ЗМІСТ

І. М. Неклюдов, Г. В. Громов, Н. П. Валігун, А. В. Носовський. Щодо вдосконалення системи науково-технічної підтримки Держатомрегулювання України 3

А. В. Кучин, Ю. Н. Овдиенко, В. А. Халимончук. Консервативный анализ реактивностных аварий (RIA) с использованием модели пространственной кинетики 10

Г. В. Громов, А. Е. Севбо. К вопросу определения интегральной частоты повреждения активной зоны 23

В. І. Богорад, Т. В. Литвинська, А. В. Носовський, В. Ф. Рязанцев, Р. Ф. Тріпайло. Аналіз національних та міжнародних вимог з безпеки при використанні джерел іонізуючих випромінювань у гамма-дефектоскопії 27

Н. И. Власенко, М. Н. Коротенко, С. Л. Литвиненко, В. В. Стовбун, И. А. Морозов, Р. А. Морозова, В. В. Скороход, В. И. Медведев. Нейтронно-защитные свойства гидридов титана и циркония с повышенным содержанием водорода 33

О. І. Лігоцький, А. В. Носовський, І. О. Чемерис. Аналіз міжнародних підходів до розробки систем показників безпеки 38

З. М. Алєксєєва, Т. М. Василенко, С. М. Кондратьєв, Є. О. Ніколаєв, Н. А. Бурзак, Т. Я. Кутузова, Б. П. Злобенко, Л. В. Спасова. Питання забезпечення безпеки при виборі майданчика розташування сховищ для захоронення радіоактивних відходів 42

С. В. Алёхина, В. А. Воронина, В. Н. Голощапов, А. О. Костиков. Определение эквивалентной теплопроводности многоместной герметичной корзины хранения отработавшего ядерного топлива путем решения обратной задачи 48

С. В. Габелков, Р. В. Тарасов, Н. С. Полтавцев, М. П. Старолат, А. В. Пилипенко, А. Г. Миронова, В. В. Макаренко, Ф. В. Белкин. Спекание кубического оксида циркония — матрицы для иммобилизации высокоактивных отходов 52

В. И. Богорад, Т. В. Литвинская, А. В. Носовский, А. Ю. Слепченко. Анализ международной практики внедрения принципа оптимизации при снятии с эксплуатации энергоблоков АЭС 56

Вахид Хасани Могаддам, И. В. Казачков. Особенности распространения и фрагментации струй расплава кориума в подреакторном бассейне охладителя во время тяжелых аварий на АЭС 61

К. М. Шевцов, И. В. Бодрова, Ю. В. Есипенко, В. Ю. Ковальчук, О. В. Петренко, О. Н. Шевцова. Некоторые проблемы терминологической эквивалентности в области ядерной и радиационной безопасности 69

Ювілеї. Михайло Онисимович Ястребенецький 73

Тематичний покажчик 77
Авторський покажчик 79

CONTENTS

I. Neklyudov, G. Gromov, N. Valygun, A. Nosovskyi. On the Issue of Enhancement of Scientific and Technical Support System of the State Nuclear Regulatory Authority of Ukraine 3

O. Kuchin, Y. Ovdiyenko, V. Khalimonchuk. Conservative RIA analysis with the use of spatial kinetic model 10

G. Gromov, A. Sevbo. On the issue of determination of integrated core damage frequency 23

V. Bogorad, T. Litvinska, A. Nosovskyi, V. Ryazantsev, R. Trypailo. Analysis of national and international safety requirements to the use of ionizing radiation sources in gamma defectoscopy 27

N. Vlasenko, M. Korotenko, S. Lytvynenko, V. Stovbun, I. Morozov, R. Morozova, V. Skorochod, V. Medvedyev. Neutron-shielding properties of high-hydrogen titanium and zirconium hydrides 33

O. Ligotskyy, A. Nosovskyi, I. Chemerys. Analysis of international approaches which are used at development of the operational safety performance indicators 38

Z. Alekseeva, T. Vasilenko, S. Kondratyev, Eu. Nikolaev, N. Burzak, T. Kutuzova, B. Zlobenko, L. Spasova. Safety assurance aspects under siting of radioactive waste disposal facilities 42

S. Alyokhina, V. Voronina, V. Goloschapov, A. Kostikov. Determination of equivalent heat conductivity of the multi-placed sealed basket for the spent nuclear fuel storage by solution of the inverse problem 48

S. Gabelkov, R. Tarasov, N. Poltavtsev, M. Starolat, A. Pilipenko, A. Mironov, V. Makarenko, F. Belkin. Sintering of cubic zirconia — matrix for immobilization of high level waste 52

V. Bogorad, T. Litvinska, A. Nosovskyi , A. Slepchenko. Analysis of international practice of implementation of optimization principle at NPP decommissioning 56

Vahid Hasani Moghaddam, I. Kazachkov. The peculiarities of corium melt spreading and fragmentation in the coolant pool under reactor vessel during severe accidents at NPP 61

K. Shevtsov, I. Bodrova, Yu. Yesypenko, V. Kovalchuk, O. Petrenko, O. Shevtsova. The problem of terminological equivalence in nuclear and radiation safety documents 69

Jubilee. Yastrebenetsky Michail 73

Index 77
Authors Index 79

УДК621.039

І. М. Неклюдов[1], Г. В. Громов[2],
Н. П. Валігун[2], А. В. Носовський[2]

[1] *Національний науковий центр "Харківський фізико-технічний інститут"*
[2] *Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки*

Щодо вдосконалення системи науково-технічної підтримки Держатомрегулювання України

Розглянуто сучасний національний та міжнародний досвід діяльності організацій з науково-технічної підтримки органів регулювання ядерної та радіаційної безпеки. Сформульовано вимоги та стратегічні завдання щодо вдосконалення системи науково-технічної підтримки Державного комітету ядерного регулювання України.

И. М. Неклюдов, Г. В. Громов, Н. П. Валигун, А. В. Носовский

О совершенствовании системы научно-технической поддержки Госатомрегулирования Украины

Рассмотрен современный национальный и международный опыт деятельности организаций по научно-технической поддержке органов регулирования ядерной и радиационной безопасности. Сформулированы требования и стратегические задачи по совершенствованию системы научно-технической поддержки Государственного комитета ядерного регулирования Украины.

Регулювання безпеки у сфері використання ядерної енергії тісно пов'язано з необхідністю вирішення чисельних і складних проблем науково-технічного характеру. Загальноприйнятою та найбільш ефективною міжнародною практикою є створення при регулюючому органі організації технічної підтримки. Науково-технічну підтримку регулювання ядерної та радіаційної безпеки орієнтовано на виявляння, ідентифікацію та визначення шляхів розв'язання проблем регулювання [1].

Міжнародне ядерне співтовариство на цей час не сформулювало загальноприйнятого визначення терміну "організація науково-технічної підтримки" (Technical and Scientific Support Organization). Не містить його й Глосарій з безпеки МАГАТЕ [2]; у деяких керівництвах МАГАТЕ використовується термін "призначена організація підтримки" [3], але теж за відсутності його тлумачення. Отже, документально визначеного поняття, які організації, що залучаються до діяльності з регулювання безпеки в ядерній галузі, мають вважатися організаціями науково-технічної підтримки (ОНТП), або які характеристики відрізняють їх від інших науково-технічних чи наукових організацій, не існує.

Метою статті є аналіз сучасного національного та міжнародного досвіду діяльності організацій з науково-технічної підтримки органів регулювання ядерної та радіаційної безпеки, формулювання вимог до таких організацій та напрямів діяльності.

Міжнародний досвід

Враховуючи, що на даний момент наявність ОНТП має велике значення для забезпечення ядерної безпеки як з точки зору регулювання, так і експлуатації, МАГАТЕ у 2007 р. організувало й провело конференцію з цього питання. У матеріалах конференції [4] визначено, що організація науково-технічної підтримки — це організація, яка заснована з метою надання незалежної науково-технічної консультації або підтримки регулюючому органу чи експлуатуючій організації стосовно впливу на безпеку ядерних установок, діяльності у сфері ядерної енергії або іонізуючої радіації.

Правовий статус ОНТП у міжнародній практиці визначається, в основному, органом, для якого вона виконує науково-технічні роботи. В цьому розумінні важливо відрізняти ОНТП від "підрядників", що надають послуги ліцензіатам або операторам у проектуванні, виготовленні, спорудженні, установці, технічному обслуговуванні, аналізі безпеки установок або іншій діяльності. При цьому підрядник має той самий статус, що й ліцензіат або оператор, яким він надає свої послуги [5].

