порошок кубического твердого раствора оксида циркония с суммарным объемом 4,454 см³ содержит 0,959 см³ твердой фазы и 3,495 см³ порового пространства. Поровое пространство состоит из 0,994 см³ больших, 1,730 см³ средних, 0,527 см³ малых поровых каналов и 0,245 см³ закрытых пор.

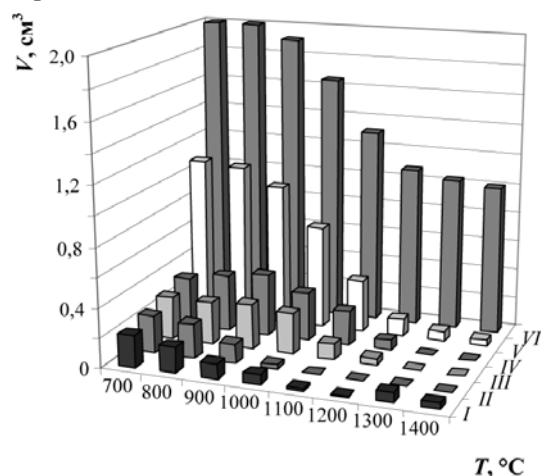


Рис. 2. Зависимости объемов поровых каналов и закрытых пор в пористых объектах из наноразмерного порошка кубического твердого раствора оксида циркония от температуры термообработки (выдержка 1 ч): I — закрытые поры; II — малые, III — средние и IV — большие поровые каналы; V — поровое пространство (все каналы и закрытые поры); VI — суммарный объем (объемы твердой фазы и порового пространства)

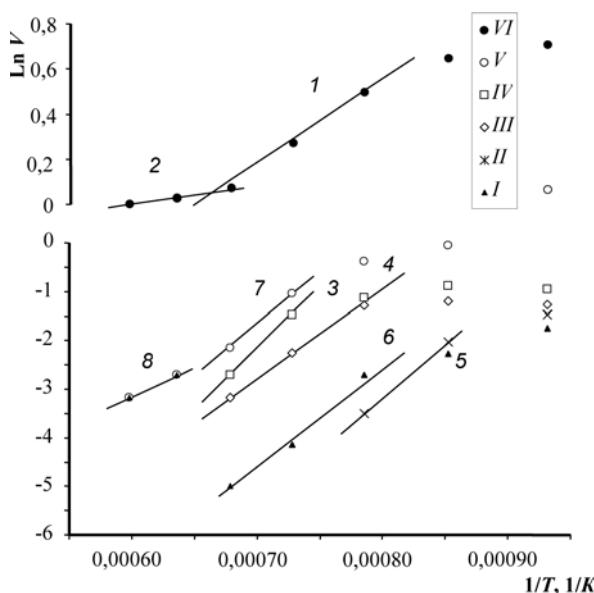


Рис. 3. Зависимости Аррениуса для суммарного объема (1, 2), объема порового пространства (7, 8) и объемов его составляющих — больших (3), средних (4) и малых (5) поровых каналов и закрытых пор (6) в пористых объектах. Обозначения римскими цифрами (I–VI) соответствуют приведенным на рис. 2

Термообработанный при 700 °C пористый объект из кубического твердого раствора оксида циркония (рис. 2, 700 °C) имеет суммарный объем 2,043 см³, представленный 0,959 см³ твердой фазы и 1,084 см³ порового пространства. Поровое пространство состоит из 0,332 см³ больших, 0,286 см³ средних, 0,251 см³ малых поровых каналов и 0,215 см³ закрытых пор. С возрастанием температуры термообработки от 700 до 900 °C суммарный объем пористого объекта практически не изменяется. Однако объем закрытых пор уменьшается до 0,103 см³, малых поровых каналов — до 0,131 см³, объем средних поровых каналов не изменяется, а объем больших поровых каналов увеличивается до 0,418 см³. При этом объем всего порового пространства практически не изменяется.

С возрастанием температуры термообработки от 900 до 1200 °C (рис. 2) суммарный объем пористого объекта, объемы порового пространства, закрытых пор, средних и больших поровых каналов уменьшаются до 1,074 см³ (в 1,78 раза), 0,116 см³ (в 8,22 раза), 0,007 см³ (в 14,7 раза), 0,042 см³ (в 7,21 раза) и 0,067 см³ (в 6,21 раза) соответственно. Объем малых поровых каналов уже при 1000 °C уменьшается до 0,030 см³. В уменьшение объема порового пространства наиболее существенный вклад вносит сокращение объема малых поровых каналов и закрытых пор.

При дальнейшем повышении температуры до 1300 °C (рис. 2) суммарный объем пористого объекта и объем порового пространства уменьшаются до 1,028 и 0,067 см³ соответственно. Поровое пространство представлено только закрытыми порами. Их объем увеличивается до 0,069 см³ (в 10 раз). Это указывает на то, что в интервале температур 1200–1400 °C большие и средние поровые каналы постепенно переходят в закрытые поры.

Известно, что спекание пористых объектов из порошка кубического оксида циркония [12] проходит интенсивно в интервале температур 1000–1200 °C, менее активно —

при 1200–1400 °C. Энергия активации спекания составляет $40,1 \pm 2,1$ и $7,2 \pm 2,1$ кДж/моль соответственно. При этом в керамическом материале наблюдается умеренный (700–900 °C) и интенсивный (900–1400 °C) рост зерен.

Энергия активации роста зерен равна $12,8 \pm 5,1$ и 191 ± 10 кДж/моль соответственно.

Зависимости Аррениуса (рис. 3) для суммарного объема, объема порового пространства и каждого из его составляющих пористого объекта, спрессованного из порошка, построены для выяснения степени влияния на спекание закрытых пор, малых, средних и больших поровых каналов. Зависимость для суммарного объема имеет два линейных участка, которые соответствуют интервалам температур интенсивного (прямая 1) и менее интенсивного (прямая 2) спекания. Энергии активации уменьшения суммарного объема имеют те же значения, что и энергии активации спекания.

В интервале температур интенсивного спекания значения энергии активации уменьшения объема больших, средних, малых поровых каналов и закрытых пор (рис. 3, прямые 3, 4, 5 и 6) составляют 212 ± 70 , 154 ± 26 , 183 ± 85 , 166 ± 38 кДж/моль соответственно. С учетом точности определения они практически совпадают и в среднем равны 178 ± 55 кДж/моль. Энергия активации уменьшения объема порового пространства (рис. 3, прямая 7) равна 179 ± 21 кДж/моль.

Определить значения энергии активации каждой совокупности поровых каналов и закрытых пор в интервале температур менее интенсивного спекания не удается из-за постепенного перехода средних и больших поровых каналов в закрытые поры (рис. 3). Энергия активации уменьшения объема порового пространства (рис. 3, прямая 8) составляет 100 ± 30 кДж/моль.

Обсуждение результатов. Суммарный объем пористого объекта из порошка кубического твердого раствора оксида циркония в результате прессования сократился в 2,18 раза (до 2,043 см³) по сравнению с порошком. При этом значительно (в 3,22 раза) снизился объем порового пространства (до 1,084 см³). Объем твердой фазы не изменился. Объем больших поровых каналов сократился в 3 раза (до 0,332 см³), средних — в 6,06 раза (до 0,288 см³) и малых — в 2,06 раза (до 0,251 см³). Объем закрытых пор уменьшился не столь существенно — в 1,14 раза (до 0,215 см³). Таким образом, в результате прессования суммарный объем сократился за счет уменьшения объема порового пространства. При этом наибольший вклад в уменьшение порового пространства внесло сокращение объема средних поровых каналов. Существенный вклад дало сокращение объема больших и малых поровых каналов. Вклад закрытых пор был незначительным.

С возрастанием температуры термообработки от 700 до 900 °C при неизменном суммарном объеме пористого объекта и объеме порового пространства, объем закрытых пор уменьшается, а объем больших поровых каналов увеличивается. Это свидетельствует о том, что часть закрытых пор открылась, но спекание пористого объекта в этом интервале температур не происходит.

С возрастанием температуры термообработки от 900 до 1200 °C (интервал интенсивного спекания) уменьшение объема порового пространства пористого объекта происходит за счет сокращения в 6–8 раз объемов всех его составляющих.

С возрастанием температуры термообработки от 1200 до 1400 °C (интервал менее активного спекания) проходит

дробление всех средних и больших поровых каналов и формирование закрытых пор. Немного большую долю в объем вновь образовавшихся закрытых пор вносят большие поровые каналы (см. рис. 3). Данные электронной микроскопии [12] наглядно иллюстрируют переход средних и больших поровых каналов в закрытые поры. Пористый объект из кубического твердого раствора оксида циркония, полученный термообработкой при 1400 °C, содержит только закрытые поры с диаметрами 0,85–1,1 мкм, 0,4–0,6 мкм и 200–300 нм, которые в основном сформировались при закрытии больших и средних поровых каналов. На фотоснимке [12], полученном методом электронной микроскопии, закрытые поры, имевшиеся в пористом объекте до закрытия поровых каналов, обнаружить не удалось.

В нашей работе [14] по исследованию поведения составляющих порового пространства пористого объекта, полученного из наноразмерных порошков магний-алюминиевой шпинели, было показано, что в рассматриваемом ряду составляющих порового пространства (от больших до малых поровых каналов и закрытых пор) значения площадей их внутренних поверхностей и значения энергий активации уменьшения их объема расположены в порядке возрастания.

Для кубического оксида циркония значения энергии активации уменьшения объема больших, средних, малых поровых каналов и закрытых пор с учетом точности их определения близки. Это, по-видимому, обусловлено тем, что закрытые поры содержат воздух. При спекании воздух в закрытых порах мешает более интенсивному сокращению их объема, а поведение закрытых пор влияет на эволюцию порового пространства в целом.

В интервале температур интенсивного спекания энергия активации уменьшения объема как больших, средних, малых поровых каналов и закрытых пор, так и порового пространства существенно превосходит энергию активации роста зерен ($12,8 \pm 5,1$ кДж/моль) [12]. В интервале температур менее активного спекания энергия активации уменьшения объема порового пространства имеет меньшее значение, чем в интервале температур интенсивного спекания. В последнем интервале температур энергия активации уменьшения объема порового пространства меньше энергии активации роста зерен (191 ± 10 кДж/моль) [12].

При исследовании спекания пористых объектов из наноразмерных порошков кубического твердого раствора оксида циркония авторы работ [1]–[5], [7] проводили оценки энергии активации спекания по зависимостям относительной плотности от температуры термообработки. Несмотря на то, что пористые объекты содержали поровые каналы не менее двух диапазонов размеров, поведение составляющих порового пространства (поровых каналов и закрытых пор) не изучалось. При изучении структуры материалов основное внимание уделялось изменению размеров зерен и состоянию их границ. По относительным плотностям можно определить объемы порового пространства пористых объектов. Зависимости относительной плотности от температуры термообработки могут быть перестроены в зависимости объема порового пространства от температуры, по которым может быть рассчитана энергия активации уменьшения объема порового пространства. Но энергии активации уменьшения объема составляющих порового пространства (поровых каналов и закрытых пор) по этим данным определить невозможно. Использование же нашей методики определения объемов составляющих

порового пространства по удалению из них воды при её испарении [13] позволяет определять значения энергии активации уменьшения объема поровых каналов и закрытых пор в пористом спрессованном объекте при спекании.

Выводы

Изучено поведение составляющих порового пространства (больших, средних, малых поровых каналов и закрытых пор) в интервале температур 700–1400 °C при спекании пористого объекта из наноразмерного порошка кубического твердого раствора оксида циркония, стабилизированного оксидом иттрия и содержащего оксид европия как имитатор оксида америция. В интервале температур интенсивного спекания (900–1200 °C) изменение объема пористого объекта определяется примерно в равной мере сокращением объема больших, средних и малых поровых каналов и закрытых пор. Энергии активации уменьшения их объема с точностью определения равны и составляют 178 ± 55 кДж/моль. Это, по-видимому, обусловлено тем, что воздух в закрытых порах мешал сокращению их объема, а поведение закрытых пор в свою очередь повлияло на эволюцию порового пространства в целом. Энергия активации уменьшения объема порового пространства близка к таковой для его составляющих и равна 179 ± 21 кДж/моль.

В пористом объекте в интервале температур менее активного спекания (1200–1400 °C) происходит дробление всех больших (0,85–1,1 мкм) и средних (200–300 нм) поровых каналов и формирование вновь образовавшихся закрытых пор. Энергия активации уменьшения объема порового пространства равна 100 ± 30 кДж/моль.

С увеличением температуры эволюция структуры пористого объекта в интервале интенсивного спекания определяется поведением составляющих порового пространства, а в интервале менее активного спекания — ростом зерен.

Экспериментальные результаты по поведению составляющих порового пространства при спекании кубического оксида циркония с оксидом европия как имитатором оксида америция убедительно показывают возможность получения высокоплотной керамической матрицы с закрытой пористостью. Эти данные вносят существенный вклад в повышение надежности иммобилизации актиноидов и уменьшение рисков для населения Украины и обслуживающего персонала на предполагаемом заводе по переработке отработавшего ядерного топлива атомных электростанций.

Список литературы

1. Matsui K., Yoshida H., Ikuhara Y. Grain-boundary structure and microstructure development mechanism in 2–8 mol% yttria-stabilized zirconia polycrystals // Acta Materialia. — 2008. — 56. — С. 1315–1325.
2. Mazaheri M., Valefi M., Hesabi Z. R., Sadrnezhaad S. K. Two-step sintering nanocrystalline $8Y_2O_3$ stabilized ZrO_2 synthesized by glycine nitrate process // Ceram. Internat. — 2009. — 35. — Р. 13–20.
3. Maca K., Pouchly V., Zalud P. Two-step sintering of oxide ceramics with various crystal structures // J. Europ. Ceram. Soc. — 2010. — 30. — Р. 583–589.
4. Bukaemsky A.A., Barrier D., Modolo G. Physical properties of mol% Ceria doped yttria-stabilised zirconia powder and ceramic and

- their behaviour during annealing and sintering // J. Europ. Ceram. Soc. —2006. —26. — P. 1507–1515.
5. Mazaheri M., Zahedi A. M., Hejazi M. M. Processing of nanocrystalline 8 mol% yttria-stabilized zirconia by conventional, microwave and two-step sintering // Mat. Sci. & Engin. A. — 2008. — 492. — P. 261–267.
6. Degueldre C. Zirconia inert matrix for plutonium utilization and minor actinides disposition in reactor // J. Alloys and Comp. — 2007. — Vol. 445. — P. 36–41.
7. Tridandapani R. R., Folgar C. E., Folz D. C. at all. Microwave sintering of 8 mol% yttria-zirconia (8YZ): An inert matrix materials for nuclear fuel applications // J. Nucl. Mat. — 2009. — Vol. 284. — P. 153–157.
8. Restani R., Martin M., Kivel N., Gavillet D. Analytical investigation of irradiated inert matrix fuel // J. Nucl. Mat. — 2009. — Vol. 385. — P. 435–442.
9. Ажажа В. М., Белоус В. А., Габелков С. В., Неклюдов И. М. и др. Ядерная энергетика. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. — К.: Наук. думка, 2006. —253 с.
10. Громов Б. В., Савельев В. И., Шевченко И. Б. Химическая технология облученного ядерного топлива. — М.: Энергоатомиздат, 1983. — 352 с.
11. Габелков С. В., Тарасов Р. В., Полтавцев Н. С. и др. Эволюция фазового состава при термической обработке соосажденных гидроксидов циркония, иттрия и европия // Ядерна та радіаційна безпека. — 2009. — № 2. — С. 39–43.
12. Габелков С. В., Тарасов Р. В., Полтавцев Н. С. и др. Спекание кубического оксида циркония — матрицы для иммобилизации высокоактивных отходов // Ядерна та радіаційна безпека. — 2009. — № 4. — С. 52–55.
13. Габелков С. В., Макаренко В. В., Миронова А. Г. и др. Определение объема поровых каналов пористых материалов по удалению из них воды при испарении // Огнеупоры и техн. керамика. — 2006. — № 12. — С. 41–47.
14. Габелков С. В., Тарасов Р. В., Миронова А. Г. Изменение составляющих порового пространства при спекании магний-алюминиевой шпинели // ВАНТ, сер. Вакуум, чистые металлы и сверхпроводники. — 2009. — № 6. — С. 116–121.

Надійшла до редакції 12.05.2010.

Е. В. Рудичев, С. Ю. Саенко,
М. А. Хажмурадов

Национальный научный центр
«Харьковский физико-технический институт»

Моделирование радиационных характеристик композитных керамик для контейнеров хранения радиоактивных отходов

Методом Монте-Карло проведено моделирование дозовых нагрузок от радиоактивных отходов, находящихся в контейнере КТЗВ-0,2. Для увеличения срока эксплуатации и повышения защитных характеристик контейнера рассмотрена возможность использования в качестве защитного материала композитных керамик большой плотности. Выполнено сравнение характеристик дозовых нагрузок при использовании керамики и стандартного материала.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, контейнер, радиационные характеристики, высокопрочная керамика, математическое моделирование, метод Монте-Карло.

Є. В. Рудичев, С. Ю. Саенко, М. А. Хажмурадов

Моделювання радіаційних характеристик композитних керамік для контейнерів зберігання радіоактивних відходів

Методом Монте-Карло проведено моделювання дозових навантажень від радіоактивних відходів, що містяться у контейнері КТЗВ-0,2. Для збільшення строку експлуатації та підвищення захисних характеристик контейнера розглянуто можливість використання за захисний матеріал композитних керамік великої щільності. Виконано порівняння характеристик дозових навантажень під час використання кераміки та стандартного матеріалу.

Ключові слова: радіоактивні відходи, контейнер, радіаційні характеристики, високоміцна кераміка, математичне моделювання, метод Монте-Карло.