Багатосторонність питань ядерної безпеки обумовила необхідність у доступі регулюючих органів до відповідних наукових можливостей, який і забезпечується організаціями науково-технічної підтримки. Вважається, що у більшості випадків ОНТП мають пряме відношення до регулюючих органів та виконують тільки їх замовлення. Проте практика показує, що ізоляція наукової організації й зосередження її завдань здебільшого на виконанні замовлень тільки регулюючого органу призводить до зниження професійного рівня експерта і невідповідності його визначенню як носія науково-технічного потенціалу в конкретній сфері знань або технічного оснащення. Лише здійснення спільних науково-технічних розробок і проектів з провідними науковими та проектними організаціями, вченими та

інженерами ядерної галузі є запорукою підвищення та підтримання на високому рівні професіоналізму експерта. Єдиним та ефективним вирішенням зазначеного питання є розширення сфери наукових досліджень та розробок за рахунок задоволення попиту на науково-технічну продукцію та послуги промислових структур ядерної галузі. Тому на практиці більшість організацій науково-технічної підтримки надають послуги не тільки для регулюючого органу, а й для експлуатуючих організацій (ліцензіатів). ОНТП для унеможливлення конфлікту інтересів при здійсненні наукових розробок на замовлення промислових структур та проведення державних експертиз цих проектів створюють відповідну систему управління, яка охоплює організацію, координацію та контроль за виконанням робіт, стандарти системи управління якістю, а також забезпечують зростання культури безпеки і розуміння співробітниками їх ролі в досягненні необхідного рівня якості виконуваних робіт і послуг, що характеризується наявністю високого морально-етичного рівня експертів.

ОНТП для надання науково-технічної консультації без тиску з боку регулюючих органів, промисловців або інших зацікавлених сторін повинна мати велику базу знань і відповідну інфраструктуру. Крім компетентності, ОНТП має володіти й відповідними ресурсами для ефективного виконання свого завдання, що полягає у надійній науково-технічній експертній оцінці на запити зацікавлених сторін. Для постійного розвитку її можливостей дуже важлива міжнародна співпраця, тому ОНТП слід найактивніше залучати до розробки стандартів МАГАТЕ і покращення режиму глобальної ядерної безпеки.

Міжнародна практика визначає такі основні функції регулюючого органу: встановлення стандартів, норм та правил з ядерної та радіаційної безпеки; ліцензування; нагляд та контроль; інформування громадськості; дослідження в регуляторній сфері. Організації науково-технічної підтримки можуть відігравати роль в усіх цих функціях, але кожна з цих функцій диктує свої **вимоги до регулюючого процесу,** зокрема такі.

Компетентність. Найважливішим фактором встановлення довіри суспільства до ОНТП є її науково-технічна компетентність у виконанні доручених завдань. Деякі ОНТП доводять таку компетентність свідоцтвом про атестацію або ліцензування державними урядовими органами. Органи державного регулювання ядерної безпеки деяких країн вимагають підтвердити, що ОНТП або її фахівці мають відповідну кваліфікацію. Одним із засобів встановлення технічної компетентності є активна участь у спільних роботах з провідними науковими організаціями як на національному, так і міжнародному рівнях.

Рівень компетентності організацій, які надають науково-технічну підтримку регулюючому органу, має гарантувати як готовність виконувати свої завдання та відповідати потребам регулюючого органу, накопичувати знання і досвід, розробляти й підтримувати необхідні засоби, забезпечувати трудові й фінансові ресурси, так і наявність відповідних систем управління, Перше, що ОНТП має передбачати у своїх стратегіях управління, — це те, як зберегти відповідний науково-технічний рівень і компетентність, необхідну для виконання своїх завдань, та ефективні засоби передачі знань наступним поколінням [8].

Одночасно з підтримкою технічної компетентності окремих осіб з числа персоналу, потрібні засоби для підвищення компетентності організації в цілому із забезпеченням відповідних трудових та фінансових ресурсів. Якщо трудовий ресурс ОНТП обмежений, до виконання деяких робіт можна залучати зовнішні організації, але з обережністю, щоб не призвести до зниження або втрати технічної компетентності ОНТП.

Ефективним засобом підвищення технічної компетентності регулюючих органів та ОНТП є міжнародний обмін інформацією та знаннями, пов'язаними з безпекою, встановлення загального розуміння існуючих та майбутніх питань безпеки, а також розробка практичних підходів до вирішення таких питань.

Незалежність. Концепцію незалежності висвітлено міжнародною ядерною спільнотою в багатьох публікаціях [5], та, незважаючи на це, практичні аспекти досягнення незалежності для різних організацій і функцій залишаються предметом активного обговорення. Певна річ, ОНТП, яка надає підтримку регулюючому органу, не може бути повністю незалежною від політики регулювання або навіть деяких рішень, впроваджених регулюючим органом у межах його повноважень. ОНТП мусить працювати в рамках, встановлених регулюючим органом, що деякою мірою обмежує повну свободу її дій. Найголовнішим є те, що ОНТП, використовуючи свою професійну компетентність, незалежно від впливу зовнішніх тверджень має доводити свою дійсну незалежність від оператора. Важливим засобом досягнення незалежності може бути проведення експертної оцінки з безпеки для регулюючого органу одним персоналом ОНТП, а виконання технічного аналізу для експлуатуючої організації — іншим.

INSAG-17 [7] стверджує: "Важливо, щоб принципи та засоби забезпечення незалежності у прийнятті регулюючих рішень також застосовувалися для забезпечення незалежності та якості надання науково-технічних консультацій, передбачених функціями регулюючої підтримки, з відповідним налаштуванням на особливості їх науково-технічної діяльності". Незалежність технічної консультації ОНТП від будь-якого зовнішнього впливу, наскільки це можливо, означає, що ОНТП повинна:

мати загальне уявлення про безпеку, дотримуватись довгострокової стратегії щодо розробки методів і правил з ядерної безпеки;

розробляти власні процеси оцінювання. Це означає, що ОНТП не керуватиметься обгрунтуваннями операторів, а оцінюватиме вплив на безпеку проектних заходів або процедур на основі своєї власної експертної оцінки;

мати змогу сприяти розвитку ядерної безпеки за допомогою визначення власних потреб у дослідженнях та результатів власних досліджень, а також використання результатів і досвіду інших організацій, включаючи операторів. Експлуатаційні дані, отримані від операторів, мають бути доступними для проведення досліджень ОНТП і навпаки;

співпрацювати з іншими ОНТП, дослідницькими центрами, університетами і спеціалізованими експертними організаціями. Така співпраця є необхідною, особливо у тих сферах, що не повністю охоплені ОНТП.

Прозорість та відкритість. Інформація про загальну структуру, склад і діяльність окремої ОНТП має бути широкодоступною і відкритою. Довіра з боку будь-якої аудиторії постраждає, якщо аудиторія вважатиме, що певні сторони приймають важливі для безпеки рішення без відома суспільства або детального розгляду вповноваженими державними органами. В цілому, принцип максимальної відкритості щодо технічного аналізу має впроваджуватися всіма органами, які залучені до забезпечення ядерної безпеки (за винятком секретної інформації). Дуже важливо,

щоб ОНТП надавала повну і точну інформацію регулюючому органу. У складних випадках регулюючі органи та оператори повинні проконсультуватися щодо способу розповсюдження в зрозумілій для суспільства формі технічної інформації з питань забезпечення безпеки без спричинення надмірного занепокоєння або проблем.

Етичність. Довіра до організацій, залучених до розвитку атомної енергетики, може підвищуватися тільки тоді, коли широка аудиторія вважатиме, що вони працюють на високому рівні, чесно й законно. Цей елемент виходить за межі доведення технічної компетентності. Він сконцентрований на етичних аспектах, а саме на надійності та справедливості ведення організацією та її окремими фахівцями справ. Засоби для підтвердження етичності включають норми поведінки співробітників, правила і процедури для уникнення зловживання службовим станом, упередженості або дискримінації. Етичність має також економічний аспект. Оскільки більша частина робіт ОНТП виконується за контрактами по окремих проектах, необхідно вжити заходів для забезпечення відповідної законної оплати.

Ефективність. До найважливіших факторів належать економічні та планувальні. Для регулюючого органу може бути занадто дорого утримувати вузькокваліфікованих експертів для виконання завдань, які виникають лише на періодичній основі; обмеження кількості персоналу органів регулювання можуть ініціюватися Урядом. Тому з цієї точки зору стає привабливим створення окремої організації, яка фінансуватиметься не з державного бюджету, а із зовнішніх джерел. Однак ОНТП повинна бути спроможною своєчасно виконувати поставлені завдання так, щоб водночас із задоволенням потреб клієнтів кошти витрачалися раціонально. До ключових елементів ефективності належить також своєчасність виконання завдань.

Реагування та ініціатива. ОНТП можуть підвищити довіру за допомогою попереджувального відношення до потреб та інтересів їх клієнтів. Передбачання питань і проблем, а не пасивне очікування, допомагає довести, що на підтримку регулюючому органу з боку ОНТП і виконання її обов'язків можна покладатися. Завчасна постановка питань, важливих для безпеки, але подекуди неочікуваних для клієнта, сприятиме уникненню надлишкових витрат і порушень. При цьому потрібно стежити за тим, щоб не створилося враження, що ОНТП просто шукає собі роботу лише заради прибутку.

Відповідальність. Суть цього елемента полягає в тому, що ОНТП бере на себе відповідальність за виконувану роботу. Якщо ж замовник вважає роботу ОНТП незадовільною, організація має бути готова до проведення коригуючих заходів. Відповідальність може включати контроль якості з встановленням внутрішніх адміністративних заходів для періодичного аналізу роботи. Якість підвищується чіткою й точною відповідністю нормативним документам і рекомендаціям, встановленим регулюючим органом або іншими державними установами і міжнародними організаціями.

Міжнародне наукове співтовариство виділяє для ОНТП, що надають підтримку регулюючому органу, такі **сфери діяльності.**

Розроблення правил і нормативних документів. ОНТП надають підтримку регулюючому органу в розробці правил, технічних керівництв та інших нормативних документів, а також в їх удосконаленні на основі обміну досвідом регулювання, сучасних науково-технічних даних та знань, з урахуванням міжнародних норм.

Ліцензування. Підтримка в ліцензійних питаннях включає ліцензування як діючих ядерних установок, так нових і модернізованих. Незалежний аналіз важливих питань безпеки необхідний, оскільки є надійним експертним аналізом технічних оцінок, проведених ліцензіатом.

Обмін досвідом з експлуатації. Обмін досвідом з експлуатації є основним джерелом постійного підвищення ядерної безпеки і, таким чином, важливою сферою компетенції ОНТП.

Нагляд. Основною метою наглядової перевірки є підтвердження ліцензійного статусу об'єкта регулювання. Підтримка ОНТП включає визначення частоти та деталізації перевірки, а також перевірку результатів періодичного аналізу безпеки. Сюди можна віднести розробку ефективних і результативних регулюючих підходів і методів для вирішення технічних питань, включаючи оцінку та перевірку систем управління безпеки ліцензіата, культури безпеки, систем контролю якості, навчання персоналу, взаємодії з підрядниками, а також потенційний вплив на безпеку інших адміністративних, організаційних і людських факторів.

Науково-дослідні роботи. Важливою складовою діяльності ОНТП є її компетентність у науково-дослідній сфері. Розрізняють основні та орієнтовані на регулювання науково-дослідні роботи; як для перших, так і для других потрібна надійна наукова база та різноманітні комп'ютерні програми. Основні науково-дослідні роботи виконуються для накопичення знань про важливі явища і для того, щоб бути обізнаним відносно сучасного стану досліджень безпеки. Науково-дослідні роботи, орієнтовані на регулювання, стосуються діяльності з сучасних питань регулювання безпеки і включають перевірку розрахунків ліцензіата. Важливим аспектом є накопичення технічних знань для вирішення майбутніх питань, включаючи приховані недоліки поточних проектів, невідомі події або технічні проблеми, що не охоплюються сучасним інженерним досвідом, а також потенційні регулюючі питання, де не існує основних критеріїв.

ОНТП мають іти попереду технологічного розвитку, брати участь у державних і міжнародних дослідженнях та програмах розвитку для обміну інформацією і отриманим досвідом.

Хоча елементи науково-технічної підтримки однакові в усьому світі, ОНТП різних країн можуть суттєво відрізнятися. Так, Федеральне міністерство навколишнього середовища, охорони природи та безпеки ядерних установок Німеччини (BMU) є федеральним наглядовим органом, який для здійснення науково-технічної підтримки залучає, насамперед, Товариство з безпеки установок і реакторів (GRS) [4]. Експертна оцінка GRS полягає, здебільшого, в проведенні основних науково-дослідних робіт, обміні досвідом по більш загальних аспектах експлуатації, підтримці BMU у розробці правил і нормативних документів та в інших питаннях безпеки. Така діяльність передбачає міжнародні зв'язки з іншими ОНТП і демонстрацію позиції Німеччини на міжнародному рівні. GRS окрім робіт для регулюючого органу також виконує роботи на замовлення експлуатуючих організацій.

Національному органу регулювання ядерної безпеки Франції ASN науково-технічну підтримку надає Інститут радіаційного захисту та ядерної безпеки IRSN, який має штат фахівців 1500 чоловік з бюджетом біля 250 млн євро. Майже на суму 40 млн євро IRSN виконує роботи на замовлення експлуатуючих організацій [8].

У Фінляндії роль ОНТП полягає у наданні підтримки регулюючому органу (STUK) в рамках ліцензування. Загальною практикою ліцензування є те, що STUK замовляє ОНТП проведення незалежних аналізів безпеки, на підставі яких STUK робить заключні висновки. Вивчаючи питання будівництва нових АЕС, STUK залучив багато державних та закордонних ОНТП [4]. Головною організацією, котра співпрацює зі STUK як ОНТП, є Центр технічних досліджень Фінляндії (VTT).

Організацією науково-технічної підтримки Комісії ядерного регулювання США (КЯР) є Управління досліджень ядерного регулювання (RES). RES надає технічні засоби, аналітичні моделі та експериментальні дані, потрібні для прийняття регулюючих рішень КЯР, проводить дослідження з метою підтримки ліцензійного і регулюючого процесу для підтвердження методів і даних, отриманих експлуатуючою організацією. Для забезпечення науково-технічних знань щодо прийняття регулюючих рішень у майбутньому, RES стежить за розвитком промисловості та в разі потреби провадить спеціальні дослідження з метою підготовки КЯР до реагування на запити та ініціативи промислового сектора. Крім RES, Комісія ядерного регулювання США залучає багато інших організацій для виконання робіт з науково-технічної підтримки [4], в тому числі національні лабораторії США, які працюють на замовлення промислового сектора.

У 2007 р. з ініціативи деяких ОНТП було створено мережу Європейських ОНТП (ETSON), яка на сьогодні складається з п'яти членів: GRS (Німеччина), IRSN (Франція), BelV (Бельгія), UJV (Ржеж, Чеська распубліка), VTT (Фінляндія) [9]. Метою цієї мережі є поширення в Європі науково-технічного співробітництва між ОНТП у сфері ядерної безпеки, що досягається, зокрема, шляхом систематичного обміну результатами науково-дослідних робіт, досвідом, пов'язаним з експлуатацією ядерних установок та оцінкою безпеки, поширення та гармонізації практики оцінки ядерної безпеки, а також заохоченням до розробки та впровадження Європейських дослідницьких програм. Це допоможе подальшому підвищенню сучасного міжнародного рівня науки та техніки завдяки використанню спільних ресурсів у всіх сферах роботи. Мережа заснована з перспективою відкритості цього співробітництва для інших європейських ОНТП. Рішення про членство приймається на зборах ETSON після розгляду заявки. Членство надається лише організаціям, які на регулярній основі здійснюють оцінку широкого кола питань безпеки на підтримку своїх національних регуляторів з ядерної безпеки або мають таку роль щодо глобального регулювання безпеки. ETSON є членом Платформи сталої ядерно-енергетичної технології (Sustainable Nuclear Energy Technology Platform) Європейської комісії. На цей час у форматі ETSON фактично створено три робочі групи для розробки тематичних документів з таких напрямів: керівництва з оцінки безпеки; визначення потреб у проведенні досліджень; управління знаннями. Мережа ETSON підтримує діяльність щодо посилення процесу європейського обміну експлуатаційним досвідом як важливого завдання з підвищення безпеки ядерних установок. Як внесок у цю діяльність, ETSON запропонувала створити Європейську систему для обміну досвідом експлуатації, до якої входитимуть:

Європейська експертна мережа, яка виконуватиме технічний аналіз та складатиметься з експертів ОНТП та регулюючих органів;

Технічна рада, яка допомагатиме процесу європейського обміну експлуатаційним досвідом та складатиметься з експертів високого рівня;

Інформаційно-сервісний центр для координації робіт, розповсюдження результатів та виконання функцій контакту для країн-учасниць.