© Е. В. Рудичев, С. Ю. Саенко, М. А. Хажмурадов, 2010

В настоящее время для хранения радиоактивных отходов (РАО) в Украине применяются контейнеры типа КТЗВ-0,2 [1]. Одним из недостатков таких контейнеров при использовании в качестве основной защиты композита состава 80 % бетон + 20 % железо является возможность коррозионных процессов при долговременной эксплуатации, особенно в условиях с повышенной влажностью. Даже при отсутствии внешних взаимодействий на материал контейнера и стабильных параметрах внешней среды для железобетона характерна коррозия, при которой разрушение материала происходит из-за напряжений, возникающих в результате кристаллизации экспансивных фаз [2]. Композит бетон + железо рассчитан на срок эксплуатации порядка 50 лет, поскольку при более длительном сроке возможно разрушение материала. Кроме этого, при плотности композита $3,2 \div 3,44 \text{ г/см}^3$, фиксированных габаритных размерах и массе накладываются естественные ограничения, связанные с максимальной активностью РАО, которые можно перевозить или хранить в контейнере данного типа. Поэтому при анализе проблемы хранения РАО в течение длительного времени необходимо рассматривать возможность использования альтернативных материалов, применение которых могло бы улучшить защитные характеристики контейнера. При этом подобные материалы должны быть долговечными и коррозионностойкими. Такими материалами могут быть композитные керамики высокой плотности [3].

Цель данной работы — оценить радиационные характеристики контейнера с фиксированным объемом РАО (200 л) при использовании альтернативных защитных материалов — керамических композитов — с помощью математического моделирования методом Монте-Карло.

Методика проведения расчетов. Контейнер КТЗВ-0,2 состоит из двух частей: первичной упаковки и защитного контейнера (рис. 1). Внешние размеры контейнера КТЗВ-0,2:

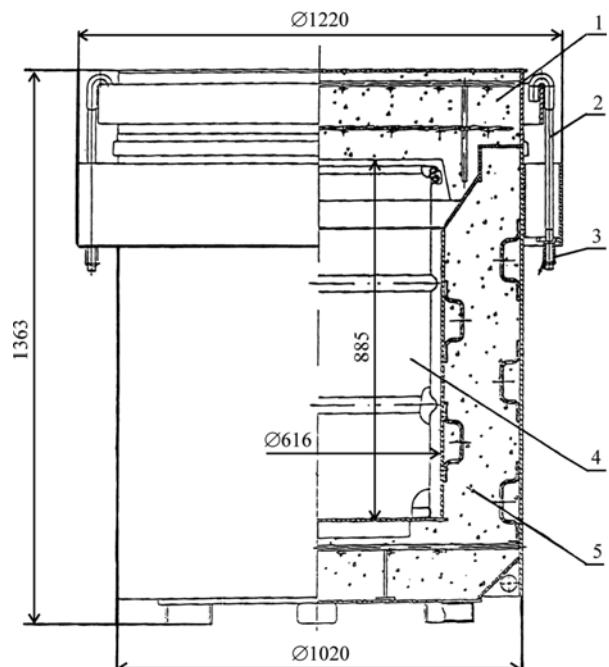


Рис. 1. Контейнер специализированный транспортно-защитный для хранения высокоактивных отходов (КТЗВ-0,2):

1 — крышка контейнера; 2 — фиксирующее устройство (винт);
3 — гайка; 4 — первичная упаковка; 5 — защитный контейнер

диаметр 1220 ± 5 мм; высота 1363 ± 5 мм. Внутренние размеры: диаметр 616 ± 3 мм; высота 885 ± 3 мм. Масса пустого контейнера 3886 ± 80 кг; масса контейнера с первичной упаковкой — не более 4400 кг; масса крышки — 924 кг. Размеры первичной упаковки: диаметр 560 мм, высота 815 мм (стандартная бочка 200 л).

Защитный контейнер представляет собой трехслойный цилиндр:

1-й слой — железо, толщина слоя — 6 мм;

2-й слой — композит бетон + железо (соотношение объемов — 80 % и 20 % соответственно), толщина слоя — 150 мм;

3-й слой — железо, толщина слоя — 8 мм.

В качестве альтернативного материала вместо цилиндрического слоя из смеси бетона и железа выбрана керамика двух типов.

Первый тип — монофазная керамика [частично стабилизированный оксид циркония ZrO_2 (3 мол % Y_2O_3) с плотностью $6,0 \text{ г/см}^3$]. Второй тип — гетерофазная керамика, представляющая собой композит с керамической матрицей состава B_4C + (50 % TiB_2 + 50 % W_2B_5) в различных объемных соотношениях (табл. 1).

Таблица 1. Объемные соотношения для гетерофазной керамики

Состав материала, % (об.)		ρ , г/см^3
50% TiB_2 + 50% W_2B_5	B_4C	
100	-	10,27
90	10	9,5
80	20	8,72
70	30	7,94
60	40	7,2

Основной с точки зрения радиационной безопасности характеристикой рассматриваемого контейнера является мощность экспозиционной дозы излучения (МЭД) на его внешней поверхности. Зная МЭД, можно обеспечить соответствующие процедуры при эксплуатации данных контейнеров в зависимости от начальной активности РАО.

Для расчета характерных значений МЭД необходимо знать спектр излучения РАО, зависящий от состава РАО. В качестве модельного РАО были взяты радионуклиды Cs^{137} и Co^{60} , характеризующиеся их спектрами излучения, в соотношении 80 % и 20 % соответственно. Распределение РАО по объему принято однородным. Плотность модельного РАО взята равной 2 г/см^3 .

По построенной геометрической модели контейнера проведено моделирование излучения РАО для расчета МЭД в критических точках — центре боковой стороны и центре торца контейнера. Моделирование проводилось на основе метода Монте-Карло с использованием пакета MCNPX [4].

Поскольку в ходе выполнения работы изучалась возможность применения новых защитных материалов при хранении и транспортировке РАО, на данном этапе не рассматривалась задача оптимизации геометрической формы контейнера. Поэтому при построении геометрической модели контейнера были приняты некоторые упрощения. Геометрическая модель контейнера представляла собой

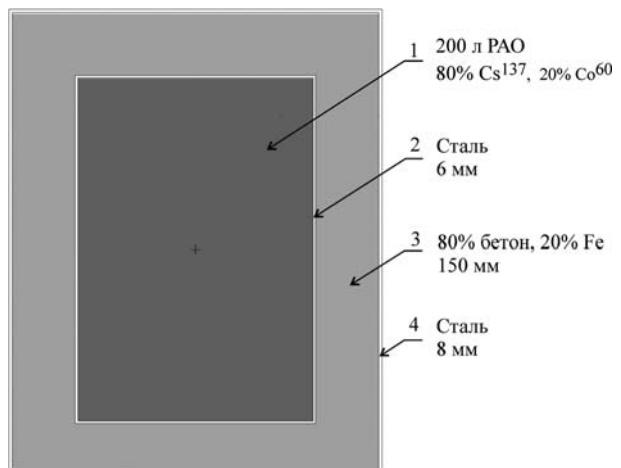


Рис. 2. Геометрическая модель для моделирования методом Монте-Карло

ряд цилиндров различной толщины и различных материалов (рис. 2). Для расчетов МЭД активность РАО была принята равной 10^9 Бк .

Результаты расчетов и их обсуждение. С помощью моделирования показано, что спектр гамма-квантов, формирующий МЭД на поверхности контейнера, соответствующим образом модифицируется по сравнению с начальным спектром РАО за счет самопоглощения самим РАО, а также за счет поглощения в защите контейнера. Спектр гамма-квантов на расстоянии 10 см от боковой внешней поверхности контейнера представлен на рис. 3.

На данном спектре наблюдаются линии, соответствующие энергиям гамма-распада от элементов Cs^{137} и Co^{60} , а также значительное количество низкоэнергетической составляющей за счет перерассеивания в РАО и защите контейнера. Однако с практической точки зрения более важной является характеристика мощности экспозиционной дозы, поэтому при исследовании замены композита бетон + железо на керамику в качестве основной характеристики было решено использовать значения МЭД в заданных точках.

В качестве контрольных точек для МЭД были взяты точки на середине боковой стороны контейнера, удаленные от нее на расстояние 10, 50 и 100 см соответственно, и точки на оси торца контейнера на расстоянии 10, 50, 100 см от поверхности.

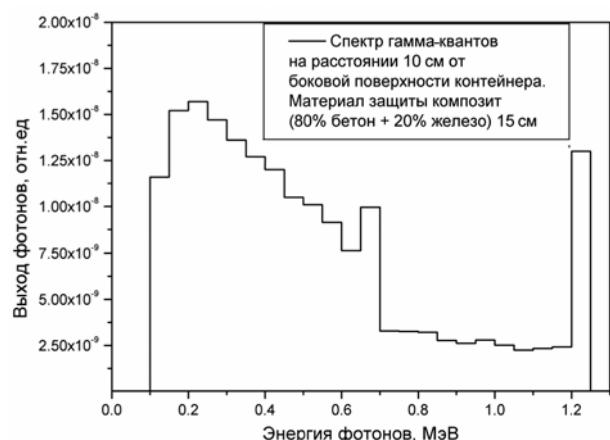


Рис. 3. Спектр гамма-квантов с боковой поверхности контейнера

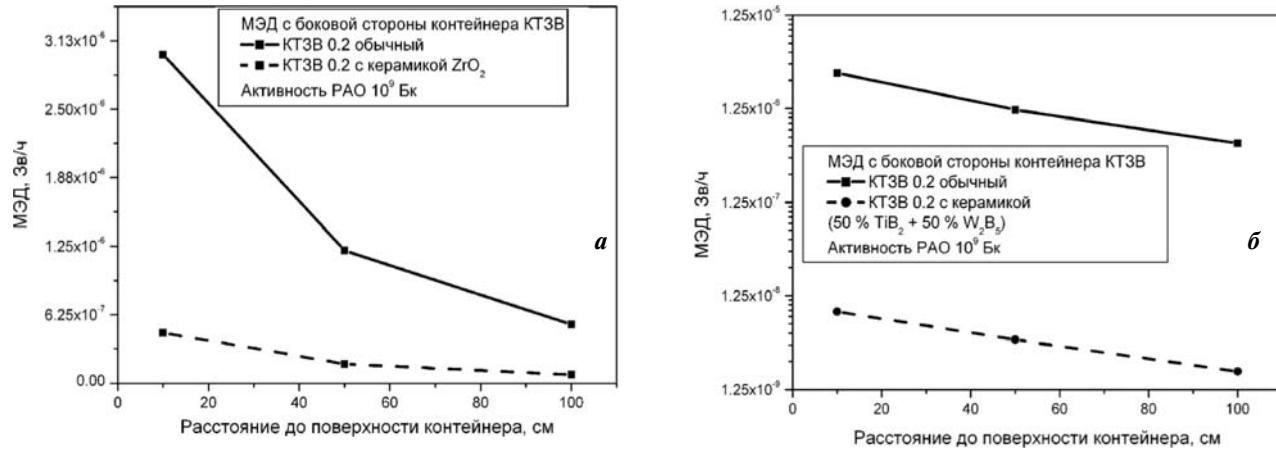


Рис. 4. Сравнение МЭД при замене наполнителя композит бетон + железо керамикой:
 а — гомофазная керамика ZrO₂; б — гетерофазная керамика (50 % TiB₂ + 50 % W₂B₅)

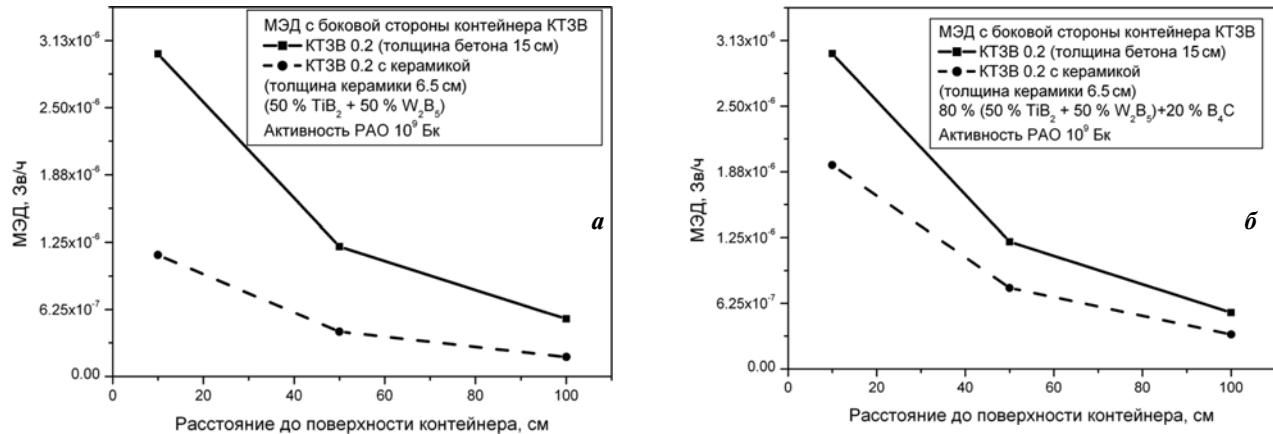


Рис. 5. Сравнение МЭД при замене композита бетон + железо гетерофазной керамикой массой равной композиту бетон + железо:
 а — керамика (50 % TiB₂ + 50 % W₂B₅); б — керамика 80 % (50% TiB₂ + 50 % W₂B₅) + 20 % B₄C

Рассчитанные значения МЭД для стандартного наполнителя композит бетон + железо в сравнении керамическим наполнителем представлены на рис. 4.

В случае гомофазной керамики значения МЭД по сравнению с обычным наполнителем меньше в 7 раз, а в случае гетерофазной керамики МЭД отличается более чем в 200 раз. В связи с этим проведены расчеты МЭД при уменьшении объема наполнителя. В качестве критерия взята масса контейнера, эквивалентная массе обычного наполнителя контейнера КТЗВ-0,2 (80 % бетон + 20 % железо).

При толщине стенок защитного контейнера 15 см масса композита бетон + железо превышает 1,5 т, плотность равна 3,44 г/см³. Максимальная плотность гетерофазной керамики состава 100 % (50%TiB₂ + 50%W₂B₅) равна 10,27 г/см³. Следовательно, для данной керамики при сохранении массы наполнителя возможно уменьшение толщины стенок с 15 см до 6,5 см. Результаты расчетов МЭД с уменьшенной толщиной керамической стенки по сравнению с обычным КТЗВ-0,2 приведены на рис. 5.

Результаты показывают, что даже при уменьшении толщины стенки значение МЭД примерно в 3 раза меньше, чем при использовании композита бетон + железо. Это может быть связано с тем, что массовые коэффициенты поглощения для вольфрама, входящего в состав гетерофазной керамики, больше чем у железа и больше чем у натрия,

калия и кальция, которые входят в состав бетона. Если использовать в качестве наполнителя 80 % (50 % TiB₂ + 50 % W₂B₅) + 20 % B₄C с плотностью 8,72 г/см³, то при сохранении толщины стенки в 6,5 см мы получаем массу наполнителя из керамики на 200 кг легче, чем смесь бетона и железа в КТЗВ-0,2. При этом значение МЭД на боковой поверхности контейнера примерно на 60 % меньше, чем для стандартного КТЗВ-0,2 (рис. 5, б).

Выводы

Проведено моделирование для определения радиационных нагрузок от РАО, находящихся в контейнере марки КТЗВ-0,2 с различными защитными материалами. В качестве альтернативного бетону материала были выбраны композитные керамики высокой плотности. Рассчитаны мощности экспозиционной дозы в контрольных точках. Выполнено сравнение значений МЭД для стандартного наполнителя защитного контейнера, состоящего из смеси стали и бетона со значениями МЭД для керамических наполнителей.

Показано, что наиболее эффективным материалом для контейнеров РАО является гетерофазная керамика X % (50% TiB₂ + 50% W₂B₅) + Y % B₄C при весовых соотношениях от 100 % (50 % TiB₂ + 50 % W₂B₅) до 80 % (50% TiB₂ +

+ 50% W₂B₅) + 20% B₄C. При дальнейшем уменьшении содержания (50% TiB₂ + 50% W₂B₅) сохраняется положительный баланс значений МЭД по сравнению с обычным композитом бетон + железо. При толщине стенки в 6,5 см значения МЭД меньше вплоть до состава керамики 60% (50% TiB₂ + 50% W₂B₅) + 40% B₄C, при котором МЭД на 10% больше, чем при использовании композита бетон + железо толщиной 15 см.

Таким образом, при использовании керамики при сохранении значений МЭД можно существенно уменьшить габариты и массу контейнера. При сохранении массы контейнера возможно уменьшение габаритов и снаряжение контейнера РАО с повышенной активностью при сохранении значений МЭД.

В зависимости от поставленной задачи и выборе критериев (максимальная МЭД, масса контейнера, максимальная активность РАО, габаритные размеры) возможна оптимизация характеристик контейнера методами математического моделирования. В частности, как показано в работе [5], можно уменьшить МЭД при помощи нахождения оптимального соотношения R/Z , где R — радиус цилиндра с РАО а Z — его высота. Ожидается, что при соответствующей оптимизации данного параметра можно дополнительно уменьшить МЭД до 30%.

Список литературы

1. Батий В. Г., Егоров В. В. и др. Оценка максимально допустимой активности упаковок с высокоактивными отходами // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2008. — Вип. 9. — С. 31–36.
2. Москвин В. М., Иванов Ф. М., Алексеев С. Н., Гузев Е. А. Коррозия бетона и железобетона, методы из защиты. — М.: Стройиздат, 1980. — 536 с.
3. Саенко С. Ю. Технологические подходы для обеспечения безопасности при обращении с радиоактивными отходами // Энергетика, экономика, технологии, экология. — 2007. — № 2(21). — С. 27–35.
4. Breismeister J. F., ed. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. LA-13709-M. Los Alamos National Laboratory: Los Alamos, NM. — 2000.
5. Писменецкий С. А., Рудычев В. Г., Рудычев Е. В. Анализ внешнего гамма-излучения цилиндрической емкости с РАО // Вісник Харк. ун-ту. Серія: Ядра, частинки, поля. — 2008. — № 808. — С. 53–60.

Надійшла до редакції 21.07.2010.

Программный комплекс для оценки и прогнозирования радиационной ситуации в Чернобыльской зоне отчуждения

Приведено описание структуры и возможностей программного комплекса, предназначенного для оценок и прогнозирования радиационной ситуации в Чернобыльской зоне отчуждения (ЧЗО). Комплекс позволяет рассчитывать поля концентрации радионуклидов в приземном воздухе, плотности выпадений на земную поверхность, дозы облучения как при аварийных выбросах из радиационно-опасных объектов в ЧЗО, так и в случае повышенной эмиссии радионуклидов с поверхности земли при экстремальных погодных условиях (включая вторичный ветровой подъем и лесные пожары).

Ключевые слова: аварийные выбросы, Чернобыльская зона отчуждения, моделирование атмосферного переноса.

М. М. Талерко, Е. К. Гаргер, Г. Г. Кузьменко

Програмний комплекс для оцінки та прогнозування радіаційної ситуації в Чорнобильській зоні відчуження

Наведено опис структури та можливостей програмного комплексу, призначеноого для оцінок та прогнозування радіаційної ситуації в Чорнобильській зоні відчуження (ЧЗВ). Комплекс дозволяє розраховувати поля концентрації радіонуклідів в приземному повітрі, щільноти випадінь на земну поверхню, дози опромінення як при аварійних викидах з радіаційно-небезпечних об'єктів у ЧЗВ, так і у разі підвищеної емісії радіонуклідів з поверхні землі при екстремальних погодних умовах (включаючи вторинний вітровий підйом та лісові пожежі).

Ключові слова: аварійні викиди, Чорнобильська зона відчуження, моделювання атмосферного перенесення.

© Н. Н. Талерко, Е. К. Гаргер, А. Г. Кузьменко, 2010

Pадиационное состояние в пределах Чернобыльской зоны отчуждения (ЧЗО), сложившееся в постварийный период, определяется прежде всего картиной радиоактивных выпадений на территории ЧЗО, а также наличием ряда потенциально опасных объектов (объект «Укрытие», ХОЯТ, пункты временной локализации радиоактивных отходов, пункты захоронения радиоактивных отходов и т. п.). На территории ЧЗО в различных компонентах природных экосистем сосредоточено около 5,5 ПБк ^{137}Cs , 2,5 ПБк ^{90}Sr , 0,1 ПБк трансурановых элементов (ТУЭ) [1]. В пунктах временной локализации радиоактивных отходов и пунктах захоронения радиоактивных отходов находится 4,5 ПБк ^{137}Cs , 3,5 ПБк ^{90}Sr , 0,1 ПБк ТУЭ [1]. В объекте «Укрытие» локализовано около 340 ПБк радионуклидов [1]. На концентрацию радионуклидов в приземном слое атмосферы над территорией ЧЗО и связанной с нею дозой облучения персонала влияют также природные и антропогенные факторы: вариабельность погодных условий, проведение строительных и земляных работ в различных участках ЧЗО, возникновение лесных пожаров и др. Кроме того, нельзя исключить и возможность возникновения аварийных ситуаций на радиационно опасных объектах в ЧЗО, что может привести к значительному повышению концентрации радионуклидов в воздухе и доз облучения персонала ЧЗО.

Созданная к настоящему времени в ЧЗО сеть постов измерений концентрации радиоактивных аэрозолей в атмосферном воздухе, радионуклидных выпадений и мощности экспозиционной дозы в целом обеспечивает контроль радиационного состояния в ЧЗО [2]. Тем не менее приоритетной задачей является дальнейшее повышение аварийной готовности, обеспечивающее защиту персонала ЧЗО и население прилегающих территорий. Эта задача в настоящий период решается в рамках работы, выполняемой корпорацией «Укратомприбор» по заказу Государственного специализированного научно-производственного предприятия «Экоцентр». В Институте проблем безопасности АЭС НАН Украины, являющемся соисполнителем этой работы, разработан программный комплекс, предназначенный для прогнозирования развития аварийной ситуации в ЧЗО и ее последствий с целью обеспечения защиты персонала и населения рядом с ее границами. В статье приводится краткая характеристика возможностей комплекса и описание включенных в него физико-математических моделей поступления радионуклидов в атмосферу над территорией ЧЗО, их атмосферного распространения и осаждения на подстилающую поверхность.

Общая характеристика комплекса

Программный комплекс создан на основе физико-математических моделей эмиссии, атмосферного переноса и осаждения радионуклидов. Предназначен для расчетов объемной и поверхностной концентрации радионуклидов в пределах ЧЗО, доз внешнего и внутреннего (за счет ингаляционного поступления) облучения персонала ЧЗО и населения рядом с ее границами. Может использоваться как при нормальных условиях в ЧЗО, так и при повышенной эмиссии радионуклидов в воздухе (аварийные ситуации на радиационно-опасных объектах в ЧЗО, экстремальные погодные условия).

Особенностью комплекса является его возможность рассчитывать распространение выбросов в атмосфере от

нескольких источников одновременно (в данной версии — от одного до трех включительно). При этом рассматриваются источники трех различных типов, для описания которых необходимо использование принципиально различных моделей.

Комплекс состоит из следующих блоков:

1. Лагранжево-эйлерова модель атмосферного переноса радионуклидов LEDI, предназначенная для расчетов распространения радиоактивной примеси в атмосфере от высотных точечных или объемных источников (вентиляционные трубы, здания) [3].

2. Модель распространения радионуклидов в атмосфере вследствие их подъема с поверхности земли (площадной поверхностный источник), предназначенная для оценок загрязнения воздуха при естественном ветровом переносе радионуклидов с радиоактивно загрязненного участка или техногенном подъеме вследствие проведения на нем строительных или земляных работ, интенсивного движения тяжелой техники и пр.

3. Модель подъема и распространения радионуклидов в атмосфере вследствие лесных пожаров (или пожаров на участках травы) в пределах ЧЗО.

4. Блок расчета доз внешнего облучения от радиоактивности в воздухе и в выпадениях на земную поверхность и доз внутреннего облучения за счет ингаляционного поступления радионуклидов в организм человека.

Указанный набор моделей объединен общим интерфейсом, позволяющим пользователю получать входную информацию о метеорологической обстановке в пределах ЧЗО, выбирать параметры источников радиоактивного загрязнения, производить расчеты и заносить их результаты в общую базу данных (БД) измерений и расчетной информации.

Комплекс рассчитывает указанные выше характеристики для нуклидов ^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am — основных дозообразующих нуклидов в пределах ЧЗО в настоящее время. Кроме того, в список нуклидов, для которых может быть произведен расчет, включен ^{131}I , образование и выход в атмосферу которого возможны в результате проектной радиационной аварии на ХОЯТ-1 [4].

Программный комплекс позволяет работу в двух режимах: он-лайн (комплекс получает все необходимые для моделирования исходные данные в режиме реального времени) и офф-лайн (ретроспективное моделирование по сохраненным в БД метеорологическим параметрам и данным по источникам из БД или заранее сохраненным в БД сценариям выброса).

Комплекс оценивает текущую радиационную ситуацию и прогнозирует ее развитие на период от 1 до 24 ч.

В результате моделирования могут быть получены пространственные распределения (для территории ЧЗО) и динамика во времени:

объемных концентраций отдельных радионуклидов в приземном воздухе и плотности выпадений на подстилающую поверхность;

мощности дозы внешнего облучения за счет радионуклидов, находящихся в воздухе и на земной поверхности;

мощности дозы внутреннего облучения за счет ингаляционного поступления радионуклидов;

интегральные по времени значения объемных концентраций и указанных доз за заданный период расчета.

Указанные значения рассчитываются в узлах регулярной сетки, покрывающей территорию ЧЗО размером 50×50 км с шагом 500 м, и в точках расположения

39 постов АСКРО в пределах ЧЗО (постах контроля МЭД) и в 28 населенных пунктах вблизи границ ЧЗО.

Одновременно с сохранением результатов расчетов сохраняются сценарии выбора количества, состава и отдельных характеристик источников радиоактивного загрязнения воздуха, использованные в ходе текущей расчетной сессии, а также ссылки на метеорологические данные из БД, использованные для расчетов.

Интерфейс программного комплекса включает:

а) главное окно с картографической информацией о ЧЗО (основные картографические слои) и результатами расчетов (в виде изолиний расчетных полей). Пользователь имеет возможность просматривать временную динамику любой из рассчитанных величин;

б) окно редактора сценариев, позволяющего формирование нового сценария выбросов, а также редактирование созданных ранее. Каждый из сценариев включает количество и тип источников, время начала и длительность выброса, их координаты, нуклидный состав и мощность выброса, геометрические размеры источников и т. п.;

в) окно представления результатов расчетов для постов АСКРО, расположенных в ЧЗО, в численном (табличном) виде и в виде графиков временной динамики изменения рассчитанных величин;

г) окно представления результатов расчетов в населенных пунктах вблизи ЧЗО в виде, аналогичном для постов АСКРО.

Лагранжево-эйлерова модель распространения радионуклидов в атмосфере LEDI

Лагранжево-эйлерова диффузионная модель переноса примеси в атмосфере LEDI [3] разработана для расчетов переноса примеси на расстояния до 1000 км от газоаэрозольного «точечного» источника с эффективной высотой выброса от 0 до 1500 м.

Модель учитывает следующую входную информацию:

нестационарность метеорологических характеристик (вследствие суточного хода параметров пограничного слоя атмосферы или изменений погоды);

пространственную неоднородность метеорологических характеристик;

различные типы источника по длительности выброса (залповый, конечного времени действия, непрерывный), фазовому (газовый, аэрозольный) и изотопному составу;

горизонтальную неоднородность подстилающей поверхности.

Источник выброса в атмосферу моделируется в виде последовательности выбросов («клубов») с учетом изменчивости количества вещества или активности в них. В модели используется сочетание лагранжевого и эйлерового методов к описанию распространения примеси в пограничном слое атмосферы. Такой подход позволяет при относительно небольших затратах времени для расчетов на ЭВМ физически корректно учесть основные факторы, определяющие перенос примеси. Трехмерная задача расчета распространения примеси в атмосферном пограничном слое разбивается на три стадии:

1) вычисления горизонтальной траектории распространения примеси на основе лагранжевого метода частицы;

2) расчеты вертикального профиля концентрации примеси в узлах горизонтальной траектории, выполняемые с помощью одномерного полуэмпирического уравнения

турбулентной диффузии. Уравнение учитывает вертикальную турбулентную диффузию, гравитационное оседание аэрозольных частиц, сухое и влажное осаждение примеси на подстилающую поверхность, вертикальные движения воздуха синоптического масштаба, изменения количества примеси в атмосфере благодаря химическим реакциям или радиоактивному распаду. Вертикальный профиль коэффициента турбулентности параметризован согласно теории подобия Монина-Обухова;

3) вычисление распределения концентрации примеси в поперечном направлении, которое полагается нормальным с дисперсией, параметризованной как сумма вкладов горизонтальной турбулентной диффузии и расширения струи примеси за счет взаимодействия поворота ветра с турбулентностью в пограничном слое атмосферы.

Модель использует следующую входную информацию:

а) метеорологическую (данные измерений полей температуры и ветра в слое до 3 км, данные о количестве осадков);

б) данные о параметрах выброса (мощность выброса, его фазово-нуклидный состав и т. д.);

в) данные о характеристиках подстилающей поверхности (рельеф, растительность).

Модель распространения загрязняющей примеси в атмосфере вследствие ветрового подъема с площадного наземного источника

В основу данной модели положена гауссова модель струи от точечного высотного источника (модель МАГАТЭ) [5], обобщенная для случая распространения тяжелой примеси.

Обобщение этого подхода к расчету атмосферного распространения радиоактивности от поверхностного источника прямоугольной формы с размерами $2a \times 2b$ (рис. 1) и плотностью радиоактивного загрязнения Q ($\text{Бк}/\text{м}^2$), которая предполагается постоянной в пределах источника, приводит к следующему выражению для концентрации радиоактивной примеси в воздухе вблизи поверхности земли ($z = 0$) в точке с координатами x_0, y_0 (начало координат помещено в центр прямоугольного источника):

$$c(x_0, y_0, 0) = \frac{jQ f_R f_F f_W}{U \sqrt{2}} \times \left[\int_{L_A}^{L_B} \frac{dL \cdot \exp(-W_g \cdot L/U)^2}{\sigma_z(L)} \left[\operatorname{erf}\left(\frac{AB}{\sqrt{2}\sigma_y(L)}\right) - \operatorname{erf}\left(\frac{AD}{\sqrt{2}\sigma_y(L)}\right) \right] + \right. \\ \left. \times \int_{L_B}^{L_D} \frac{dL \cdot \exp(-W_g \cdot L/U)^2}{\sigma_z(L)} \left[\operatorname{erf}\left(\frac{BC}{\sqrt{2}\sigma_y(L)}\right) - \operatorname{erf}\left(\frac{AD}{\sqrt{2}\sigma_y(L)}\right) \right] + \right. \\ \left. + \int_{L_D}^{L_C} \frac{dL \cdot \exp(-W_g \cdot L/U)^2}{\sigma_z(L)} \left[\operatorname{erf}\left(\frac{CD}{\sqrt{2}\sigma_y(L)}\right) - \operatorname{erf}\left(\frac{BC}{\sqrt{2}\sigma_y(L)}\right) \right] \right], \quad (1)$$

где $AD = (y_0 + b)/\cos \alpha - L \cdot \tan \alpha$; $AB = -(a + x_0)/\sin \alpha + L \cdot \cot \alpha$; $BC = (y_0 - b)/\cos \alpha - L \cdot \tan \alpha$; $CD = (a - x_0)/\sin \alpha + L \cdot \cot \alpha$; c — концентрация примеси, $\text{Бк}/\text{м}^3$; j — интенсивность подъема радиоактивных аэрозолей в атмосферу вследствие

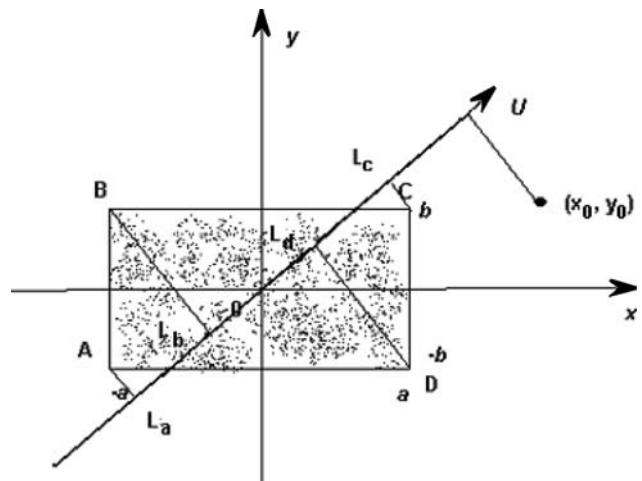


Рис. 1. Схема расположения поверхностного прямоугольного источника и связанной с ним декартовой системы координат:

L_a, L_b, L_c, L_d — точки проекций вершин A, B, C, D прямоугольника на прямую вдоль направления ветра (направление ветра показано стрелкой); x_0, y_0 — координаты точки, в которой вычисляется значение объемной концентрации

естественного ветрового подъема или техногенной деятельности, $1/c$; $\operatorname{erf}(x)$ — функция ошибок; a — направление ветра, град; U — скорость ветра, $\text{м}/\text{с}$; σ_y, σ_z — стандартные отклонения распределения координат частиц примеси соответственно в горизонтальном и вертикальном направлениях, м , определяемые согласно [5]; W_g — гравитационная скорость падения аэрозольной частицы, $\text{м}/\text{с}$.

Коэффициенты f_R, f_F и f_W представляют собой поправки на радиоактивный распад, снижение концентрации радионуклида в воздухе за счет его осаждения на подстилающую поверхность и влажного вымывания атмосферными осадками соответственно, определяемые согласно [5].

Рис. 1 и формула (1) соответствуют ситуации, когда направление ветра находится в пределах $[180; 180 + \arctg(a/b)]$ (интегрирование проводится по переменной L по отрезкам в последовательности $L_a L_b, L_b L_d, L_d L_c$). Для других направлений формула (1) легко модифицируется.

Параметризация интенсивности подъема радиоактивных аэрозолей в атмосферу j для различных условий вторичного подъема аэрозоля в атмосферу проводится согласно [6].

Входная метеорологическая информация для модели — стандартные данные наблюдений на метеостанции, по которым определяются скорость и направление приземного ветра и класс устойчивости нижнего слоя атмосферы по Пасквиллу.

Модель для расчета подъема и атмосферного переноса радиоактивных аэрозолей при лесных пожарах

Наблюдения показывают, что над территорией лесного пожара в зависимости от размеров и типа пожара, его тепловых характеристик, а также метеорологических условий может либо формироваться, либо не формироваться конвективная струя (колонка) над территорией пожара. Ко второму случаю также относится завершающая стадия лесного пожара, при которой происходит тление горючих материалов.

Для моделирования атмосферного переноса радиоактивности при лесных пожарах на радиоактивно загрязненной территории ЧЗО используется комплекс моделей, описывающий подъем и распространение аэрозольных частиц для различных режимов формирования полей воздушных потоков над территорией пожаров, — конвективного и неконвективного.

Критерий условия реализации каждого из указанных режимов в простейшем случае нейтрально стратифицированной атмосферы был рассмотрен Байрамом [7]. Оценки показали, что для интенсивности тепловыделения с единицы кромки пожара, равной 50 кВт/м (это значение может рассматриваться как среднее для рассматриваемых условий), скорость ветра, при которой происходит смена режимов, равна 4 м/с. Это значение принято в качестве критерия выбора модели для расчетов атмосферного переноса радиоактивных аэрозолей: при скорости ветра до 4 м/с используется модель конвективного режима факела над лесным пожаром, при большей — модель неконвективного режима.

Конвективный режим формирования факела над лесным пожаром. В этом случае в атмосфере над пожаром формируется вертикальная или наклонная конвективная колонка. Дымовые частицы могут подниматься восходящими воздушными потоками в струе на высоту до 1–3 км. Восходящая воздушная струя должна рассматриваться как вертикальный (или наклонный) протяженный источник радиоактивной примеси вследствие подъема аэрозольных частиц и их выноса в окружающую атмосферу через боковые границы струи. Далее вне конвективной струи распространение радиоактивного аэрозоля определяется ветром в слое подъема конвективной струи, турбулентными свойствами атмосферы, характеристиками аэрозоля и может быть рассчитано с помощью обычных методов моделирования диффузационного переноса.