Виходячи з досвіду діяльності організацій науково-технічної підтримки, ОНТП та іншим зацікавленим сторонам надано рекомендації [4]; при цьому відмічено, що ініціативу в розв'язанні питань, які виникли у країн-членів стосовно ролі й діяльності ОНТП у підвищенні ядерної безпеки, має взяти на себе МАГАТЕ. Інформацію про діяльність ОНТП, пов'язану з безпекою, необхідно включати до національних звітів, які надсилаються в рамках Конвенції про ядерну безпеку і Об'єднаної конвенції про безпеку поводження з відпрацьованим паливом та про безпеку поводження з радіоактивними відходами. Ця інформація має використовуватися для визначення й підвищення ефективності ОНТП.

Вимоги до організації науково-технічної підтримки

Базуючись на міжнародному [3]—[5], [11] та національному досвіді [1], [8], [12]—[14], організація науково-технічної підтримки Державного комітету ядерного регулювання України (Держатомрегулювання) має бути наділеною правовими, технічними, виробничими та фінансовими можливостями для виконання власними силами основного обсягу робіт у цій сфері діяльності та, зокрема, мати:

необхідну інформацію та знання за напрямками безпосередньої діяльності регулюючого органу;

досвід науково-технічних робіт щодо безпеки об'єктів, які використовують ядерні та радіаційні технології;

досвід розроблення нормативно-правових документів з ядерної та радіаційної безпеки;

сучасну матеріально-технічну базу для виконання науково-дослідних робіт (обчислювальну техніку, захищені мережі, програмне забезпечення та ін.);

впроваджену та ефективно функціонуючу систему управління якістю;

підготовлений персонал, який пройшов необхідну зовнішню та внутрішню атестацію, перевірку знань норм і правил з ядерної та радіаційної безпеки в установленому порядку, а також має допуск до виконання робіт на об'єктах регулювання;

актуалізовану нормативну базу для виконання робіт за напрямками своєї безпосередньої діяльності;

необхідні спеціалізовані методичні документи та розрахункові коди, що забезпечують виконання робіт за напрямами безпосередньої діяльності.

До принципів, котрих має дотримуватись ОНТП і які формуються вимогами норм, правил і стандартів з ядерної та радіаційної безпеки, а також існуючою національною та міжнародною практикою, належать:

пріоритетність безпеки — основний принцип діяльності у сфері використання ядерної енергії, що передбачає безумовний пріоритет питань безпеки людини та навколишнього природного середовища перед економічними, політичними та (або) будь-якими іншими питаннями;

компетентність — наявність ресурсів, наукових та технічних можливостей для виконання повної та всебічної оцінки документації, наданої для проведення оцінки. До виконання роботи залучаються організації та кваліфіковані

експерти з окремих вузькофахових напрямків оцінки, які мають необхідні ресурси, знання та досвід науково-технічної діяльності за відповідною спеціалізацією, що підтверджується необхідними документами згідно з процедурами, які встановлено регулюючим органом;

незалежність та об'єктивність — організація та експерти мають бути непричетними до розроблення проекту, що є предметом експертної оцінки. Аналіз матеріалів з безпеки проводять експерти, які жодним чином не залучалися до підготовки цих матеріалів; вони повинні самостійно визначати методи аналізу та вільно викладати особисту думку з питань проведеного аналізу. Оцінки та висновки повинні базуватися на вимогах норм, правил та стандартів з ядерної та радіаційної безпеки, апробованих наукових дослідженнях, на досвіді експлуатації, застосуванні альтернативних засобів, програмного забезпечення, розрахункових моделей тощо. При виконанні робіт для регулюючого органу та експлуатуючої організації необхідно впровадити внутрішні процедури якості (наприклад, [13]), які забезпечують виконання робіт таким чином, щоб запобігти порушенням, дотримуючись встановлених законодавством норм і правил та принципу незалежності;

обґрунтованість рішень — прийняття рішень на підставі всебічної оцінки предмета експертизи на відповідність вимогам норм, правил та стандартів з ядерної та радіаційної безпеки, з урахуванням рекомендацій міжнародних організацій, сучасного світового досвіду та науково-технічних досягнень;

послідовність та системність — врахування результатів раніше виконаних оцінок та ухвалених на попередніх етапах регулюючих рішень, прогнозування особливостей наступних етапів ліцензійного процесу;

відповідальність — організація та експерти мають нести відповідальність за протиправне та (або) неякісне виконання робіт, за об'єктивність і повноту аналізу, обґрунтованість висновків.

Основними завданнями з науково-технічної підтримки Держатомрегулювання є:

забезпечення науково-технічної, дослідної, нормативно-правової, експертної та інформаційної підтримки визначених напрямів науково-технічної діяльності;

розробка проектів норм, правил і стандартів з ядерної та радіаційної безпеки;

проведення наукових досліджень;

оцінка поточного стану ядерної та радіаційної безпеки ядерних установок, об'єктів поводження з радіоактивними відходами та радіаційних технологій, а також ризиків від їх запровадження;

виконання технічних експертних оцінок;

опанування, узагальнення та застосування передового досвіду аналізу та оцінки безпеки з відповідних напрямів діяльності;

підготовка аналітичних та інформаційних матеріалів.

ОНТП відповідно до покладених на неї завдань створює, підтримує та веде необхідні бази знань та банки даних; готує пропозиції до перспективних планів науково-технічних робіт; збирає та узагальнює відомості про сучасний світовий і національний науково-технічний рівні ядерної та радіаційної безпеки; інформує суспільство про результати діяльності через фахові видання та проведеня науково-технічних публічних заходів (конференцій, симпозіумів, семінарів тощо).

У рамках закріплених напрямів науково-технічної діяльності ОНТП відстежує світові тенденції розвитку, готує пропозиції щодо доцільності, умов та порядку їх впровадження в Україні; взаємодіє з іншими науковими організаціями суміжних напрямів діяльності.

ОНТП відповідає за якість і терміни виконання робіт згідно з чинним законодавством України та національними нормами, правилами і стандартами; забезпечує право власності замовника на науково-технічну документацію та інші результати діяльності; узгоджує із замовником умови використання науково-технічної документації та надання інформації третій стороні; своєчасно надає Держатомрегулюванню звіти про свою діяльність за встановленими формами та періодичністю.

Стратегія розвитку науково-технічної підтримки

Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки (ДНТЦ ЯРБ) засновано відповідно до постанови Кабінету Міністрів України № 52 від 03.02.1992 р. з метою надання науково-технічної підтримки органу державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки. Для посилення позицій регулюючого органу, обґрунтування регулюючих рішень, реалізації основних принципів державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки ДНТЦ ЯРБ виконує дослідження, які спрямовані на:

вивчення, адаптацію та запровадження в практику передових методологій виконання аналізу та оцінки безпеки;

освоєння сучасних розрахункових кодів і розроблення моделей для отримання знань про перебіг процесів у компонентах реакторної установки;

аналіз існуючої системи нормування з метою виявлення неврегульованих аспектів, невизначеностей та протиріч;

вивчення та аналіз досвіду експлуатації;

збір та аналіз вихідних даних для кожної реакторної установки; створення інформаційно-аналітичних та довідкових систем і баз даних;

впровадження методів імовірнісного аналізу безпеки в оцінки, пов'язані з надійністю обладнання, систем і елементів, міцністю конструкційних матеріалів;

ідентифікацію проблем безпеки, отримання знань щодо їх природи та можливостей вжиття коригувальних заходів.

Згідно із затвердженим Кабінетом Міністрів України планом заходів щодо реалізації Енергетичної стратегії України на період до 2030 року, перед Держатомрегулюванням постає низка нових відповідальних стратегічних завдань, що випливають із запланованої масштабної діяльності з розвитку ядерної енергетики країни. Тому для надання належної науково-технічної підтримки Держатомрегулюванню протягом найближчих років необхідно забезпечити відповідний розвиток системи науково-технічної підтримки.

На шляху до цієї головної стратегічної мети найважливішими цілями розвитку ДНТЦ ЯРБ, як організації з науково-технічної підтримки Держатомрегулювання, є:

забезпечення висококваліфікованої науково-технічної та експертної підтримки регулювання ядерної та радіаційної безпеки за всіма напрямами діяльності Держатомрегулювання;

пріоритетний розвиток напрямів, пов'язаних з діяльністю Держатомрегулювання у сфері удосконалення нормативного регулювання, впровадження сучасних методів регулювання безпеки;

підтримка та підвищення кваліфікації й професіоналізму співробітників підприємства, здобуття лідируючих позицій підприємства в галузі;

зміцнення авторитету ДНТЦ ЯРБ на національному та міжнародному рівні.

Для досягнення зазначених стратегічних цілей потрібно забезпечити виконання у 2009—2012 рр. таких основних завдань.