В этом случае модель состоит из двух блоков, описывающих:

- формирование перегретой конвективной струи над территорией пожара;
- последующее рассеяние примеси в атмосфере под влиянием атмосферной турбулентной диффузии и адвекции переноса.

Для расчетов траектории и внутренних параметров перегретой конвективной струи в стратифицированной атмосфере и сносящем потоке реального поля ветра (с изменяющимися по высоте скоростью и направлением) использована численная модель [8], применявшаяся для оценок доз облучения пожарных в ЧЗО [9]. С ее помощью рассчитывается, в частности, интенсивность выноса аэрозольных частиц через боковую поверхность струи как функция высоты. Далее активный участок струи (на котором ее температура выше окружающей атмосферы) представляется как протяженный источник радиоактивных аэрозолей для расчетов по диффузионным моделям. С этой целью он разбивается на слои, каждый из которых рассматривается как источник с определенными высотой, интенсивностью выброса и горизонтальными размерами. Далее каждый слой рассматривается как источник аэрозолей для диффузионной модели. Дальнейшее загрязнение окружающей атмосферы каждым таким источником оценивается с помощью ларанжево-эйлеровой модели LEDI, описанной выше. Общее загрязнение воздуха рассчитывается как сумма вкладов каждого слоя конвективной струи.

Неконвективный режим распространения дыма над территорией пожара. Этот режим характеризуется отсутствием отчетливо выраженной конвективной колонки над территорией пожара. При этом дымовая струя прижимается к земле, т. е. реализуется так называемый режим плюмажа. В этом случае площадь пожара можно рассматривать как площадной наземный источник радиоактивных аэрозолей, поступающих в воздух при горении.

Для расчетов распространения радиоактивной примеси от лесного пожара при неконвективном режиме его протекания используется модель распространения радионуклидов в атмосфере вследствие их подъема с поверхности земли (площадной поверхностный источник), изложенная выше. При этом в (1) интенсивность ветрового подъема j заменяется отношением k/T , где k — оценка доли активности, поднимающейся в атмосферу при пожаре, от общего запаса радиоактивности в лесном массиве на выгоревшей территории, которая в модели положена равной 0,04 [7]; T — длительность пожара, с.

При сложной форме территории, охваченной пожаром, она может быть разбита на ряд прямоугольных областей, и расчет проводится по каждому источнику отдельно.

Методы расчета доз облучения

Мощность эффективной дозы внешнего облучения человека на открытой местности от радионуклидов в воздухе («облачная» компонента внешнего облучения) H_{air} , Зв/с, может быть рассчитана по формуле [10]

$$H_{air} = A_V B_a \quad (2)$$

где A_V — объемная концентрация радионуклида в приземном слое атмосферы, $\text{Бк}\cdot\text{м}^{-3}$; B_a — дозовый коэффициент внешнего облучения фотонами от радиоактивного облака, $\text{Зв}\cdot\text{м}^3/(\text{с}\cdot\text{Бк})$.

Аналогично мощность эффективной дозы внешнего облучения человека на открытой местности от радионуклидов в выпадениях на земную поверхность H_{dep} , Зв/с, может быть рассчитана по формуле [10]

$$H_{dep} = A_D B_d, \quad (3)$$

где A_D — плотность выпадений радионуклида на земную поверхность, $\text{Бк}\cdot\text{м}^{-2}$; B_d — дозовый коэффициент внешнего облучения фотонами от выпадений радионуклида на земную поверхность, $\text{Зв}\cdot\text{м}^2/(\text{с}\cdot\text{Бк})$.

Дозовые коэффициенты для нуклидов,ываемых в разработанном расчетном комплексе, определяются согласно [11].

Для расчетов полной мощности дозы внешнего облучения выполняется интегрирование по заданному периоду и суммирование вкладов всех нуклидов.

Мощность эффективной дозы внутреннего облучения вследствие ингаляционного поступления радионуклидов в организм человека H_{inh} , Зв/с, рассчитывается согласно модели [12]:

$$H_{inh} = A_V \cdot B \cdot DC, \quad (4)$$

где A_V — концентрация радионуклида в воздухе, $\text{Бк}/\text{м}^3$; B — скорость дыхания человека, $\text{м}^3/\text{с}$; DC — дозовый коэффициент ингаляционного облучения, $\text{Зв}/\text{Бк}$.

Особенностью данной модели является учет зависимости дозы ингаляционного облучения от возраста человека. Референтные значения скорости дыхания человека

задаются согласно [13]. Учитывая, что оценки доз облучения с использованием разработанного комплекса будут применяться в основном для персонала, работающего в ЧЗО, они проводятся для категории «Взрослые».

Заключение

После планируемого ввода в эксплуатацию комплекса современных средств метеорологических измерений на территории ЧЗО в полном объеме (содар, три автоматические метеостанции, высотная мачта для измерений вертикальных профилей метеоэлементов) разработанный программный комплекс обеспечит оперативную поддержку принятия решений о введении контрмер по защите персонала, работающего на территории ЧЗО, и населения вблизи ее границ при возникновении ситуаций повышенной радиологической опасности.

В дальнейшем он может быть усовершенствован для выполнения более широкого круга задач.

1. С помощью программного комплекса может прогнозироваться развитие радиационной обстановки за пределами ЧЗО в случае событий, приводящих к значительному выносу радиоактивности за пределы зоны отчуждения (в частности, аварийные ситуации на объекте «Укрытие» и лесные пожары на загрязненной территории). Лагранжево-эйлерова модель LEDI, включенная в разработанный комплекс, позволяет рассчитывать перенос радиоактивности на мезомасштабные расстояния порядка десятков и сотен километров (например, для Киева и других крупных населенных пунктов Украины и Беларусь), а также трансграничный перенос (страны Восточной и Западной Европы, Россия). Однако для реализации такой задачи программный комплекс должен быть обеспечен входной метеорологической информацией в виде данных модели численного прогноза погоды с высоким разрешением по пространству порядка 10–30 км по горизонтали (например, данные моделей MM5, WRF, HIRLAM).

2. В реальных условиях неопределенность оценок мощности источника выброса радиоактивности в атмосферу может достигать нескольких порядков. С целью минимизации погрешности расчетов, выполняемых комплексом, целесообразно включить в его состав блок восстановления параметров источника выброса, основанный на решении обратной задачи распространения радиоактивного выброса в атмосфере. Это позволит уточнить мощность параметров источника радиоактивного выброса, используя данные измерений, проводящихся в ЧЗО (объемные концентрации, выпадения, МЭД).

Список литературы

1. 20 років Чорнобильської катастрофи. Погляд у майбутнє: Національна доповідь України. — К.: Атіка, 2006. — 224 с.
2. Киреєв С. Ш., Годун Б. А., Деревець В. В. та ін. Радіаційно-екологічний моніторинг навколошнього середовища в зоні відчуження. Досвід та перспективи розвитку // Міжнар. конф. «Двадцять років Чорнобильської катастрофи. Погляд у майбутнє», Київ, 24–26 квітня 2006 р.
3. Талерко Н. Н., Гаргер Е. К. Опыт тестирования модели атмосферного переноса LEDI на основе натурных экспериментов и Чернобыльских данных: Препринт / НАН Украины. Институт проблем безопасности АЭС, 05–1 (2005). — 16 с.
4. Chernobyl NPP Liquid Radwaste Treatment Safety Analysis report (Final Revision 3). T-KEY-N/6//1000117/00103 rev. 2 — 30.05.2003.
5. Atmospheric dispersion in nuclear power plant siting: A safety guide, Safety series No. 50-SG-S3. — Vienna: IAEA, 1980.
6. Гаргер Е. К. Вторичный подъем радиоактивного аэрозоля в приземном слое атмосферы. — Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС, 2008. — 192 с.
7. Гришин А. М. Математическое моделирование лесных пожаров и новые способы борьбы с ними. — Новосибирск: Наука, 1992. — 408 с.
8. Талерко Н. Н. Расчет подъема радиоактивной примеси из аварийного блока Чернобыльской атомной электростанции // Метеорология и гидрология. — 1990. — № 10. — С. 39–46.
9. Kashparov V. A., Lundin S. M., Kadygrib A. M. et al. Forest fires in the territory contaminated as a result of the Chernobyl accident: radioactive aerosol resuspension and exposure of fire-fighters // Journal of environmental radioactivity. — 2000. — V. 51. — P. 281–298.
10. Гусев Н. Г., Беляев В. А. Радиоактивные выбросы в биосфере: Справ. — М.: Энергоатомиздат, 1986. — 224 с.
11. Eckerman K. F., Leggett R. W. DCFPAK: Dose coefficient data file package for Sandia National Laboratory, Oak Ridge National Laboratory Report ORNL/TM-13347. — Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, 1996.
12. Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides: Part 5 Compilation of ingestion and inhalation dose coefficients. ICRP Publication 72. Ann. ICRP 26 (1). — Oxford: Pergamon Press, 1996.
13. Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides: Part 4 Inhalation dose coefficients. ICRP Publication 71. Ann. ICRP 25 (3–4). — Oxford: Pergamon Press, 1995.

Надійшла до редакції 27.07.2010.

Разработка средства дезактивации спецодежды и средств индивидуальной защиты на основе малореагентных химических составов

Приведены результаты разработки средства дезактивации спецодежды и средств индивидуальной защиты на основе малореагентных химических составов для уменьшения объемов жидких радиоактивных отходов.

Ключевые слова: дезактивация, радиоактивные отходы, спецодежда, средства индивидуальной защиты.

В. Г. Иванец

Розробка засобу дезактивації спецодягу та засобів індивідуального захисту на основі малореагентних хімічних складів

Наведено результати розробки дезактивації засобу спецодягу і засобів індивідуального захисту на основі малореагентних хімічних складів для зменшення об'ємів рідких радіоактивних відходів.

Ключові слова: дезактивація, радіоактивні відходи, спецодяг, засоби індивідуального захисту.

В последние десятилетия широкое применение в технике, промышленности, медицине и науке нашли технологии с использованием источников ионизирующего излучения, радиоактивных веществ и ядерных материалов. Любой вид деятельности человека совместно с пользой для общества несет за собой и негативные последствия. Одним из таких негативных последствий в сфере использования ядерной энергии является образование радиоактивных загрязнений поверхности. Для снижения или устранения радиоактивного загрязнения поверхностей применяют различные способы дезактивации. Естественно, к процессу дезактивации сформулированы требования, связанные с соблюдением санитарно-гигиенических норм, причем особенно жесткие требования — к дезактивации спецодежды и средств индивидуальной защиты как наиболее влияющих на здоровье человека в процессе его трудовой деятельности.

Основным способом дезактивации спецодежды и средств индивидуальной защиты персонала в настоящее время служит стирка. В процессе стирки происходит значительное образование жидких радиоактивных отходов, имеющих повышенное содержание поверхностно активных веществ (ПАВ) и других реагентов, препятствующих в дальнейшем их эффективной переработке — упариванию и цементации. Поэтому разработка малореагентных способов дезактивации спецодежды и средств индивидуальной защиты при условии сохранения или увеличения эффективности по сравнению с существующими аналогами является актуальной задачей, решение которой позволит повысить экологическую безопасность радиационных технологий.

Стиркой называют процесс очистки спецодежды, спецобуви и средств индивидуальной защиты от загрязнений при помощи водных растворов ПАВ. Радиоактивное загрязнение спецодежды (СО) и средств индивидуальной защиты (СИЗ) имеет свои особенности. СО и СИЗ могут быть загрязнены жиромасляными отложениями, лакокрасочными покрытиями, цементной и металлической пылью, сажей и уличной грязью, липкими веществами, которые закрепляются на тканях, проникая между волокнами в поры и щели.

Радионуклиды в «загрязнении», главным образом, представлены соединениями типа простых Me_nO_m (UO_2 , PuO_2 , SrO , Cs_2O и др.) и сложных форм образования $Me_n^{+}Me_p^{+}Me_c^{+}O_m^{-}$, где Me^+ , Me^{++} — элементы периодической системы Менделеева: кальций, магний, железо, алюминий, кремний, цезий, уран, плутоний и др. Кроме того, радионуклиды могут находиться в виде твердых частиц пыли и в трудноудаляемой сложной адсорбированной на тканях форме, а также в различных степенях окисления в виде сорбированных на тканях растворимых или полимеризованных форм. Например, рутений-106 и церий-144 образуют соединения, сорбированные на тканях: рутений — со степенью окисления от 0 до 8, а церий — от 2 до 4.

В общем виде процесс загрязнения волокон тканей состоит из следующих фаз:

осаждения частиц пигментов из внешней среды на поверхность волокна;

адсорбции загрязнения внешней поверхностью волокна; диффузии загрязнения внутрь волокна;

фиксации загрязнений волокнами.

Основными факторами, влияющими на загрязнение, являются статическое электричество, износ тканей, жиромасляные пленки, структура и вид ткани.

В воде с естественной концентрацией солей растворимость радионуклидов составляет от $n \cdot 10^{-7}$ до $n \cdot 10^{-10}$ Кн/л, что значительно меньше, чем необходимо для дезактивации с требуемой эффективностью. Поэтому для дезактивации нужно применять дезактивирующие растворы, которые:

быстро и полно смачивают обрабатываемую поверхность и загрязняющее вещество;

разрушают связь радиоактивного вещества с поверхностью и переводят загрязнение в раствор;

предотвращают повторную сорбцию радиоактивного загрязнения поверхностью;

не оказывают разрушающего действия на поверхность и не вызывают увеличения сорбционной способности поверхности материала;

при переходе в сточные воды спецпрачечной обеспечивают очистку сточных вод с помощью установленного очистного оборудования и применяемой технологии.

Таким образом, технология дезактивации СО и СИЗ должна исключать возможность образования труднорастворимых соединений в процессе стирки и способствовать переводу загрязнения в раствор как в форме воднорастворимых соединений, так и в солюбилизированной форме дисперсных труднорастворимых соединений.

Соответственно режимы дезактивации СИЗ должны обеспечивать:

значение коэффициента дезактивации не менее 20;

удаление нерадиоактивных загрязнений биологического и технического характера;

необходимую дезинфекцию СИЗ;

сохранение внешнего вида, защитных и эксплуатационных свойств дезактивируемых СИЗ;

непревышение усадки материалов и снижения прочности на разрыв значений, указанных в нормативной документации на материал [1].

Система водный растворитель — изделия — загрязнения — усилиями характеризуется сложностью и многофакторностью. Основными факторами, непосредственно влияющими на процесс дезактивации при разработке нового состава с учетом режимов стирки, были выбраны концентрации смеси ПАВ, регуляторов рН дезактивирующих растворов, комплексообразователей, электролитов, отбелителей, стабилизаторов, отдушки.

Основные и вспомогательные компоненты рецептур подбирались исходя из того, что современные моющие-дезактивирующие средства, независимо от товарной формы, должны быть удобными для использования, обеспечивать высокое моющее и дезактивирующее действие, предотвращая старение и разрушение дезактивируемых поверхностей, быть стабильными при хранении, легко выделяться из сточных вод или разлагаться не нанося экологического ущерба окружающей среде. При этом дезактивирующие средства должны способствовать снижению энергоемкости процесса стирки, сокращению образования жидких радиоактивных отходов (ЖРО) и уменьшению их солесодержания, а также затрат на переработку и хранение ЖРО.

Поскольку обеспечить максимум удовлетворения всех требований невозможно ввиду их противоречивости, а иногда и взаимоисключения, каждая рецептура разрабатывалась исходя из понимания, что конечный продукт должен представлять собой разумный компромисс основных функциональных и эксплуатационных свойств, а также стоимости. В связи с этим поставленная в работе задача сводилась к разработке дезактивирующих средств, обладающих лучшими моющими и дезактивирующими способностями

при заданной себестоимости и уровне воздействия на окружающую среду. При этом учитывалось, что производство дезактивирующих средств должно быть технологичным, а заложенные в рецептуру компоненты — доступными.

В результате работы по созданию нового дезактивирующего состава можно свести к определению и исследованию многокритериальной функции с определением интервала значений факторов для разработки оптимального дезактивирующего состава. Для этой цели было предложено использовать метод уступок, т. е. поиск не единственного точного оптимума, а некоторой области решений, близких к оптимальному, — квазиоптимального множества.

При решении многокритериальной задачи методом последовательных уступок вначале выполняется качественный анализ относительной важности частных критериев; на основании такого анализа критерии располагаются и нумеруются в порядке убывания важности, так что главным является критерий K_1 , менее важен критерий K_2 , затем следуют остальные частные критерии $K_3, K_4 \dots, K_S$. Максимизируется первый по важности критерий K_1 и определяется его наибольшее значение Q_1 . Затем назначается величина «допустимого» снижения (уступки) $\Delta_1 > 0$ критерия K_1 и ищется наибольшее значение Q_2 второго критерия K_2 при условии, что значение первого критерия должно быть не меньше, чем $Q_1 - \Delta_1$. Снова назначается величина уступки $\Delta_2 > 0$, но уже по второму критерию, которая вместе с первой используется при нахождении условного максимума третьего критерия, и т. д. Наконец, максимизируется последний по важности критерий K_S при условии, что значение каждого критерия K_r из $S - 1$ предыдущих должно быть не меньше соответствующей величины $Q_r - \Delta_r$; получаемые в итоге стратегии считаются оптимальными.

Таким образом, оптимальной считается всякая стратегия, являющаяся решением последней задачи из следующей последовательности задач:

$$1) \text{ найти } Q_1 = \sup_{u \in U} K_1(u)$$

$$\sup K_2(u)$$

$$2) \text{ найти } Q_2 = u \in U$$

$$K_1(u) \geq Q_1 - \Delta_1$$

$$\sup K_S(u)$$

$$3) \text{ найти } Q_S = \frac{u \in U}{K_1(u) \geq Q_r - \Delta_r} \\ r = 1, 2, \dots, S - 1$$

Если критерий K_S на множестве стратегий, удовлетворяющих ограничениям задачи S , не достигает своего наибольшего значения Q_S , то решением многокритериальной задачи считают максимизирующую последовательность стратегий $\{uk\}$ из указанного множества ($\lim K_S(uk) = Q_S$) [2].

Таким образом, при использовании метода последовательных уступок многофакторная задача сводится к поочередной максимизации частных критериев и выбору величин уступок. Величины уступок характеризуют отклонение приоритета одних частных критериев перед другими от лексикографического: чем уступки меньше, тем приоритет жестче.

В соответствии с вышеизложенным при создании дезактивирующих рецептур были выбраны следующие критерии с ограничением интервала исследований, в порядке ранжирования:

1. Концентрация ПАВ от 10,0 до 25,0 %. Диапазон выбирался исходя из соображений достижения высокого моющего действия при сохранении приемлемой себестоимости конечного продукта.

2. Концентрация комплексообразователей от 15,0 до 20,0 %. Диапазон выбирался для умягчения воды до уровней, способствующих достижению максимальной моющей способности ПАВ, а также исходя из необходимости стабилизации пероксидных соединений — компонентов разрабатываемых средств.

3. Концентрация регуляторов pH от 10,0 до 15,0 %. Диапазон выбирался из соображений достижения и поддержания pH дезактивирующих растворов на уровне 7,8—10,2 для обеспечения максимального моющего действия используемых ПАВ.

4. Концентрация электролитов от 10,0 до 20,0 %. Диапазон выбирался из соображений предельного уменьшения критической концентрации мицеллообразования использованных ПАВ.

5. Концентрация отбеливателей от 15,0 до 20,0 %. Диапазон выбирался на основании статистического анализа типов и уровней загрязнений (жировые, масляные, белковые, радиоактивные, сажевые и др.) спецодежды, СИЗ с целью достижения в дезактивирующих растворах оптимальной концентрации свободного кислорода, необходимого для эффективного окислительного разрушения загрязнений.

Таким образом на первом этапе были получены наборы интервалов значений концентраций компонентов дезактивирующего раствора. На втором этапе экспериментально оценивались дезактивирующие свойства 106 рецептур растворов согласно требованиям ГОСТ 4.70—81 «Рецептуры дезактивирующие. Система показателей качества продукции». Для корректного сравнения эффективности разрабатываемых средств дезактивации и составления наилучшей рецептуры их экспериментальная проверка проводилась при одинаковых условиях исходного загрязнения, температуре, времени дезактивации и механическом воздействии.

В результате получен ряд рецептур с наилучшими режимами дезактивации в зависимости от природы дезактивируемой поверхности, видов радиоактивных, механических, масляно-жировых загрязнений, солевого состава используемой воды:

Наименование композиции	Назначение
ЩИТ КС	Очистка масляно-графитовых и радиоактивных загрязнений СО
ЩИТ С1	Очистка обычных, жирных, масляно-графитовых и радиоактивных загрязнений СО в жесткой воде
ЩИТ К *	Очистка от радиоактивных загрязнений СО, оборудования и помещений
ЩИТ Щ**	Очистка от радиоактивных загрязнений СО

На основании проведенных исследований разработано 8 дезактивирующих средств и получено 8 патентов Украины [3]. Также на разработанные средства дезакти-

вации марки «ЩИТ» получены ТУ У 23509551.003—97 и ТУ У24.6—31454306—001—2004. Производство данных средств налажено на научно-производственной базе ЗАО «Энергохим» (г. Киев).

Результаты испытаний в условиях промплощадки ОП «Южно-Украинская АЭС» и ОП «Запорожская АЭС» с использованием стандартных рецептур и малореагентных средств дезактивации марки «ЩИТ» свидетельствуют о том, что коэффициенты дезактивации 1 кг сухой СО и СИЗ средством «ЩИТ» аналогичны стандартным, а по ряду загрязнений увеличены до 10 раз; расход химических реагентов снижен на 50—70%; расход воды и объемы сточных вод — на 20—30%; солесодержание сточных вод спецпрачечных сокращено на 15—24%; объемы кубовых остатков после выпаривания сточных вод спецпрачечных уменьшены на 40—55%; стоимость — на 10—15%.

Кроме того, при применении дезактивирующих средств «ЩИТ» возникают положительные социальные и экологические эффекты: сокращается время дезактивации СО и СИЗ, что приводит к уменьшению дозовой нагрузки на персонал спецпрачечных; сокращается количество образующихся ЖРО, что проявляется в уменьшении экологических рисков и повышении безопасности АЭС; сокращается длительность работы оборудования, используемого для дезактивационных работ, а также для последующей переработки ЖРО, что ведет к снижению степени его износа, увеличению продолжительности межремонтного срока эксплуатации и, в конечном итоге, к увеличению сроков его эксплуатации.

Выводы

Предлагаемая методика исследований может быть с успехом адаптирована для других случаев проведения дезактивационных работ. Это позволит выявить оптимальные дезактивационные средства для технологического цикла предприятия в целом и соответственно снизить затраты на проведение дезактивационных работ, а также дозовые нагрузки на персонал, проводящий дезактивационные работы.

Список литературы

1. Носовский А. В., Гавриш В. М., Ключников А. А., Ткачев Д. А. Дезактивация. — К.: Основа, 2009. — 298 с.
2. Подиновский В. В., Гаврилов В. М. Оптимизация по последовательно применяемым критериям. — М.: Сов. радио, 1975. — 192 с.
3. Патент на винахід № 65169 від 15.08.2005. «Дезактивуючий мийний засіб із зниженим піноутворенням».
4. Патент на винахід № 66017 від 15.12.2006. «Спосіб дезактивації спецодягу від радіоактивних забруднень».
5. Патент на винахід № 78517 від 10.2007. «Спосіб дезактивації спецодягу від радіоактивних забруднень».

* Средство с добавлением кислотных составляющих.

** Средство с добавлением щелочных составляющих.

Надійшла до редакції 06.07.2010.

А. Л. Клевцов, В. Ю. Орлов,
С. А. Трубчанинов

Государственный научно-технический центр
по ядерной и радиационной безопасности

Принципы создания портала знаний по безопасности ядерных установок

Описываются общие принципы создания портала знаний по безопасности ядерных установок. В дальнейшем эти принципы могут быть задействованы при реализации проекта по разработке портала знаний Государственного комитета ядерного регулирования Украины.

Ключевые слова: управление знаниями, портал знаний, инTRANет, интернет, базы данных.

О. Л. Клевцов, В. Ю. Орлов, С. О. Трубчанинов

Принципи створення порталу знань з безпеки ядерних установок

Описуються загальні принципи створення порталу знань з безпеки ядерних установок. У подальшому ці принципи можуть бути задіяні для реалізації проекту з розробки порталу знань Державного комітету ядерного регулювання України.

Ключові слова: керування знаннями, портал знань, інTRANет, інтернет, бази даних.

В последние годы во всем мире организации ядерной отрасли проводят активную работу по реализации проектов создания и внедрения систем управления знаниями. Под управлением знаниями подразумевается интегрированный, системный подход к процессу идентификации, приобретения, преобразования, развития, распространения, использования, сохранения знаний и создания условий для коллективной выработки новых знаний сотрудниками предприятия, что способствует достижению стратегических целей данного предприятия [1].

Целью управления знаниями являются, прежде всего, сохранение знаний нынешнего поколения специалистов и передача их молодым специалистам, а также обеспечение более простого, быстрого и удобного доступа сотрудников предприятия ко всем знаниям, накопленным к текущему моменту.

Задача создания и развития систем управления ядерными знаниями актуальна и для ядерной энергетики Украины, причем она касается как эксплуатирующей организации и ее обособленных подразделений (АЭС), так и других организаций, работающих в этой отрасли, в том числе органа регулирования ядерной и радиационной безопасности, а также организации научно-технической поддержки. Создание системы управления ядерными знаниями имеет важное практическое значение для обеспечения эффективной информационной поддержки в процессе реализации всех основных функций Государственного комитета ядерной безопасности Украины (нормирование, лицензирование и надзор).

В качестве одного из важнейших инструментов управления знаниями на предприятиях ядерной отрасли используются специализированные порталы знаний (Knowledge Portals). МАГАТЭ выпущен документ [2], в котором содержатся рекомендации по их созданию на АЭС, определены цели, назначение, основные принципы проектирования, типовая структура порталов и опыт их использования. Этот документ целесообразно учитывать и при создании портала знаний в Государственном комитете ядерного регулирования (ГКЯР) Украины.

Порталы знаний

Порталы являются средствами интеграции, которые предоставляют пользователям удобный доступ ко всем информационным ресурсам организации (предприятия) через единую точку входа. Как правило, в различных организациях имеются информационные системы и базы данных для сбора важной информации и регистрации документации, но зачастую они доступны только сотрудникам конкретных подразделений, размещены и работают на компьютерах с различной программной средой. Порталы призваны устранить этот недостаток и дать унифицированный доступ ко всей необходимой информации с любого рабочего места. Кроме того, современный уровень развития интернет-технологий позволяет превратить web-ресурсы организаций в мощные интерактивные инструменты взаимодействия сотрудников, обеспечить проведение многих технологических операций в удаленном режиме и доступ сотрудников к информационным ресурсам предприятия и различным внешним ресурсам (поисковым системам, библиотекам, базам данных и т. д.) как со своих рабочих мест, так и извне.

Информационные порталы обязательно включают в себя средства для обеспечения ввода и организации входной информации, надежного хранения данных, получения и аналитической обработки данных. Кроме того, портал знаний играет роль мощного инструмента для полнофункционального поиска информации по всему объему корпоративных знаний.

Порталы являются средствами коммуникации сотрудников предприятия, в распоряжение которых предоставляются удобные инструменты для взаимодействия и обсуждения различных аспектов профессиональной деятельности, а также средствами совместной работы нескольких специалистов над проектами, обеспечивающими отслеживание процесса работы, управление версиями документов и т. д. В перспективе подобные средства групповой работы смогут обеспечивать коммуникацию сотрудников не только в пределах конкретной организации, но позволят также наладить эффективное взаимодействие со специалистами других организаций.

Таким образом, порталы знаний ускоряют доступ к необходимой информации, уменьшают продолжительность обработки данных, ускоряют обмен информацией, значительно увеличивают объем доступной информации, улучшают форму представления данных, сохраняют так называемые неявные знания. Организация должна предпринимать конкретные действия для накопления знаний, которые каждый день создаются ее сотрудниками. В противном случае эти знания и опыт будут теряться при увольнении сотрудников. Информационные порталы помогают структурировать и накапливать знания, что позволяет сохранять и наращивать интеллектуальный потенциал организации.

Доступ к порталу должен обеспечиваться через интранет (внутренняя сеть организации), екстранет (корпоративная сеть) и интернет.

Согласно [3] можно выделить шесть базовых особенностей порталов знаний.

1. *Система управления содержанием.* С помощью данного сервиса информация портала систематизируется по структурированным каталогам, которые содержат ссылки на содержимое портала. При этом каждый пользователь (или группа пользователей) имеет возможность создавать собственные разделы портала, формировать их структуру и наполнять необходимой информацией.

2. *Поиск и навигация.* В системе обеспечивается возможность полнофункционального поиска информации по разным типам файлов и документов по разным признакам по всему порталу в целом, локального поиска по выбранному разделу портала, а также глобального поиска вне портала. Кроме того, пользователь должен иметь возможность просматривать схему (карту) портала, которая демонстрирует полное дерево иерархии разделов портала и позволяет перемещаться по nim.

3. *Интеграция приложений.* Благодаря объединению с системами электронного документооборота, управлческого анализа, аналитическим программным обеспечением и базами данных, портал играет роль интегрированного инструментального средства, с помощью которого пользователь может получить одновременный доступ ко всей необходимой ему информации. Для пользователя портал — это единое средство доступа к корпоративным приложениям, информации и процессам. Это своего рода «единое окно», настроенное согласно требованиям каждого пользователя и доступное из любой точки благодаря web-технологиям.

4. *Служба персонализации.* Эта служба обеспечивает защиту конфиденциальной информации за счет авторизации пользователей и разделения прав доступа, а также дает возможность пользователю настроить интерфейс под свои нужды. Портал предоставляет возможность создания профиля пользователя с учетом его информационных потребностей.

5. *Совместная работа.* Пользователи портала могут взаимодействовать между собой, совместно использовать информационные ресурсы портала и организовывать совместную работу над проектами.

6. *Однократная регистрация.* Это технология, благодаря которой конкретный пользователь входит в систему только один раз и получает доступ ко всему многообразию включенных в состав портала инструментальных средств, сервисов, документов, баз данных и знаний, необходимых в его работе.

Общие требования к порталу знаний ГКЯР Украины

Уровень подготовленности персонала регулирующего органа и информационная поддержка его деятельности являются одними из необходимых условий качественного и эффективного выполнения ГКЯР Украины своих функций. Все задачи относительно комплектации, обучения персонала и передачи ему знаний требуют усовершенствования подходов к подготовке персонала, а также к накоплению, систематизации и распространению знаний для обеспечения сохранения и передачи опыта в регуляторной деятельности, особенно с учетом намерений правительства Украины построить новые энергоблоки АЭС.

Создание системы обучения и повышения квалификации персонала является важным фактором в таких новых сферах регулирования государственной безопасности в Украине, как продление срока эксплуатации АЭС и вывод их из эксплуатации. Для достижения данных целей необходимо сохранение уже существующих знаний о результатах эксплуатации энергоблоков, накопление этих знаний в едином хранилище и предоставление доступа сотрудникам регулирующего органа к ним.

При реализации проекта по созданию портала знаний следует учитывать:

осуществление регуляторной деятельности по трем основным направлениям: лицензирование; нормирование; надзор;

возрастное ограничение для штатных сотрудников ГКЯР Украины (до 60 лет); выход на пенсию опытных сотрудников, принимавших участие в ликвидации аварии на Чернобыльской АЭС; старение экспертов ГНТЦ ЯРБ;

территориальную распределенность: подразделений ГКЯР Украины в пределах Киева; аппарата ГКЯР Украины и инспекций; ГКЯР Украины и организаций технической поддержки (ГНТЦ ЯРБ); центрального офиса ГНТЦ ЯРБ и его филиалов;

большой объем неявных знаний у нынешних сотрудников ГКЯР Украины и ГНТЦ ЯРБ, а также у сотрудников, которые к настоящему моменту вышли на пенсию.

В рамках создания портала знаний можно выделить несколько важных задач:

компьютеризацию документооборота по направлениям деятельности: общей документации (приказы, распоряжения и т. п.); документооборота по лицензированию (движение документов, обосновывающих безопасность АЭС

и отдельных ее систем, отчетов о выполненных экспертизах, выводов экспертиз и прочее); по нормированию (ход разработки новых нормативных документов) и надзору;

обеспечение доступа к базам данных международных и национальных нормативных документов, справочников, словарей и пр.;

сохранение документации по лицензированию: документации заявителя (технические решения, отчеты по анализу безопасности, программы и методики испытаний и т. д.); документации ГКЯР Украины и экспертных организаций (выводы, отчеты о выполнении государственной экспертизы ЯРБ, сведения о согласовании и т. д.);

сохранение данных о деятельности АЭС и других организаций, которые работают в ядерной отрасли;

ведение баз данных справочной и научно-технической информации (как общей, так и по отдельным направлениям деятельности);

обучение и повышение квалификации персонала, создание учебных программ (базовых и по направлениям деятельности);

сохранение и развитие методик оценки безопасности;

обеспечение связи с международными организациями, внутренней связи подразделений ГКЯР Украины между собой, связи с АЭС и другими организациями, которые работают в сфере ядерной энергетики.

Использование опыта GRS (Германия) при создании портала знаний

При реализации проекта необходимо опираться на опыт других регулирующих органов и организаций технической поддержки в разработке аналогичных информационных порталов. В ходе рабочих встреч в 2009 и 2010 годах сотрудники ГНТЦ ЯРБ были ознакомлены с опытом GRS в части разработки портала знаний. GRS приступил к созданию портала знаний в 2001 г. для сохранения, представления, обеспечения доступа и улучшения обмена возрастающими с каждым годом объемами информации между сотрудниками предприятия (интранет), а также других заинтересованных организаций (екстранет). Кроме того, сотрудники получили возможность удаленного авторизованного доступа к порталу через интернет с использованием инструментального средства Virtual Private Network, разработанного компанией Cisco. Этот процесс потребовал около 4 человека-лет, а его развитие продолжается.

Главная страница портала содержит новости, обзор печати, список важных событий, главное меню, элементы управления поискового сервиса.

В свою очередь, главное меню содержит следующие пункты и подпункты:

главная страница;

компания: руководство компании; подразделения и отделы; деятельность предприятия; управление качеством; журнал новых идей; страница персонала (для обсуждения важных вопросов);

документация: отчеты; библиотека; коллекции данных; основные документы; квалификация и обучения;

сервисы: телефонный справочник; события; шаблоны и формуляры; справка по порталу; страницы подразделений GRS (в Берлине, Кельне, Гаршинге и Брауншвейге); база данных адресов; полезные ссылки;

центр проектов.

В состав портала знаний интегрированы разные средства хранения данных. Сам портал разработан и эксплуатируется с помощью Microsoft SharePoint Server, который обеспечивает хранение значительной части документов. Однако в состав портала также включены ранее разработанные фрагменты. Например, в раздел «Библиотека» включен библиотечный каталог, разработанный с помощью Lotus Notes. При этом, преимущественно, в данном каталогедерживаются лишь перечни литературы по разным направлениям со ссылками на печатные экземпляры документов. В электронном виде представлена лишь незначительная часть литературы.

В свою очередь, в раздел «Коллекции данных» включены разные базы данных, разработанные с применением различных средств: Oracle, SQL Server и др. Для доступа к некоторым базам данных нужна дополнительная авторизация пользователей. Для использования некоторых баз данных разработан web-интерфейс, который позволяет получать доступ к ним через портал.

Раздел «Квалификация и обучение» содержит информацию о будущих учебных курсах по профилю деятельности предприятия, а также материалы (статьи, тезисы докладов, презентации) учебных курсов, прочитанных ранее.

В разделе «Центр проектов» дан полный перечень всех проектов GRS и ISTec. Они группируются по компаниям и организациям, с которыми осуществляется сотрудничество в рамках проекта. По каждому проекту сохраняются разнообразная информация, описания и документы (как итоговые, так и промежуточные). Доступ к информации из некоторых проектов может быть ограничен авторами проекта.