1. Розширити потенціал науково-технічної діяльності ДНТЦ ЯРБ завдяки розвитку додаткових експертних можливостей та підсиленню оснащеності за деякими існуючими напрямками.

Це завдання може бути реалізовано зміцненням профільних наукових відділів, розширенням тематики та спектра їх задач; формуванням, за необхідності, нових наукових підрозділів; розширенням наукових зв'язків та розвитком співробітництва зі спеціалізованими науковими інститутами (галузевими, НАН України). Зокрема, у найближчій перспективі ДНТЦ ЯРБ необхідно:

посилити аналітичні можливості та технічну забезпеченість за напрямками "Теплогідравліка" і "Міцність та надійність конструкцій ядерних установок" за рахунок оновлення парку розрахункових кодів, сучасних експертних розрахункових моделей тощо;

поновити науковий потенціал за напрямком "Матеріалознавство";

розвинути розрахунково-аналітичні потужності у сфері застосування ймовірнісних методів та ризик-інформованих підходів (створення власних імовірнісних моделей для розв'язання задач у сфері регулювання);

підсилити та розширити експертні можливості за тематикою радіаційної безпеки, а також з питань, пов'язаних з реалізацією програми "Ядерне паливо України", розвитком уранового виробництва, радіаційним захистом від джерел випромінювання, які використовуються в медицині, та ін.;

проаналізувати можливість виконання робіт з верифікації та сертифікації розрахункових комп'ютерних кодів для використання у сфері ядерної енергетики;

розширити експертні можливості за тематикою фізичного захисту ядерних установок, об'єктів поводження з радіоактивними відходами і ядерними матеріалами, а також з питань забезпечення режиму гарантій нерозповсюдження ядерних технологій та матеріалів.

2. Сконцентрувати зусилля структурних підрозділів на вдосконаленні нормативної бази (особливу актуальність цей напрямок діяльності набуває внаслідок масштабності поставлених перед ядерною енергетикою України завдань у галузі законодавчого та нормативно-правового забезпечення реалізації Енергетичної стратегії України на період до 2030 року, а також з урахуванням необхідності гармонізації національних вимог з положеннями сучасних міжнародних стандартів). Для цього потрібно:

відповідно до розширення напрямків науково-технічної підтримки Держатомрегулювання України забезпечити розширення тематичного спектра участі ДНТЦ ЯРБ у розвитку нормативно-правової бази (охопити ділянки, пов'язані з утворенням ядерно-паливного циклу, фізичним захистом тощо);

сфокусувати поточні та нові проекти міжнародного співробітництва на розвитку нормативно-методологічної бази;

активізувати розробку нових та перегляд чинних норм і правил, які мають пріоритетне значення для регулювання безпеки ("Положення безпеки об'єктів з виробництва ядерного палива", "Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок" — ПНАЭ Г та інші документи колишнього СРСР);

розробити загальний нормативний документ, який формулюватиме основні принципи застосування ризик-інформованих підходів та методів у діяльності з регулювання ядерної та радіаційної безпеки;

створити керівництва з використання ризик-інформованих підходів до прийняття рішень у регулюючих цілях при проведенні інспекційної діяльності, виконанні оцінки експлуатаційних подій, оцінки матеріалів з обґрунтування безпеки, що надає експлуатуюча організація.

3. Розробити та впровадити інтегровану систему регулювання безпеки АЕС.

Це завдання спрямоване на формування інтегрованої системи, яка дає змогу здійснювати об'єктивний контроль стану діючих енергоблоків АЕС та ефективно провадити регулюючу діяльність на підставі добре організованого моніторингу поточного рівня безпеки АЕС за сукупністю обраних критеріїв. Система має бути націлена на підвищення ефективності регулювання безпеки, забезпечення об'єктивності прийнятих рішень, своєчасне інформування громадськості. Приступити до формування такої системи можна за методологічної допомоги з боку Комісії ядерного регулювання США в рамках існуючої програми співробітництва. Для цього необхідно:

ініціювати розробку концепції інтегральної системи і поетапного плану її створення та впровадження на основі вивчення міжнародного досвіду;

розробити систему критеріїв та індикаторів, що дозволяють відслідковувати поточний рівень безпеки та зміни експлуатаційних показників діючих енергоблоків і концентрувати інспекційний контроль з боку регулюючого органу та самоконтроль з боку експлуатуючої організації на провідних факторах, які мають вирішальне значення для безпеки;

залучити до впровадження інтегральної системи експлуатуючу організацію, організувати дослідну експлуатацію системи на одному або кількох енергоблоках.

4. Розширити наукові зв'язки підприємства, міжнародне співробітництво та партнерські відносини з вітчизняними науковими організаціями та науково-виробничими підприємствами.

У цьому аспекті в першу чергу передбачається:

розвивати співробітництво з організаціями і підприємствами України та інших країн з питань безпеки ядерно-паливного циклу (хімія урану, цирконію, властивості інших матеріалів, що застосовуються для виробництва ядерного палива, в тому числі властивості безпосередньо ядерного палива, тощо);

ширше та ефективніше використовувати можливості, що надаються програмами міжнародного співробітництва, розвивати нові напрямки;

активно використовувати можливості розвитку зв'язків з підрозділами НАН України, науково-дослідними інститутами, застосовуючи за додаткові механізми сумісне виконання наукових робіт, ініціювання спеціальних програм співробітництва, організацію та проведення тематичних наукових конференцій і семінарів, залучення провідних спеціалістів до діяльності науково-технічної та експертної рад тощо. Необхідно задіяти науковий потенціал НАН України для забезпечення всебічного розгляду в рамках державної експертизи матеріалів, які стосуються декількох галузей знань та мають інноваційний або складний міждисциплінарний характер.

5. Укріпити матеріально-технічну, аналітичну та інформаційну базу.

ДНТЦ ЯРБ має володіти необхідними для забезпечення адекватної сучасним вимогам науково-технічної підтримки регулюючого органу матеріально-технічною базою, розрахунково-аналітичними засобами, доступом до сучасних інформаційних ресурсів, прикладними базами даних. Пріоритетними заходами для реалізації цього завдання є: масштабне оновлення та розширення існуючого парку спеціальних розрахункових програм для основних наукових підрозділів; розвиток корпоративної інформаційної системи, діяльності науково-технічної бібліотеки, поповнення фонду нормативних документів, ведення прикладних баз експертних та аналітичних даних.

6. Здійснювати планомірну підготовку та підвищення кваліфікації персоналу:

систематично планувати роботу з підготовки персоналу та підвищення кваліфікації співробітників, оцінювати ефективність її реалізації;

розширити навчальні програми, залучивши до процесу підготовки кадрів організації та окремих фахівців НАН України;

зробити невід'ємною частиною підготовки персоналу, який бере участь у проведенні експертизи, періодичну перевірку знань вимог норм і правил з ядерної та радіаційної безпеки.

7. Вивчити та проаналізувати можливості організацій НАН України, підготувати пропозиції щодо науково-технічного співробітництва ДНТЦ ЯРБ з науковими інститутами НАН України, розробити спільну програму довгострокового співробітництва.

8. Вдосконалити систему збереження та управління ядерними знаннями (під управлінням знаннями розуміється інтегрований, систематичний підхід до процесів отримання, перетворення, поширення, використання, передавання й збереження інформації всередині підприємства).

Для реалізації цього завдання потрібно: розробити концепцію створення системи управління знаннями, структуру та основні технічні вимоги до неї на базі корпоративного інформаційного порталу; підтримувати в актуальному вигляді та постійно поповнювати існуючі бази даних; взяти участь у проекті створення порталу знань Держатомрегулювання.

9. Систематично освоювати міжнародний досвід: розвивати практику направлення співробітників ДНТЦ ЯРБ на навчання та стажування в рамках програм міжнародного співробітництва; розширювати обмін досвідом із зарубіжними партнерами в рамках програм міжнародного співробітництва.

Висновки

Ядерна та радіаційна безпека заснована на наукових, технічних, адміністративних, економічних і організаційних вимогах. У цьому відношенні роль і якість науково-технічного забезпечення регулюючих рішень є визначальними.

Організації науково-технічної підтримки, будучи або частиною регулюючого органу, або окремими установами, посідають все важливіше місце у створенні науково-технічного підгрунтя для прийняття рішень і провадженні діяльності, пов'язаної з ядерною та радіаційною безпекою. Враховуючи роль ОНТП, ці організації мають працювати за найвищими рівнями технічної компетентності, прозорості й етичності.