В портале реализована возможность поиска информации по ключевым словам — как в целом по порталу, так и по отдельным его разделам.

В GRS есть несколько порталов по разным направлениям деятельности. В частности, финансовый отдел имеет собственный портал, доступ к которому строго ограничен.

По результатам анализа структуры и содержания портала GRS можно рекомендовать включить в состав портала ГКЯР Украины следующие основные разделы:

общая информация о ГКЯР Украины;

справочник по основным направлениям деятельности ГКЯР Украины;

регулирование ядерной безопасности (лицензирование, нормирование, надзор);

нормативно-правовая база;

деятельность ГКЯР Украины в рамках международного сотрудничества;

структура подразделений ГКЯР Украины (с описанием основных направлений деятельности каждого из них);

коллекция данных (документация, руководства по различным типам реакторов, полезные ссылки на другие сайты и порталы);

управление качеством;

журнал новых идей и предложений;

хранилище документов и отчетов ГКЯР Украины;

хранилище изображений и слайдов;

страница внутренних новостей ГКЯР Украины;

обучение и повышение квалификации (сведения об учебных курсах и их материалы);

телефонный справочник ГКЯР;

анонс важных событий ГКЯР Украины;

банк стандартных форм и бланков ГКЯР Украины;

сайты рабочих групп;
сайты общих проектов с другими организациями;
управление рабочими процессами;
система управления документами;
центр проектов.

Информационный портал GRS имеет гибкую структуру, благодаря чему пользователи портала могут добавлять новые или изменять существующие разделы в случае необходимости. Аналогичную концепцию следует принять при создании портала знаний ГКЯР Украины. При этом каждый сотрудник должен нести персональную ответственность за ту информацию, которую он размещает на портале.

При разработке портала необходимо обратить внимание на следующие особенности:

1. В портале должна быть реализована авторизация пользователей для доступа к информации. Кроме сотрудников ГКЯР Украины целесообразно обеспечить авторизованный доступ к ресурсам портала других заинтересованных организаций и лиц (в частности, ГНТЦ ЯРБ, инспекторы на АЭС, инспекции по радиационной безопасности).

2. Раздел «Управление рабочими процессами» должен содержать схемы реализации основных производственных процессов ГКЯР Украины с описанием последовательности действий и основных результатов на каждом этапе выполнения конкретного производственного процесса.

3. Система управления документами является важным средством регистрации, проверки и контроля документов, которые разрабатываются ГКЯР Украины. В частности, эта система позволяет контролировать рабочие версии конкретных документов и предотвращает возможность одновременного изменения одного и того же документа различными специалистами.

4. В портале ГКЯР Украины должны быть предусмотрены три способа доступа к документам:

по размещению (поиск осуществляется по иерархической структуре хранилища данных);

по семантике (поиск осуществляется по тематическим категориям, к которым относится необходимый документ);

по полнотекстовому поиску (реализуется автоматически с помощью поисковой службы по ключевым словам из текста необходимого документа).

5. Базы данных являются важным информационным ресурсом, но они рассматриваются лишь как часть конкретных разделов портала знаний. Базы данных должны быть разработаны так, чтобы был реализован интерфейс для web-доступа к ним через интранет и (или) интернет. Кроме баз данных, в портале используются другие ресурсы (списки, коллекции, библиотеки, хранилища, доски объявлений и пр.).

6. Центр проектов содержит ссылки на порталы отдельных проектов, которые сгруппированы согласно основным направлениям работы ГКЯР Украины. Для каждого проекта создаются основной и рабочий каталоги, в которых размещаются файлы проекта. Основной каталог содержит документы, которые завершены и прошли контроль качества. Рабочий каталог содержит текущие рабочие версии незаконченных документов. Доступ к файлам открыт для каждого сотрудника организации, но изменения в файлы могут вносить только непосредственные исполнители работ по конкретным проектам.

7. Должна быть создана карта портала, которая представляет собой полную иерархическую структуру всех разделов портала.

8. Необходимо предусмотреть специальные средства, которые позволят пользователям разрабатывать и добавлять новые разделы и отдельные страницы к порталу в случае необходимости.

Технические требования к порталу знаний

Разработка, развертывание и сопровождение портала ГКЯР Украины, соответствующего по техническим характеристикам порталу знаний GRS, требует наличия аппаратного обеспечения (сервер или серверы, каналы связи, другое коммуникационное оборудование) и программного обеспечения (система управления порталом, серверная операционная система, система управления базами данных — СУБД).

На текущий момент техническое оснащение и программное обеспечение, на котором базируется работа информационного портала GRS с поддержкой около 430 сотрудников, состоит из: одного сервера приложений, на котором установлено программное обеспечение по управлению всеми процессами портала Microsoft Office SharePoint Server 2007 (MOSS 2007) под управлением операционной системы Microsoft Windows Server 2003; одного индексного сервера для организации и работы системы поиска; одного сервера баз данных, на котором установлена СУБД Microsoft SQL Server 2005; каналов связи, работающих на скорости передачи данных до 1000 Мбит/с.

Основные технические параметры серверов, которые используются для работы портала: процессор Xeon DP5150 с тактовой частотой 2,66 ГГц; оперативная память — 4 Гбайт; дисковая подсистема, состоящая из двух жестких дисков 500 Гбайт с интерфейсом подключения SATA.

Работы по инсталляции и отладке платформы SharePoint для управления порталом в GRS, а также балансировка загрузки серверов выполнялись сторонней специализированной компанией. Эта же компания занималась дизайном главной страницы портала, а также переносом данных портала при переходе со старой версии SharePoint на новую.

Из перечня оборудования, программного обеспечения и работ по развертыванию портала GRS видно, что создание аналогичного портала ГКЯР Украины оценивается значительной суммой. Однако возможно несколько вариантов развертывания портала, в зависимости от того, как будут учитываться те или иные особенности, а именно:

1) информационные данные, которые уже существуют и используются в повседневной работе ГКЯР Украины, а также наличие баз данных, их структура, необходимость подключения к порталу и реализация доступа к ним (интерфейс);

2) наличие необходимого существующего аппаратного и программного обеспечения, каналов связи, а также возможность приобретения современного аппаратного и программного обеспечения как в полном объеме, так и отдельных его компонентов;

3) общее развитие аппаратного и программного обеспечения и перспективы его внедрения.

По первому пункту отметим, что в ГКЯР Украины существует сеть интранет, построенная на базе Microsoft Office SharePoint Services 2.0 и базы данных, которые работают под управлением СУБД Microsoft SQL Server. Разработка и дизайн web-страниц выполняются при помощи специализированной программы Microsoft FrontPage.

Вопрос об использовании баз данных непосредственно в портале нуждается в отдельном анализе и доработке.

Что касается второго пункта, ситуация довольно затруднительная. Существующее оборудование, с точки зрения использования необходимого программного обеспечения для работы портала, морально устарело. По крайней мере, несколько серверов нужно модернизировать (увеличить размер оперативной памяти, объем и производительность дисковой подсистемы).

Необходимое программное обеспечение также отсутствует. Вместо основного, но дорогого, программного обеспечения MOSS 2007 можно использовать бесплатное программное обеспечение — Microsoft Windows SharePoint Services 3.0, которое свободно распространяется компанией Microsoft и в большей части, с точки зрения функциональности, совместимо с MOSS 2007. Однако есть ряд функций, недоступных при использовании бесплатной версии. По крайней мере, будут недоступны такие службы, как автоматическая категоризация, тематические области, новости, персональные сайты, совместное использование служб, однократный ввод пароля, управление сайтом, профили пользователей. Отсутствие перечисленных служб на начальном этапе создания портала не должно препятствовать его развертыванию. Однако в этом случае портал будет обладать ограниченными возможностями, что снижает его эффективность и ликвидирует целый ряд преимуществ, возможных при внедрении портала в полном объеме.

Вместо сервера баз данных Microsoft SQL Server 2005, который используется в работе портала GRS, возможно использование существующего в распоряжении ГКЯР Украины сервера баз данных Microsoft SQL Server 2000, полностью совместимого как с MOSS 2007, так и с Microsoft Windows SharePoint Services 3.0.

Отдельным и важным вопросом является наличие каналов связи и их пропускная способность. Согласно техническим требованиям, для портала, работающего на платформе SharePoint, минимальная скорость канала передачи данных должна составлять 10 Мбит/с, а оптимальная — 100 Мбит/с. Как отмечалось выше, в работе портала GRS используются каналы связи со скоростью передачи данных до 1000 Мбит/с.

Переходя к третьему пункту, отметим, что в настоящее время развитие аппаратного и программного обеспечения идет в направлении перехода 32-разрядных систем на 64-разрядные как для оборудования, так и для программного обеспечения. Компанией Microsoft разрабатывается MOSS 2010, который будет иметь только 64-разрядную версию. Также принято решение относительно поддержки только 64-разрядной версии SQL Server. По заявлению разработчиков, скорость работы MOSS существенно повысится за счет использования 64-битных баз данных. Уже сейчас рекомендуют при работе MOSS 2007 использовать 64-разрядную версию SQL Server.

Выводы

В Государственном комитете ядерного регулирования Украины планируется реализация проекта по созданию портала знаний. На первом этапе ставится задача разработки детальной структуры портала знаний с учетом изложенных в данной статье общих принципов построения порталов, конкретных потребностей ГКЯР Украины и опыта других организаций. Второй этап состоит в технической и программной реализации портала.

При наличии финансирования наиболее благоприятным вариантом, с точки зрения разработки и дальнейшего развития портала и непрерывности работы существующего оборудования, было бы развертывание MOSS 2007 на новой аппаратной платформе и обеспечение достаточной пропускной способности каналов связи. Дополнительным преимуществом является то, что лицензия на использование MOSS 2007 включает программное обеспечение для разработки web-страниц Microsoft Office SharePoint Designer 2007, которое применяется вместо устаревшей программы Microsoft FrontPage.

При отсутствии финансирования, чтобы начать работы по созданию портала ГКЯР Украины, необходимо перераспределить загрузку серверов, высвободить хотя бы один сервер и модернизировать его. В качестве программного обеспечения по управлению порталом можно использовать бесплатный Microsoft Windows SharePoint Services 3.0. Отсутствие мощных каналов связи можно временно компенсировать расширением существующих каналов и распределением хранения информации и доступа к ней.

В дальнейшем, когда будет разработана основная структура портала знаний ГКЯР Украины и будут рассчитаны приблизительные объемы информационных потоков, можно будет более детально определиться с технической и программной платформой портала, а также каналами связи.

Список литературы

1. IAEA TECDOC No. 1510. Knowledge Management for Nuclear Industry Operating Organizations. — Vienna: IAEA, 2006.
2. NG-T-6.2. Development of Knowledge Portals for Nuclear Power Plants. — Vienna: IAEA, 2009.
3. Гладышев М. Е. Проблема сохранения знаний в атомной энергетике. Использование новых информационных технологий. Порталы знаний / М. Е. Гладышев, А. Н. Косилов, В. П. Сивоконь // Ядерные информационно-измерительные технологии. — М.: МЭК ТК 45 «Ядерное приборостроение», 2008. — № 3 (27). — С. 21–38.

Надійшла до редакції 08.06.2010.

Критерії відповідності організацій на право проведення навчання та перевірки знань з радіаційної безпеки

Проведено аналіз системи навчання та перевірки знань з радіаційної безпеки при використанні джерел іонізуючого випромінювання. Запропоновано критерії відповідності організацій на право проведення навчання та перевірку знань з радіаційної безпеки.

Ключові слова: радіаційна безпека, джерела іонізуючого випромінювання, критерії.

Л. І. Асламова

Критерии соответствия организаций на право проведения обучения и проверки знаний по радиационной безопасности

Выполнен анализ системы обучения и проверки знаний по радиационной безопасности при использовании источников ионизирующего излучения. Предложены критерии соответствия организаций на право проведения обучения и проверки знаний по радиационной безопасности.

Ключевые слова: радиационная безопасность, источники ионизирующего излучения, критерии

© Л. І Асламова, 2010

Використання джерел іонізуючого випромінювання (ДІВ) на території України базується на дозвільному принципі. Згідно з вимогами чинного законодавства — статтею 7 Закону України “Про дозвільну діяльність в сфері використання ядерної енергії”, статтями 26, 81 Закону України “Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку”, пунктом 9.5.3 “Основних санітарних правил забезпечення радіаційної безпеки України” — діяльність з використання ДІВ підлягає обов’язковому ліцензуванню [1]—[3].

Будь-яка діяльність, пов’язана з використанням джерел іонізуючого випромінювання юридичними чи фізичними особами, які не мають дозволу (ліцензії, санітарного паспорта), виданого у встановленому порядку, забороняється. Відсутність ліцензії класифікується як правопорушення у сфері використання ядерної енергії.

Санітарний паспорт видає державна санітарно-епідеміологічна служба МОЗ України, а ліцензію — Державний комітет ядерного регулювання, який є основним уповноваженим центральним органом виконавчої влади з питань регулювання безпеки використання ядерної енергії та радіаційної безпеки в Україні, створений у грудні 2000 р. згідно з Указом президента України “Про державне регулювання ядерної та радіаційної безпеки” [4].

Державне регулювання безпеки використання ядерної енергії полягає в уbezпечені людини, довкілля, ядерних установок, ДІВ. Це передбачає здійснення нагляду за дотриманням нормативних вимог та умов наданих дозволів (ліцензій) організаціями та підприємствами (ліцензіятами) в процесі провадження діяльності з використанням ДІВ.

Відповідно до вимог Постанови Кабінету Міністрів України “Про затвердження порядку ліцензування окремих видів діяльності у сфері використання ядерної енергії”, наказу Державного комітету України з нагляду за охороною праці “Про затвердження Типового положення про порядок проведення навчання і перевірки знань з питань охорони праці та Переліку робіт з підвищеною небезпекою” [5], [6] персонал, який залучається до виконання робіт з використанням ДІВ, повинен підтверджувати наявність високої кваліфікації. Це можливо шляхом підвищення кваліфікації з курсу радіаційної безпеки при поводженні з ДІВ у відповідних організаціях.

Перелік організацій, що узгодили навчальні програми з питань радіаційної безпеки під час використання ДІВ, розміщено на сайті Державного комітету ядерного регулювання України. Але на сьогоднішній день в Україні не існує нормативно-правових актів, які би врегульовували вимоги до організацій, що проводять або мають наміри проводити підвищення кваліфікації ліцензіятів, навчання та перевірку знань з питань радіаційної безпеки при поводженні з ДІВ.

Київський національний університет імені Тараса Шевченка, враховуючи власний багаторічний досвід у сфері підвищення кваліфікації та розробки документів державного рівня з радіаційної безпеки [7]—[9], з метою підвищення вимог і рівня поводження з ДІВ та для покращення надання освітніх послуг ліцензіятам розробив вимоги (критерії) до організацій, що мають право проводити навчання та перевірку знань з радіаційної безпеки при використанні ДІВ. Запропоновані критерії передано на розгляд до Державного комітету ядерного регулювання України для врахування їх основних положень у процесі розроблення “Типового положення про порядок проведення навчання і перевірки знань з питань радіаційної безпеки при поводженні з ДІВ”.

Критерії поділено на обов'язкові та додаткові. До обов'язкових критеріїв належить наявність в організації:

ліцензії Міністерства освіти і науки України на надання освітніх послуг — підвищення кваліфікації згідно з вимогами Закону України “Про освіту” [10], Постанови Кабінету Міністрів України “Про ліцензування діяльності з надання освітніх послуг” [11];

ліцензії Державного комітету ядерного регулювання на використання джерел іонізуючого випромінювання;

висококваліфікованого професорсько-викладацького складу з науковими ступенями за акредитованим напрямом “Фізика” (спеціальність “Фізика” з досвідом роботи в ядерній фізиці та радіаційній безпеці, бажано не менше п'яти років);

навчальної програми, погодженої з регулюючими органами;

теоретичної й практичної частин, сучасної сертифікованої та перевіреної дозиметричної апаратури.

До додаткових критеріїв відноситься наявність можливості забезпечення житлом ліцензіятів на час проведення навчання з радіаційної безпеки.

Запропоновані критерії відповідності організацій на право проведення навчання та перевірки знань з радіаційної безпеки допомагатимуть:

повноцінному відбору організацій, що проводять або мають наміри проводити навчання та перевірку знань з радіаційної безпеки при використанні ДІВ;

підвищенню рівня підготовки ліцензіятів;

більш дієвому контролю за організацією процесу навчання з боку регулюючих органів та своєчасному внесенню коригувань з питань радіаційної безпеки

01 грудня 2009 р. Державний комітет ядерного регулювання України провів семінар на тему “Сучасні аспекти забезпечення якості професійної підготовки, перепідготовки та підвищення кваліфікації працівників, які залишаються до виконання робіт з джерелами іонізуючого випромінювання”. У семінарі взяли участь фахівці тих галузей, організації яких проводять навчання та перевірку знати з питань радіаційної безпеки при використанні ДІВ, а також представники зацікавлених міністерств та відомств. Під час роботи семінару розглядались запропоновані Київським національним університетом імені Тараса Шевченка критерії відповідності організацій на право проводити навчання та перевірку знань з радіаційної безпеки. За результатами наукової дискусії запропоновано:

1. Визначити та затвердити категорії осіб, які мають постійно проходити підготовку, перепідготовку та підвищення кваліфікації з питань радіаційної безпеки при проведенні робіт з використанням ДІВ. Розробити мінімальні кваліфікаційні вимоги для цих категорій.

2. Визначити Київський національний університет імені Тараса Шевченка Головним методичним учебовим центром з питань радіаційної безпеки та покласти на нього, зокрема, такі завдання:

ведення обліку учебових центрів;

забезпечення методологічної підтримки та координації робіт учебових центрів у цій сфері;

оцінювання діяльності учебових центрів;

ведення єдиної бази слухачів учебових центрів;

аналізування потреб у цій сфері та шляхи їх вдосконалення;

підготовка пропозицій центральним органам виконавчої влади щодо розробки, перегляду, скасування нормативно-правових актів з питань радіаційної безпеки.

3. Державному комітету ядерного регулювання України координувати діяльність з удосконалення системи професійної підготовки, перепідготовки та підвищення кваліфікації працівників, які залишаються до виконання робіт з використанням ДІВ.

Достатніми підставами для створення на базі Київського національного університету імені Тараса Шевченка Головного методичного учебового центру з питань радіаційної безпеки є:

проведення університетом підвищення кваліфікації з курсу “Радіаційна безпека та поводження з джерелами іонізуючого випромінювання” ліцензіятів, які використовують ДІВ у промисловості, науці, медицині, працюють з радіоактивними відходами, на підставі програм, погоджених з Державним комітетом ядерного регулювання України у 2001 р., Міністерством охорони здоров’я, Міністерством охорони навколишнього природного середовища України, Міністерством праці та соціальної політики України;

видача ліцензіям свідоцтва про підвищення кваліфікації встановленого державного зразка, CD-диска з лекційними матеріалами та нормативно-правовими актами у сфері використання ядерної енергії та радіаційної безпеки;

наявність в університеті з 2001 р. ліцензій Державного комітету ядерного регулювання України на право проведення діяльності з використанням ДІВ;

залучення кращих викладачів університету (кандидати, доктори фізико-математичних наук, доценти й професори) та фахівців і науковців з Ради Національної безпеки та оборони України, Державного комітету ядерного регулювання України, Міністерства охорони здоров’я, Асоціації радіологів України до читання слухачам лекцій за темою “Взаємодія іонізуючого випромінювання з речовиною та методи його реєстрації. Основи дозиметрії”, що є базовою для персоналу, який використовує ДІВ у промисловості, медицині тощо;

наявність сучасної бази дозиметричних приладів, які щорічно перевіряються Державним підприємством “Всеукраїнський науково-виробничий центр стандартизації, метрології, сертифікації та захисту прав споживачів”, що дає змогу ефективно проводити практичні заняття, використовуючи найкращі напрацювання МАГАТЕ з підготовки їх інспекторів.

Надання освітніх послуг з курсу “Радіаційна безпека та поводження з ДІВ” потребує постійного оновлення процесу підвищення кваліфікації згідно з вимогами новітніх технологій, а також аналізу та врахування пропозицій слухачів (ліцензіятів) для забезпечення якості та реалізації базових принципів радіаційного захисту: неперевищення, оптимізації, виправданості.

Висновки

Для впровадження системного підходу до удосконалення всієї системи навчання та перевірки знань з радіаційної безпеки при поводженні з ДІВ потрібно:

1. Розробити “Типове положення про порядок проведення навчання і перевірки знань з питань радіаційної безпеки при поводженні з ДІВ” з визначенням вимог (критеріїв) до організацій, які мають право проводити підвищення кваліфікації та перевірку знань з радіаційної безпеки.

2. Регулюючим органам контролювати організацію процесу професійної підготовки, перепідготовки та

підвищення кваліфікації працівників, які залучаються до виконання робіт з ДІВ.

3. У разі впровадження новітніх технологій оновлювати процес підвищення кваліфікації ліцензіатів.

4. Аналізувати та враховувати пропозиції ліцензіатів щодо процесу навчання.

5. Втілювати систему забезпечення якості в практичну діяльність при поводженні з ДІВ.

6. Проводити щорічні семінари з питань радіаційної безпеки для представників організацій, залучених до професійної підготовки, перепідготовки та підвищення кваліфікації ліцензіатів.

7. Об'єднати зусилля фахівців Державного комітету ядерного регулювання України, Ради національної безпеки та оборони України, Київського національного університету імені Тараса Шевченка в рамках їхньої компетенції.

Список літератури

1. Закон України “Про дозвільну діяльність в сфері використання ядерної енергії” № 1370 від 11.01.2000.

2. Закон України “Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку” № 39/95-ВР від 08.02.1995.

3. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України: затвердж. наказом МОЗ України № 54 від 02.02.2005, зареєстр. в Мін’юсті України 20.05.2005.

4. Указ Президента України “Про державне регулювання ядерної та радіаційної безпеки” від 05.12.2005 № 1303/2000.

5. Постанова Кабінету Міністрів України “Про затвердження порядку ліцензування окремих видів діяльності у сфері використання ядерної енергії” від 06.12.2000 № 1782.

6. Наказ Державного комітету України з нагляду за охороною праці “Про затвердження Типового положення про порядок проведення навчання і перевірки знань з питань охорони праці та Переліку робіт з підвищеною небезпекою” від 26.01.2005. № 15; зареєстр. в Мін’юсті України 15.02.2005 за № 231/10511.

7. Постанова Кабінету Міністрів України “Про доповнення переліку джерел іонізуючого випромінювання, діяльність з використання яких звільняється від ліцензування” від 21.01.2005 № 74.

8. Постанова Кабінету Міністрів України “Про внесення зміни до переліку джерел іонізуючого випромінювання, діяльність з використання яких звільняється від ліцензування” від 04.10.2006 № 1382.

9. Вимоги до системи управління якістю проведення діагностичних та терапевтичних процедур з використанням джерел іонізуючого випромінювання (НП 306.5.148–2008): затвердж. наказом Держатомрегулювання від 03.10.2008 № 166, зареєстр. Мін’юстом України 29.10.2008 за № 054/15745.

10. Закон України “Про освіту” ВР № 34 від 04.07.1991.

11. Постанова Кабінету Міністрів України “Про ліцензування діяльності з надання освітніх послуг” від 08.08.2007 № 1019.

Надійшла до редакції 13.05.2010.

Програма розвитку Державного науково-технічного центр з ядерної та радіаційної безпеки на 2010–2012 роки

Представлено основні положення Програми розвитку Державного науково-технічного центру з ядерної та радіаційної безпеки на 2010–2012 роки, що спрямована на розвиток науково-технічної підтримки державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки.

Ключові слова: науково-технічна підтримка, атомна енергетика, нормативна база, розвиток, регулювання ЯРБ.

Н. П. Валигун, І. І. Воробей, Н. Є. Мацулевич

Программа развития Государственного научно-технического центра по ядерной и радиационной безопасности на 2010–2012 годы

Представлены основные положения Программы развития Государственного научно-технического центра по ядерной и радиационной безопасности на 2010–2012 годы, направленной на развитие научно-технической поддержки государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности.

Ключевые слова: научно-техническая поддержка, атомная энергетика, нормативная база, развитие, регулирование ЯРБ.

© Н. П. Валігун, І. І. Воробей, Н. Є. Мацулевич, 2010

Aтомна енергетика України забезпечує майже половину загального обсягу виробленої електроенергії в країні. Наразі працюють 15 реакторів, розташованих на чотирьох атомних електростанціях, які експлуатує Державне підприємство «Національна енергогенеруюча компанія “Енергоатом”». Відповідно до Заяви про наміри, плануються заходи щодо спорудження енергоблоків № 3 та № 4 на майданчику Хмельницької АЕС. Три блоки Чорнобильської АЕС знімаються з експлуатації, на зруйнованому блоці № 4 реалізується «План здійснення заходів щодо перетворення об'єкта “Укриття” в екологічно безпечну систему» [1], [2]. В Україні функціонують підприємства з видобування та переробки уранових руд. Близько 5 тис. закладів та підприємств використовують більш як 25 тис. джерел іонізуючого випромінювання [3]. Спостерігається ріст використання джерел іонізуючого випромінювання в медицині. У країні є практично весь можливий спектр радіоактивних відходів (охоплюючи відходи після аварії на Чорнобильської АЕС).

Масштабне та постійно зростаюче використання ядерної енергії в усіх сферах життя, амбіційна програма розвитку ядерної енергетики, яка закріплена в енергетичній стратегії України [4], а також міжнародні режими безпеки, до яких приєдналася наша держава, зобов'язують Україну мати розвинену систему державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки.

Державне регулювання ядерної та радіаційної безпеки тісно пов'язане з численними і складними проблемами науково-технічного характеру, для вирішення яких загальноприйнятою практикою є створення при регулюючому органі організації науково-технічної підтримки (ОНТП).

Міжнародний досвід свідчить про зростаючу роль ОНТП у наданні науково-технічної консультації для прийняття регулюючих рішень [5]. У 2007 р. створено мережу європейських ОНТП (ETSON) з метою поширення в Європі науково-технічного співробітництва між ОНТП у сфері ядерної безпеки, що досягається, зокрема, систематичним обміном результатами науково-дослідних робіт і досвідом експлуатації ядерних установок та оцінкою безпеки, поширенням та гармонізацією практики оцінки ядерної безпеки.

Функції ОНТП при Державному комітеті ядерного регулювання України (Держатомрегулюванні) відповідно до постанови Кабінету Міністрів України № 52 від 03.02.1992 р. [6] виконує Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки (ДНТЦ ЯРБ). Протягом свого існування ДНТЦ ЯРБ накопичив науковий потенціал, який сприяє ефективній науково-технічній підтримці регулюючого органу [7]. В узагальненому вигляді основними формами науково-технічної діяльності ДНТЦ ЯРБ є:

розробка проектів норм і правил;

наукова, аналітична, експертна, інформаційна та консультивативна підтримка державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки у сфері використання ядерної енергії;

оцінка поточного стану ядерної та радіаційної безпеки ядерних установок, об'єктів для поводження з радіоактивними відходами та радіаційних технологій, а також ризиків від їх запровадження;

узагальнення досвіду діяльності в сфері використання ядерної енергії;

розробка обґрунтovаних рекомендацій з підвищення рівня ядерної та радіаційної безпеки;

опанування та застосування передового досвіду з аналізу та оцінки безпеки;

підготовка аналітичних та інформаційних матеріалів про стан ядерної та радіаційної безпеки в сфері використання ядерної енергії.

На підставі постанови Колегії Держатомрегулювання від 12.11.2009 р. № 25 «Про стратегію розвитку та реформування науково-технічної підтримки Держатомрегулювання» [8] розроблено Програму розвитку ДНТЦ ЯРБ на 2010–2012 роки.

Метою Програми є розвиток науково-технічної підтримки регулювання ядерної та радіаційної безпеки за всіма напрямами діяльності Держатомрегулювання, а саме створення відповідних науково-технічних та матеріальних можливостей ДНТЦ ЯРБ шляхом:

забезпечення висококваліфікованої науково-технічної та експертної підтримки регулювання ЯРБ за всіма напрямами діяльності Держатомрегулювання;

концентрування зусиль на удосконаленні нормативної бази з урахуванням потреби гармонізації національних вимог з положеннями сучасних міжнародних стандартів; активізації розробки нових та перегляду чинних НПА, які мають пріоритетне значення для регулювання безпеки;

впровадження сучасних детерміністичних та імовірнісних розрахунково-аналітичних моделей і методів регулювання безпеки з урахуванням нових напрямів розвитку ядерної енергетики, зокрема будування нових енергоблоків та дослідницького реактора, заводу з виробляння ядерного палива, складу відпрацьованого ядерного палива, об'єктів поводження з РАВ;

підтримки та підвищення кваліфікації й професіоналізму співробітників підприємства, здобуття лідеруючих позицій підприємства в галузі;

розширення наукових зв'язків підприємства, співпраці та партнерських відносин з вітчизняними науковими організаціями;

розширення обміну досвідом із зарубіжними партнера-ми в рамках програм міжнародної співпраці.

Стратегічною метою розвитку науково-технічної підтримки Держатомрегулювання є підвищення ефективності регулювання ядерної та радіаційної безпеки, забезпечення об'єктивності прийнятих рішень за всіма напрямами діяльності Держатомрегулювання, що випливають із запланованої масштабної діяльності з розвитку ядерної енергетики країни на період до 2030 року, і перш за все:

розвиток напрямів, пов'язаних з діяльністю Держатомрегулювання у сфері удосконалення нормативного регулювання;

удосконалення науково-технічної підтримки у сфері дозвільної діяльності та державної експертизи з ядерної та радіаційної безпеки;

розвиток науково-технічного забезпечення здійснення наглядової функції державного регулювання, впровадження сучасних методів інспектійної діяльності.

ДНТЦ ЯРБ для досягнення зазначених стратегічних цілей потрібно забезпечити у 2010–2012 рр. виконання таких основних завдань:

підвищити потенціал науково-технічної діяльності за-вдяки розвитку додаткових експертних можливостей та підсиленню оснащеності за напрямами «Теплогіdraulіка», «Нейтронно-фізичні процеси та фізика реакторів», «Матеріалознавство», «Міцність та надійність конструкцій», «Довгострокова безпека захоронення радіоактивних

відходів» завдяки оновленню парку розрахункових кодів, експертних розрахункових моделей тощо;

створити новий напрям досліджень з оцінки термо-механічної поведінки ядерного палива;

розвинути розрахунково-аналітичні потужності у сфері нейтронно-фізичних та теплогіdraulічних оцінок безпеки реакторних установок (РУ) з використанням пов'язаних розрахункових нейтронно-фізичних та теплогіdraulічних кодів;

спрямувати зусилля на створення в ДНТЦ ЯРБ підрозділу з розробки власних розрахункових кодів для аналізу нейтронно-фізичних та теплогіdraulічних процесів, виконання аналізу міцності різних конструкцій;

розвинути розрахунково-аналітичні потужності у сфері застосування імовірнісних методів та ризик-інформованих підходів;

підсилити експертні можливості за тематикою, пов'язаною з реалізацією програми «Ядерне паливо України», розвитком уранового виробництва, радіаційним захистом від джерел випромінювання, які використовуються в медицині, зняттям з експлуатації, поводженням з ядерними матеріалами та радіоактивними відходами, фізичним захистом;

сконцентрувати зусилля на удосконаленні нормативної бази з урахуванням потреби в гармонізації національних вимог з положеннями сучасних міжнародних стандартів;

взяти участь у розробці інтегральної системи нагляду за безпекою АЕС України;

розширити наукові зв'язки підприємства, співпрацю та партнерські відносини з вітчизняними науковими організаціями;

здійснювати планомірну підготовку та підвищення кваліфікації персоналу;

розширювати обмін досвідом із зарубіжними партнерами в рамках програм міжнародної співпраці та увійти до складу мережі європейських організацій науково-технічної підтримки регулюючих органів ETSON.

У свою чергу, зростання потенціалу науково-технічної діяльності шляхом розвитку додаткових експертних можливостей передбачає виконання заходів щодо:

новлення парку розрахункових кодів, сучасних експертних розрахункових моделей;

розвиток розрахунково-аналітичних потужностей у сфері застосування імовірнісних методів та ризик-інформованих підходів;

створення власних імовірнісних моделей для розв'язання задач у сфері регулювання ядерної та радіаційної безпеки (ЯРБ);

розвиток розрахунково-аналітичних потужностей у сфері нейтронно-фізичних та теплогіdraulічних оцінок безпеки реакторної установки з використанням розрахункових кодів;

розширення експертних можливостей з питань убезпечення будування нових енергоблоків та дослідницького реактора, заводу з виготовлення ядерного палива, фізичного захисту РУ, об'єктів поводження з ядерними матеріалами (ЯМ) та радіоактивними відходами (РАВ), а також з питань забезпечення режиму гарантій нерозповсюдження ядерних технологій та матеріалів.

Розвиток науково-технічної підтримки у сфері дозвільної діяльності та державної експертизи з ядерної та радіаційної безпеки передбачає:

пілотні дослідження в сфері аналізу важких аварій на прикладі однієї з українських АЕС;

удосконалення методичної бази проведення експертизи ядерної та радіаційної безпеки поводження з ЯМ та РАВ, зняття з експлуатації, радіаційної безпеки використання джерел іонізуючого випромінювання, що використовуються в медицині, а також радіаційних наслідків аварійних викидів тощо;

роздгляд, оцінку рішень, обґрутувань безпеки, звітних матеріалів щодо реалізації заходів з підвищення безпеки діючих енергоблоків АЕС, продовження строків експлуатації діючих енергоблоків та переоцінку їх безпеки, підготовку до будування нових енергоблоків (зокрема, №№ 3 і 4 Хмельницької АЕС); подальше розширення аналізу безпеки діючих енергоблоків (аналіз важких аварій, оцінка сейсмічної небезпеки тощо); удосконалення системи документування протиаварійних процедур, керівництв з управління важкими аваріями; кваліфікації обладнання, важливого для безпеки АЕС, проектування, будування, введення в експлуатацію та експлуатації об'єктів, призначених для поводження з ЯМ та РАВ; перевезення радіоактивних та ядерних матеріалів; зняття з експлуатації АЕС та радіаційно-небезпечних об'єктів; перетворення об'єкта «Укриття» в екологічно безпечну систему; використання ДІВ у медицині, науці та в промисловості.

Участь у розвитку нормативно-правової бази в сфері регулювання ЯРБ передбачає розширення тематичного спектра; розробку керівництва з використання ризик-інформованих підходів до прийняття рішень у регулюючих цілях під час інспекційної діяльності, виконання оцінки експлуатаційних подій, оцінки матеріалів з обґрутуванням безпеки, що надає експлуатуюча організація; розробку керівництва за напрямами регулювання питань безпеки зняття з експлуатації; розробку системи керівництв, які охоплюють всі складові поводження РАВ, і на основі цієї системи — забезпечення регулярного конструктивного діалогу з індустріальною стороною під час проектування, будування та експлуатації об'єктів, призначених для поводження з РАВ, та взаємозв'язків таких об'єктів. Це, у свою чергу, дає змогу удосконалити нормативно-правову базу в сфері регулювання ядерної та радіаційної безпеки з урахуванням досвіду країн з високим рівнем розвитку ядерної енергетики.

Участь у розробці інтегральної системи регулювання безпеки АЕС передбачає розробку системи критеріїв та індикаторів, що дають змогу відслідковувати поточний рівень безпеки та зміни експлуатаційних показників діючих енергоблоків з концентрацією інспекційного контролю з боку регулюючого органу та самоконтролю з боку експлуатуючої організації на провідних факторах, які мають вирішальне значення для безпеки. Це, у свою чергу, дає змогу здійснювати об'єктивний контроль стану діючих енергоблоків АЕС та ефективно провадити регулюючу діяльність на підставі моніторингу поточного рівня безпеки АЕС за сукупністю обраних критеріїв. Система націлена на підвищення ефективності регулювання ЯРБ, забезпечення об'єктивності прийнятих рішень, своєчасне інформування громадськості.