Для реалізації стратегічних цілей, наведених завдань та розвитку науково-технічного потенціалу ДНТЦ ЯРБ необхідно задіяти можливості НАН України. Першочерговими напрямками співробітництва з НАН України є створення системи наукового супроводження елементів ядерно-паливного циклу, розвиток уранового виробництва, будівництво нових енергоблоків АЕС та дослідницького реактора.

Список літератури

1. Носовский А. В., Письменный Е. Н. и др. Введение в безопасность ядерных технологий: Уч. пособие. — К.: Техніка, 2006. — 360 с.

2. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. Терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты. — Вена: МАГАТЭ, 2007.

3. Organization and Staffing of the Regulatory Body for Nuclear Facilities, Safety Standards Series № GS-G-1.1. — Vienna: IAEA, 2002.

4. Challenges Faced by Technical and Scientific Support Organizations in Enhancing Nuclear Safety (Proceedings Series). — Vienna: IAEA, 2007. — 297 p.

5. Серия отчетов по безопасности № 11. Доклады по безопасности. Развитие Культуры безопасности в ядерной деятельности. — Вена: МАГАТЭ, 2000.

6. Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety. Requirements Document, Safety Standards Series № GS-R-1. — Vienna: IAEA, 2000.

7. International Nuclear Safety Advisory Group, Independence in Regulatory Dicission Making. INSAG-17. — Vienna: IAEA, 2003.

8. Колесникова Н. М. Современное состояние и тенденции развития ядерной энергетики в странах западной Европы // Атомная техника за рубежом. — 2006. — № 4. — С. 11–17; № 5. — С. 3–15.

9. Creation of the European TSO Network. Memorandum of Understanding (MoU). Paris, 2008. — 3 с.

10. Носовский А. В., Васильченко В. Н., Ключников А. А. Управление ядерными знаниями — необходимое условие реализации энергетической стратегии Украины //Ядерна та радіаційна безпека. — 2009. — Т. 12, вип. 2. — С. 56–60.

11. Гордон Б. Г. О тьме истин: Уч. пособие / Под ред. Ю. Г. Вишневского. — М.: НТЦ ЯРБ, 2003. — 301 с.

12. Барьяхтар В. Г., Ключников А. А., Носовский А. В. О необходимости реформирования науки в Украине и создания научно-исследовательского института атомной энергетики // Проблеми Чорнобиля. — 2003. — Вып. 12. — С. 6–16.

13. Носовский А. В. Научные аспекты регулирования ядерной и радиационной безопасности //Ядерні та радіаційні технології. — 2007. — Т. 7, № 1–2. — С. 38–45.

14. Система управління якістю. Здійснення ДНТЦ ЯРБ науково-технічної діяльності на замовлення промислових інфраструктур ядерної галузі. Загальні положення. СТП 7.5/001.044:2005. — К., 2005.

Надійшла до редакції 02.09.2009.

УДК621.039.5

А. В. Кучин, Ю. Н. Овдиенко,
В. А. Халимончук

Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности

Консервативный анализ реактивностных аварий (RIA) с использованием модели пространственной кинетики

Представлено описание методологии консервативного анализа реактивностных аварий с использованием модели трехмерной кинетики активной зоны. Показано, что только трехмерная методология может рассчитывать на адекватность получаемых результатов, для любой другой более упрощенной методологии трехмерная методология является критерием оценки возможности ее использования. Сделан вывод о необходимости использования в анализах RIA расчетных средств, в которых реализована трехмерная кинетика, что должно быть отражено в нормативных документах.

О. В. Кучин, Ю. М. Овдієнко, В. А. Халімончук

Консервативний аналіз реактивнісних аварій (RIA) із застосуванням моделі пространственной кинетики

Наведено опис методології консервативного аналізу реактивнісних аварій із застосуванням моделі тривимірної кінетики активної зони. Показано, що тільки тривимірна методологія може розраховувати на адекватність отримуваних результатів, для будь-якої іншої, більш спрощеної методології тривимірна методологія є критерієм оцінки можливості її використання. Зроблено висновок про необхідність застосування в аналізах RIA розрахункових засобів, у яких реалізовано тривимірну кінетику, що має бути відображено в нормативных документах.

В соответствии с нормативными документами (НД) Украины детерминистический анализ проектных аварий (АПА) должен выполняться на основе консервативного подхода, когда при моделировании рассматриваемого события для различных параметров и характеристик реактора принимаются значения, которые заведомо приводят к более неблагоприятным результатам. Кроме того, действующие НД ориентируют на использование в АПА методологий и инструментария, соответствующих современным достижениям науки и техники, что находится в полном соответствии с рекомендациями МАГАТЭ. При выборе методологии анализа аварий типа RIA необходимо руководствоваться разумной целесообразностью и достаточностью. Понятно, что адекватное моделирование режимов с существенными пространственными деформациями поля энерговыделения, к числу которых относятся и реактивностные аварии, может быть выполнено только при использовании моделей трехмерной кинетики активной зоны. Тем не менее, еще и сегодня в анализе RIA используются методологии (например, фирмы «Вестингауз»), основанные на применении модели точечной или одномерной кинетики активной зоны. Прямое применение этих упрощенных моделей кинетики в RIA невозможно, но считается, что разработанные на их основе методологии обеспечивают максимально консервативную оценку безопасности реактора. Это достигается:

за счет использования пикинг-фактора, значение которого берется из стационарного расчета одного из состояний реактора, которые могут реализоваться в ходе переходного процесса, связанного с рассматриваемым исходным событием;

благодаря учету действия обратных связей на основе задаваемых значений коэффициентов реактивности (в отличие от кодов трехмерной кинетики, где коэффициенты реактивности определяются нейтронно-физическими константами).

Ниже показано, что выбор состояния активной зоны для оценки пикинг-фактора нетривиален. Он может быть однозначно обоснован только на основе результатов моделирования RIA в трехмерной геометрии. Поэтому трехмерные расчеты являются огибающими и охватывают все многообразие состояний активной зоны реактора. Они позволяют анализировать аварийные процессы в консервативном приближении без ущерба для модели, описывающей физику процессов в активной зоне, что невозможно выполнить при использовании точечной или одномерной моделей кинетики. Только трехмерная методология может рассчитывать на адекватность получаемых результатов, для любой другой более упрощенной методологии трехмерная методология является критерием оценки возможности ее использования.

1. Консервативный подход к исследованию RIA с помощью кодов трехмерной кинетики

Основными задачами при использовании трехмерной модели кинетики активной зоны в анализе RIA является формирование в исходном состоянии:

пространственного распределения энерговыделения, обеспечивающего в процессе аварии локальные консервативные значения температур топлива, теплоносителя и оболочки твэла;

интегральных параметров реактора (коэффициенты реактивности, кинетические параметры и др.), которые

определяются нейтронно-физическими и теплофизическими свойствами активной зоны и не могут быть заданы напрямую.

При этом необходимо сохранить особенности поведения активной зоны с точки зрения нейтронно-физических и теплогидравлических свойств конкретной компоновки и загрузки реактора и возможность адекватно отслеживать изменение деформации плотности потока нейтронов.

Рассмотрим использование этого подхода на примере аварийного режима, связанного с выбросом кластера в ВВЭР-1000.

1.1. Выбор консервативных начальных и граничных условий

Консервативные значения исходного уровня мощности, расхода теплоносителя через активную зону, давления, величины уставок срабатывания АЗ и т. д. определяются исходя из эксплуатационных пределов, погрешностей их определения и обеспечения развития аварии по худшему сценарию аналогично подходу, применяемому и при использовании точечной модели.

Консервативные значения коэффициентов реактивности достигаются с помощью корректировки сечения размножения на тепловых нейтронах в пределах точности его знания. Для рассматриваемого здесь режима выброса кластера для состояния, соответствующего началу кампании при реальных значениях коэффициентов реактивности по температуре теплоносителя (α_{Tm}), плотности теплоносителя (α_γ) и температуре топлива (α_{Tf}), равных $-31 \cdot 10^{-3}$ 1/°C; +13,3 %/(г/см^3) и $-2{,}1 \cdot 10^{-3}$%/(°C), соответствующей коррекцией были получены $\alpha_{Tm} = -9{,}3 \cdot 10^{-3}$ 1/°C, $\alpha_\gamma = +1{,}9$%/(г/см^3) и $\alpha_{Tf} = -1{,}45 \cdot 10^{-3}$%/(°C).

Консервативные значения доли запаздывающих нейтронов и скоростей нейтронов рассчитываются для выгорания топлива, при котором реализуется минимальное значения $\beta_{эф}$ (для существующих топливных циклов консервативное значение $\beta_{эф} = 0{,}0045$ реализуется при максимальной глубине выгорания, равной 54,0 МВт · сут/кг).