Розширення наукових зв'язків підприємства, співпраця й партнерські відносини з вітчизняними науковими організаціями НАН України спрямовані на удосконалення системи науково-технічної підтримки регулюючої діяльності. Співпраця має на меті залучення наукового потенціалу НАНУ до всеобщого розгляду в рамках державної експертизи ЯРБ матеріалів, які стосуються кількох галузей

знань та мають інноваційний або складний міждисциплінарний характер. Заплановано розробку програми довгострокової співпраці ДНТЦ ЯРБ з науковими інститутами НАНУ щодо спільних наукових досліджувань з регулюванням безпеки.

Систематичне оволодіння міжнародним досвідом передбачає розширення обміну досвідом із закордонними партнерами в рамках програм міжнародної співпраці; вивчення питання щодо укладання угод з державами, які реалізують ядерні програми (Фінляндія, Бельгія, Японія, Лівія, Арабська Республіка Єгипет, Польща, Росія, Білорусь та ін.), і щодо участі в міжнародному проекті SARNET-2; ефективніше використовування можливостей, що надаються програмами міжнародної співпраці; розвиток нових напрямів співпраці; участь у діяльності OECD NEA; входження до складу ETSON як асоційованого члена.

Підсилення наукової, аналітичної й інформаційної бази передбачає розвиток корпоративної інформаційної системи, поповнення фондів нормативної документації та технічної бібліотеки, ведення прикладних баз експертних й аналітичних даних, а також постійне оновлення інформації на сайті ДНТЦ ЯРБ. До цього блоку треба віднести роботи з удосконалення системи керування ядерними знаннями, зокрема розробку концепції системи керування знаннями, структури й основних технічних вимог до неї на базі корпоративного інформаційного порталу; підтримку в актуальному стані й постійне поповнення наявної бази даних; участь у проекті МАГАТЕ щодо створення національної системи керування ядерними знаннями.

Планомірна підготовка й підвищення кваліфікації персоналу включає такі основні напрями, як:

розвиток та удосконалення системи підготовки та підвищення кваліфікації персоналу;

розширення навчальних програм через залучення до процесу підготовки персоналу кваліфікованих фахівців ДНТЦ ЯРБ й організації НАНУ;

розвиток практики направлення співробітників на навчання й стажування в рамках програм міжнародної співпраці;

розвиток практики щодо участі експертів ДНТЦ ЯРБ в інспекційних перевірках, протиаварійних тренуваннях на АЕС та інших об'єктах;

розширення спектра використання технічних, аналітичних та методичних засобів, наявних в ДНТЦ ЯРБ; періодичну атестацію наукових працівників.

Висновки

Виконання програми дасть змогу розвинуті науково-технічні та матеріальні можливості ДНТЦ ЯРБ для забезпечення постійної та ефективної підтримки Держатомрегулювання за всіма напрямами його діяльності, підвищити кваліфікацію та професіоналізм співробітників підприємства, здобути лідеруючі позиції підприємства в галузі, зміцнити авторитет ДНТЦ ЯРБ на міжнародному рівні.

Реалізація заходів програми суттєво підвищить якість експертних робіт з аналізу безпеки, а також якість досліджувань у сфері регулювання ЯРБ.

У результаті виконання програми буде удосконалена система науково-технічної підтримки Держатомрегулювання.

Список літератури

1. Носовский А. В. Досвід зняття з експлуатації енергоблоків атомних електрических станцій // Наук. вісті НТУУ "КПІ". — 2003. — № 5 (31). — С. 27–35.
2. Носовский А. В. Преобразование объекта «Укрытие» в экологически безопасную систему: проблемы и пути решения // Энергет. политика Украины. — 2004. — № 78. — С. 114–121.
3. Носовский А. В. Введение в безопасность ядерных технологий / А. В. Носовский, Е. Н. Письменный, С. В. Широков и др. — К.: Техніка, 2006. — 360 с.
4. Енергетична стратегія України на період до 2030 року: схвалено розпорядженням Кабінету Міністрів України від 15 березня 2006 р. № 145-р.
5. Неклюдов І. М. Щодо вдосконалення системи науково-технічної підтримки Держatomрегулювання України / І. М. Неклюдов, Г. В. Громов, Н. П. Валігун, А. В. Носовський // Ядерна та радіаційна безпека. — 2009. — Т. 12, вип. 4. — С. 3–9.
6. Постанова Кабінету Міністрів України від 03.02.1992 р. № 52 «Про створення Державного комітету України з ядерної та радіаційної безпеки».
7. Валігун Н. П. Підсумкові результати науково-технічної діяльності ДНТЦ ЯРБ за 2009 рік. / Н. П. Валігун, І. І. Воробей, Н. А. Кравченко, В. В. Артюшенко // Ядерна та радіаційна безпека. — 2010. — Вип. 2 (46). — С. 3–8.
8. Постанова Колегії Держatomрегулювання від 12.11.2009 р. № 25 «Про стратегію розвитку та реформування науково-технічної підтримки Держatomрегулювання».

Надійшла до редакції 16.06.2010.

IV Міжнародна науково-технічна конференція «Інформаційні та керуючі системи АЕС: аспекти безпеки»

1–2 червня 2010 року у м. Харкові (Україна) відбулася IV Міжнародна науково-технічна конференція «Інформаційні та керуючі системи АЕС: аспекти безпеки». Її організатори — Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» спільно з Державним комітетом ядерного регулювання України, Національною атомною енергогенеруючою компанією «Енергоатом», Відділенням ядерної фізики та енергетики Національної академії наук України, Українським ядерним товариством і Харківською обласною державною адміністрацією.

У роботі конференції взяли участь більш як 80 фахівців провідних організацій України, Росії, Німеччини, Чехії, Аргентини.

Основні цілі конференції:

аналіз поточного стану робіт з ІКС АЕС (в аспекті безпеки);

визначення напрямків подальших робіт;
обмін досвідом.



У ході конференції представлено доповіді за трьома секціями:

Секція 1. Уbezпечення нових та модернізованих ІКС АЕС України та зарубіжних держав.

Секція 2. Підготовка фахівців з автоматизації АЕС.

Секція 3. Методи забезпечення та оцінки безпеки інформаційних та керуючих систем АЕС.

За результатами конференції прийнято ряд рішень, що стосуються:

продовження модернізації ІКС енергоблоків відповідно до програми НАЕК «Енергоатом» повузової заміни АСУТП;

використання нових електронних компонентів, які мають більш високу ступінь інтеграції та функціональних можливостей, ніж існуючі, подальшої комп'ютеризації БШУ, а також розширення функцій ІКС, призначених для моніторингу та діагностики технологічного обладнання, протипожежного управління і т. д.;

подальшої гармонізації нормативної бази України з міжнародними стандартами в частині перегляду чинних і розробки нових регулюючих документів щодо ІКС АЕС з урахуванням міжнародних вимог;

вдосконалення методів оцінки безпеки ІКС відповідно до міжнародного досвіду;

розробки методик оцінки безпеки та надійності цифрових систем, побудованих на новій елементній базі (зокрема, ПЛІС), верифікації та валідації програмного забезпечення, створення інструментальних засобів для оцінки безпеки тощо;

підготовки молодих фахівців відповідно до стратегії розвитку паливно-енергетичного комплексу України до 2030 року.

Редакція журналу «Ядерна та радіаційна безпека»
висловлює вдячність авторам статей,
підготовлених за матеріалами доповідей
на IV міжнародній науково-технічній конференції
«Інформаційні та керуючі системи АЕС: аспекти безпеки»,
та знайомить з ними читачів починаючи з цього випуску журналу.

Summaries

M. Gashev, O. Ligotskyy, A. Nosovsky, L. Pecherytsa

Technological and statistical analysis of operational events of Ukrainian NPP

Analysis of flow of the operational events occurred at Ukrainian NPPs in 2009 on a set of the directions characterizing operational safety.

Keywords: NPP, operational event, report, investigation, statistical analysis, root causes, corrective measures.

G. Gromov, A. Dybach, A. Sevbo, M. Gashev, V. Boychuk

Application of Risk-Informed Approaches in Inspection Activity

Application of risk-informed approaches allows focusing inspections on design and operation aspects that have a major impact on NPP safety, improvement and justification of inspection planning, and quantitative assessment of inspection findings. The article contains the methodology for application of risk-informed approaches in inspections, includes information on prepared guidelines and technical documents and proposals on future work.

Keywords: risk-informed approaches, enforcement, inspection, probabilistic safety analysis.

N. Vlasenko, M. Korotenko, S. Litvinenko, V. Stovbun, A. Kostikov, V. Podtynnykh, I. Morozov, R. Morozova, V. Trishin, V. Shevel'

Research into Protective Properties of Titanium and Zirconium Hydrides with Higher Hydrogen Content

The research into neutron protective properties of titanium and zirconium hydrides with higher hydrogen content is carried out at the RR-100 reactor. The high neutron protective properties in comparison with RX-277 material used in dry spent nuclear fuel storage casks are confirmed.

Keywords: titanium hydride, zirconium, hydrogen, exposure, neutron protective properties, biological shielding.

V. Skalozubov, V. Kolykhanov, N. Vlasenko, Hadg Faradgallax Dabbax A.

Main principles and requirements on modeling means and guidelines on management of severe accidents at WWER nuclear power plants

The article describes an analysis of international experience in modeling of basic processes in severe accidents for developing guidelines and symptom-oriented procedures on their management. The need is established for additional requirements

on computer and experimental modeling in the development and justification of algorithms for management of severe accidents.

Keywords: severe accident (SA), computer means for modeling of severe accidents (CMMSA), experimental means for modeling of severe accidents (EMMSA), water-cooled water-moderated power reactor (WWER), guidelines on management of severe accidents (GMSA), initiating events (IE), emergency sequences (ES), algorithms for management of severe accidents (AMSA).

A. Alpeev

Verification and validation of programmable I&C systems of nuclear power plants

The article is devoted to aspects connected with acknowledgement of the development technology of programmable instrumentation and control systems (verification of I&C) and their conformity to requirements of the statement of work on I&C in transfer to commercial operation (validation of I&C) at nuclear power plants. Advantages and drawbacks of I&C, the role of regulatory documents in the development of I&C, and restrictions on application of I&C for functions important for safety of nuclear power plants are noted.

Keywords: nuclear power plant, safety, instrumentation and control systems, functions, verification, validation.

M. Yastrebenetsky

Regulation of nuclear and radiation safety as a task of system analysis

Regulation of NPP nuclear and radiation safety is proposed as a task of system analysis. The main definitions of system analysis, structural schemes of safety regulation systems, and classification of these systems are described. Some control laws in safety regulation system are characterized.

Keywords: safety, regulation, system analysis, structural scheme.

G. Schnuerer, M. Yastrebenetsky

15 years of collaboration between SSTC NRS (Ukraine) and ISTec (GRS) in NPP I&C area

The collaboration between the Institute for Safety Technology (ISTec) of Germany and the State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS) of Ukraine has been underway for about 15 years. The main areas of cooperation have been assessment and qualification of digital safety I&C systems for NPP, licensing of those systems, and elaboration of standards

Summaries

and guidelines for the licensing processes mentioned above. The paper gives a brief overview of the activities and results of the collaboration.

Keywords: instrumentation, control, system, licensing, digital

S. Gabelkov, R. Tarasov, A. Mironova

Behavior of pore space constituents of cubic zirconia in sintering

Activation energies for volume reduction of the pore space and its constituents (pore channels and closed pores) in temperature ranges of intensive (900 – 1200 °C) and less active (1200 – 1400 °C) sintering of the porous body pressed from nanosized powder of cubic zirconia, which was stabilized with yttrium oxide and contains europium oxide, as a simulator of americium oxide, are determined.

Keywords: nanosized powder, cubic zirconia, porous body produced by pressing, pore space, pore channels, closed pores, sintering, activation energy.

Y. Rudychev, S. Sayenko, M. Khazhmuradov

Modeling of radiation characteristics of composite ceramics for radioactive waste storage containers

Radiation dose levels of radioactive waste in the KTZV-0.2 container are simulated by the Monte Carlo method. In order to increase the lifetime and improve the characteristics of the container as a radiation shield, the possibility of using high-density composite ceramics is considered. Characteristics of radiation exposure for ceramics and reference material are compared.

Keywords: radioactive waste, container, radiation characteristics, high-density ceramics, mathematical simulation, Monte Carlo method.

M. Talerko, E. Garger, A. Kuzmenko

Software system for assessment and prediction of radiation situation in Chornobyl exclusion zone

The structure and capabilities of the software system designed for assessment and prediction of radiation situation in Chornobyl exclusion zone are described. The system enables calculation of concentration fields of radionuclides in near-surface air and deposition density, exposure doses both after emergency releases from radiation-dangerous facilities within the exclusion zone and in the cases of increased radionuclide emission under extreme weather conditions (including re-suspension and forest fires).

Keywords: emergency releases, Chornobyl exclusion zone, atmospheric transport modeling.

V. Ivanets

Development of decontamination means for overalls and individual protection means on the basis of small chemical complex

The article shows the results from the development of decontamination means for overalls and individual protection means on the basis of the small chemical complex to reduce the volume of liquid radwaste.

Keywords: decontamination, radioactive waste, clothing, personal protective equipment

A. Klevtsov, V. Orlov, S. Trubchaninov

Principles of developing the knowledge portal on safety of nuclear facilities

The general principles of developing the knowledge portal on safety of nuclear facilities are considered in the article. In future, these principles can be used for implementing the project on development of the knowledge portal for the State Nuclear Regulatory Committee of Ukraine.

Keywords: knowledge management, knowledge portal, intranet, internet, databases.

L. Aslamova

Criteria for correspondence of organizations to the right to radiation safety training and examination

The system of training and examinations on radiation safety in the use of radiation sources is analyzed. Criteria of correspondence are proposed for organizations that have the right to training and examination on radiation safety.

Keywords: radiation safety, radiation sources, criteria.

N. Valigun, I. Vorobey, N. Matsulevich

Program for development of the State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety for 2010–2012

The article represents basic provisions of the program for development of the State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety for 2010–2012, which focuses on the scientific and technical support of state regulation of nuclear and radiation safety.

Keywords: scientific and technical support, nuclear energy, regulatory framework, development, NRS regulation.

Правила для авторів

1. Рукопис статті журналу подається у вигляді твердої копії з підписами всіх авторів на останній сторінці, а також електронної версії (на електронному носії або електронною поштою).

2. Стаття має містити УДК. Українською, російською та англійською мовами наводяться анотація, назва статті, ключові слова, прізвище, ім'я та по батькові автора, назва організації, де працює автор.

3. Загальний обсяг статті разом з графічними матеріалами не повинен перевищувати 18 сторінок формату А4. На одній сторінці може бути не більш як 30 рядків та до 60 знаків (з урахуванням розділових знаків і проміжків між словами) у кожному рядку. Розмір шрифту підготовленого на комп'ютері матеріалу — 14; міжрядковий інтервал — 1,5. Розміри полів, мм: зліва — 30, справа — 10, зверху — 20, знизу — 25.

4. Текст набирається шрифтом Times New Roman у редакторі Microsoft Word. Графічний матеріал (чорно-білий) подається у форматі EPS, TIFF або JPG-файлів з густиною точок на дюйм 300–600 дрі. Ілюстрації подаються окремо від тексту.

5. Статті, які є результатами робіт, проведених в організаціях, повинні мати супровідний документ від цих організацій.

6. Разом зі статтею до редакції журналу має бути поданий документ про можливість відкритої публікації матеріалів.

7. До авторського оригіналу статті на окремому аркуші додаються: прізвище, ім'я, по батькові (повністю) автора, організація, в якій він працює, вченій ступінь, звання, мобільний, службовий і домашній номери телефону, службова та домашня адреси.

8. Скорочення слів, словосполучень, назв, термінів, за винятком загальноприйнятих, можливе тільки після їх повного першого згадування в тексті.

9. Зміст наукових статей будується за такою структурою:

коротка аномація — стислі відомості про статтю (до 10 рядків);
вступ — постановка наукової проблеми, її актуальність, зв'язок з державними науковими та практичними програмами, значення вирішення проблеми;

основні дослідження і публікації — аналітичний огляд останніх досліджень і публікацій з даної проблеми, виокремлення не розв'язаних раніше питань;

формулювання мети статті — опис головної ідеї даної публікації, чим вона відрізняється, доповнює та поглибує вже відомі підходи, які нові факти, закономірності висвітлює (до 15 рядків);

викладення основного змісту проведеного дослідження — головна частина статті, де висвітлюються основні положення дослідження, програма і методика експерименту, отримані результати та їх обґрунтування, виявлені закономірності, аналіз результатів, особистий внесок автора;

висновки — основні підсумки, рекомендації, значення для теорії та практики, перспективи подальших досліджень;

список літератури — перелік літературних джерел, на які є посилення в тексті статті; вказати автора та назву твору, місце публікації (для книжки — місто та видавництво, для статті — назив збірника чи журналу, його номер або випуск), дату публікації, кількість сторінок у книжці або сторінки, на яких вміщено статтю.

10. Матеріали, які неохайно оформлені і не відповідають зазначенним вимогам, редакцією не розглядаються.

11. Для скорочення витрат на видання журналу виплата авторського гонорару не передбачається.

12. Матеріали, що надійшли до редакції, авторам не повертаються.

Розповсюдження журналу “Ядерна та радіаційна безпека” в 2010 році

На 2010 р. можна передплатити журнал як по замовленнях зацікавлених організацій на підставі надісланого редакцією рахунку-фактури, так і в поштових відділеннях (передплатний індекс — 37781).

Вартість одного примірника журналу “ЯРБ” на 2010 р. становить 100 грн 00 коп. з урахуванням поштових витрат на пересилання журналу в межах України. Вартість річного комплекту з чотирьох номерів складає 400 гривень.

Більш детальну інформацію можна отримати за телефоном (044) 422-49-72 або електронною адресою: na_bilokrinicka@sstc.kiev.ua.

Сподіваємося бачити Вас і Ваших колег серед постійних читачів і авторів журналу.