Консервативное значение эффективности выбрасываемого кластера обеспечивается путем полного погружения ОР СУЗ до нижних концевых выключателей (НК), а также пространственной деформацией поля нейтронов с помощью корректировки концентрации ядер ксенона в районе выбрасываемого кластера (для рассматриваемого ниже варианта моделирования исходного события «выброс кластера» с помощью описанного подхода эффективность выбрасываемого кластера увеличена до 0,26 %).

Консервативные значения мощности максимально нагруженных твэлов/твэгов обеспечиваются путем формирования «горячего канала» с предельным профилем энерговыделения (1-й профиль — с максимумом в нижней части активной зоны, 2-й — в центре и 3-й — с максимумом в верхней части активной зоны, рис. 1). При этом относительная мощность максимально напряженного твэла активной зоны составляет $k_r^{консер} = 1{,}74$ и определяется исходя из максимально допустимого коэффициента неравномерности в энерговыделении твэлов по радиусу активной зоны ($k_r^{доп} = 1{,}5$) с учетом инженерного коэффициента неравномерности по подогреву теплоносителя, равного 1,16.

Консервативное значение эффективности АЗ обеспечивается выбором из технологического регламента безопасной эксплуатации (ТРБЭ) минимально допустимого значения, устанавливаемого для этой характеристики в зависимости от исходного уровня мощности реактора, с учетом погрешности определения (5 %). Такая эффективность в рассматриваемом ниже моделировании выброса кластера

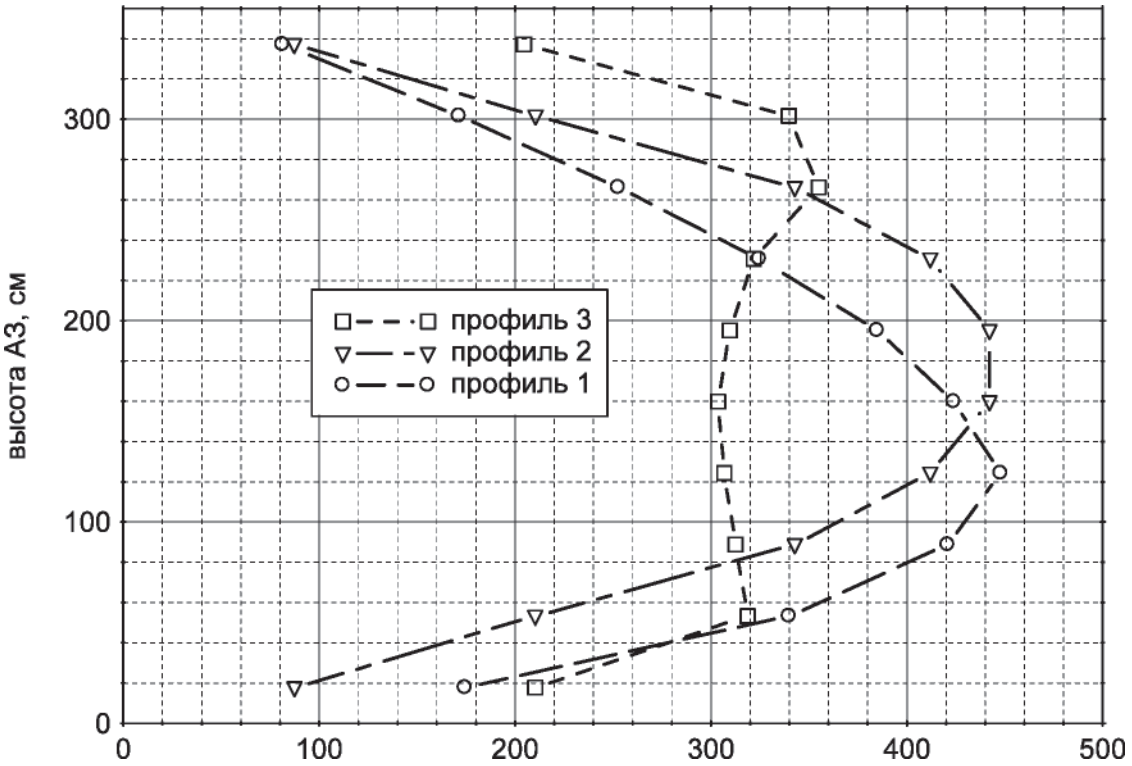


Рис. 1. Аксиальное распределение линейной нагрузки мощности максимально нагруженного твэла/твэга, принятое в исследованиях

Таблица 1. Интегральные параметры РУ в исходном состоянии перед выбросом кластера

Параметр состояния	Единица измерения	Значение
Мощность реактора	МВт (%)	3120 (104%)
Расход теплоносителя через реактор	кг/с	16030
Температура теплоносителя на входе в реактор	°С	291,5
Температура теплоносителя на выходе из активной зоны	°С	325,2
Температура теплоносителя на выходе из максимально энергонапряженной кассеты	°С	335,5
Подогрев теплоносителя в реакторе	°С	33,7
Максимальная мощность ТВС / № ТВС	МВт	25,5 / 64

Таблица 2. Локальные характеристики наиболее напряженного твэла/твэга в исходном состоянии РУ перед выбросом кластера

Параметр состояния	Единица измерения	Значение
Максимальный тепловой поток с поверхности твэла /№ слоя:	Вт/см	
профиль 1		448 / 4
профиль 2		448 / 6
профиль 3		360 / 8
Максимальная температура наружной поверхности оболочки твэла / № слоя:	°С	
профиль 1		350,8 / 5
профиль 2		350,8 / 6
профиль 3		350,2 / 8
Минимальный коэффициент запаса до кризиса теплообмена / № слоя:		
профиль 1		1,91 / 7
профиль 2		1,68 / 8
профиль 3		1,80 / 10
Максимальная температура топлива / № слоя:	°С	
профиль 1		1925 / 4
профиль 2		1907 / 6
профиль 3 (твэл)		1634 / 8
профиль 3 (твэг)		1757 / 8
Максимальный тепловой поток с поверхности твэла /№ слоя:	Вт/см	
профиль 1		448 / 4
профиль 2		448 / 6
профиль 3		360 / 8

достигается путем невведения части ОР СУЗ (девяти кластеров 6-й группы). Кроме того, принимается, что один из застрявших кластеров (принцип единичного отказа) находится в непосредственной близости от ТВС с наиболее напряженным твэлом и, таким образом, в переходном процессе после срабатывания АЗ в этой области спад мощности менее интенсивен.

Время введения ОР СУЗ принято равным наибольшему проектному значению — 4 с.

Для получения максимальной температуры и энтальпии топлива формируется максимально энергонапряженный канал с минимальной проводимостью газового зазора топливо—оболочка (горячий канал в ТВС № 99 для исследования твэла и твэга с различными профилями энерговыделения).

Для получения максимальной температуры оболочки твэла/твэга и минимального коэффициента запаса до кризиса теплообмена формируется максимально энергонапряженный канал с максимальной проводимостью газового зазора топливо—оболочка (горячий канал в ТВС № 99 для исследования твэла и твэга с различными профилями энерговыделения).

Сформированные консервативные значения интегральных параметров РУ для исходного состояния представлены в табл. 1, а для локальных характеристик наиболее напряженного твэла/твэга — в табл. 2.

1.2. Краткое рассмотрение результатов расчета

Характер изменения реактивности, нейтронной и тепловой мощности (рис. 2) и других интегральных характеристик активной зоны принципиально не отличается от полученного с использованием точечной кинетики.

По результатам трехмерного моделирования следует отметить, что изменение во времени относительного энерговыделения ТВС (k_q) происходит не только из-за выброса кластера, но и вследствие деформации поля энерговыделения из-за погружения стержней аварийной защиты (рис. 3–6; см. изменение относительной мощности исследуемой ТВС № 99, находящейся вблизи выбрасываемого кластера из ТВС № 85). После выброса кластера в $t = 0{,}1$ с значение k_q для этой ТВС равно 2,06, в начале движения стержней по сигналу АЗ k_q уменьшается до 1,88 ($t = 1{,}5$ с), потом возвращается приблизительно к исходному значению после выброса ($t = 2{,}5$ с) и далее в момент времени $t = 3{,}5$ с увеличивается до значения 2,17.

Гораздо более существенным деформациям на этом же интервале времени подвергаются аксиальные поля энерговыделения (рис. 7, 8, 9). В совокупности радиальные и аксиальные деформации приводят к тому, что максимальные значения температур топлива и оболочек твэла/твэга переходят из слоя в слой (рис. 10, 11, 12), зависят от исходного профиля энерговыделения и будут достигаться в более позднее время, если сравнивать с методологией, основанной на точечной модели кинетики с аналогичным моментом времени срабатывания АЗ и характером погружения ОР СУЗ в активную зону.

Использование трехмерной модели обеспечивает в полной степени консервативный подход при анализе реактивностных аварий. При этом сохраняются особенности поведения активной зоны реактора с точки зрения протекания нейтронно-физических и теплогидравлических процессов,

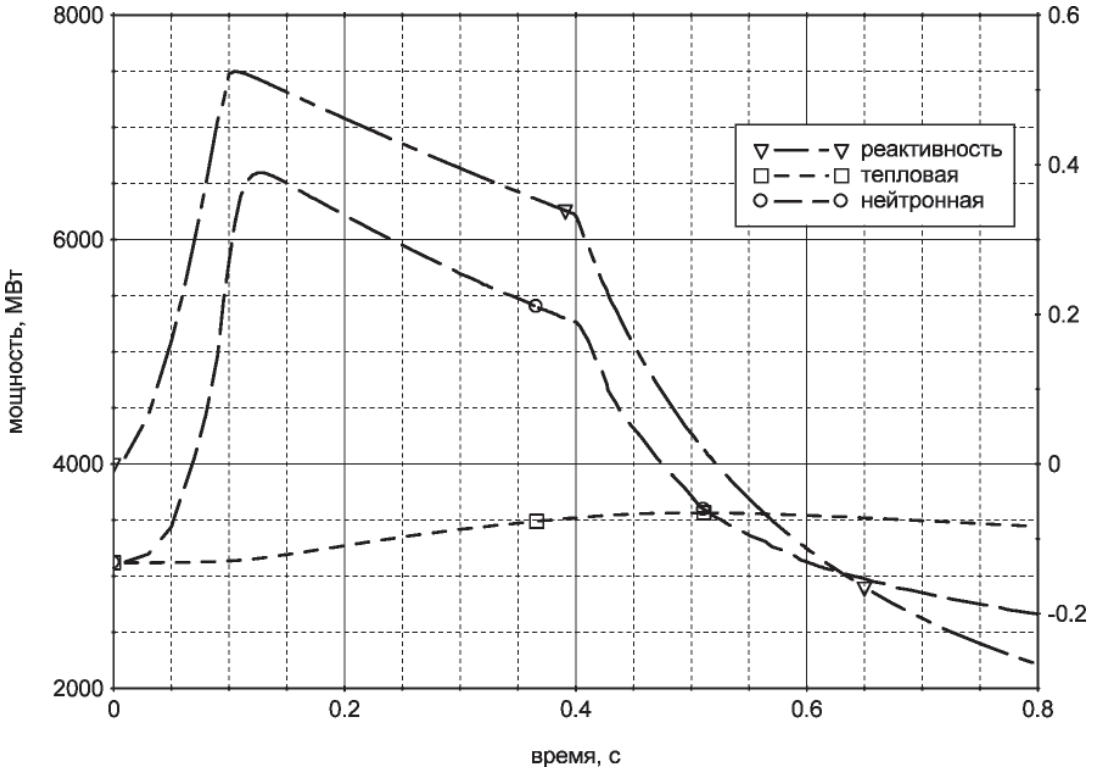


Рис. 2. Изменение реактивности,
нейтронной и тепловой мощности

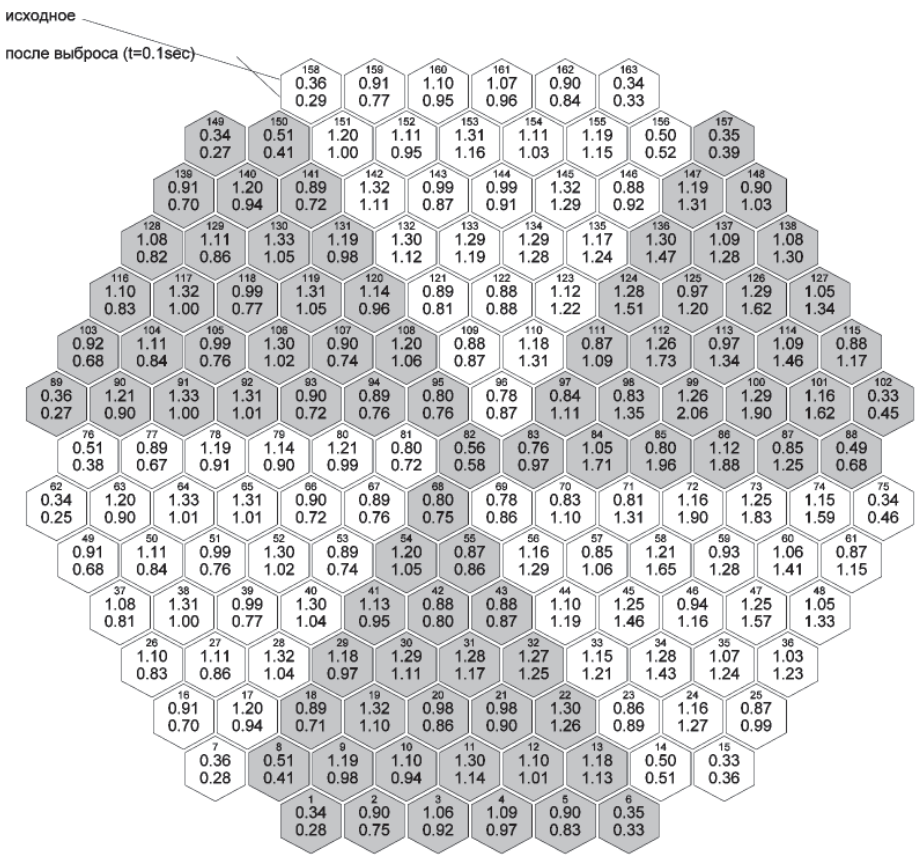


Рис. 3. Деформация радиального поля энерговыделения
($t = 0$ и $t = 1{,}5$ с)

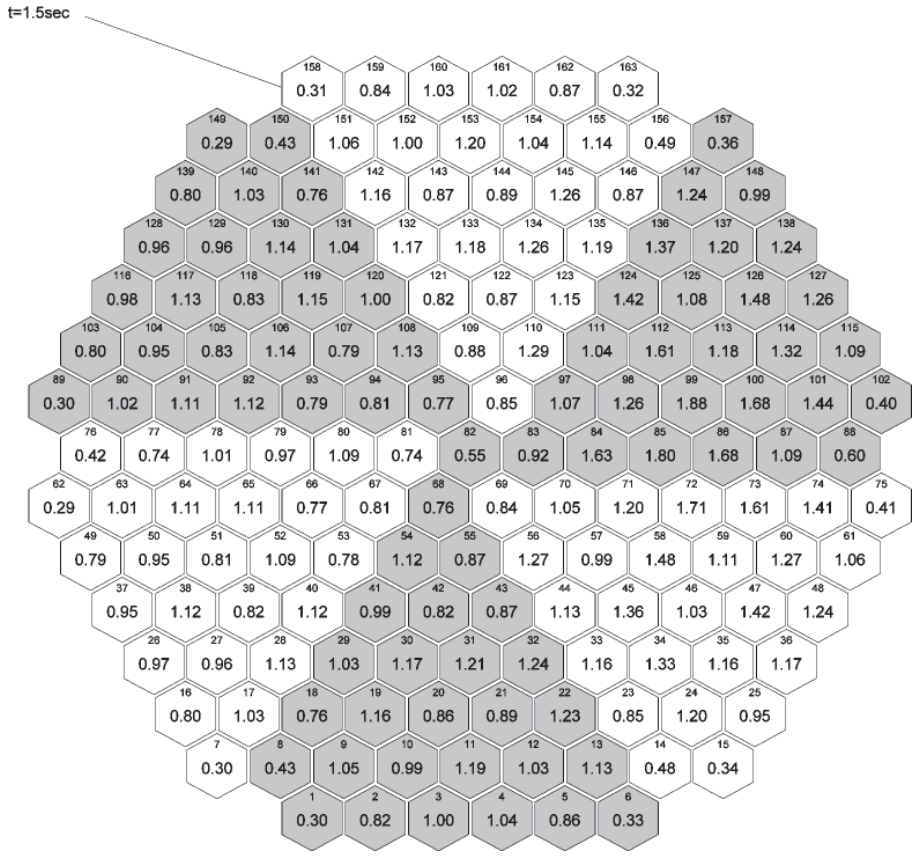


Рис. 4. Деформация радиального поля энерговыделения ($t = 1{,}5$ с)

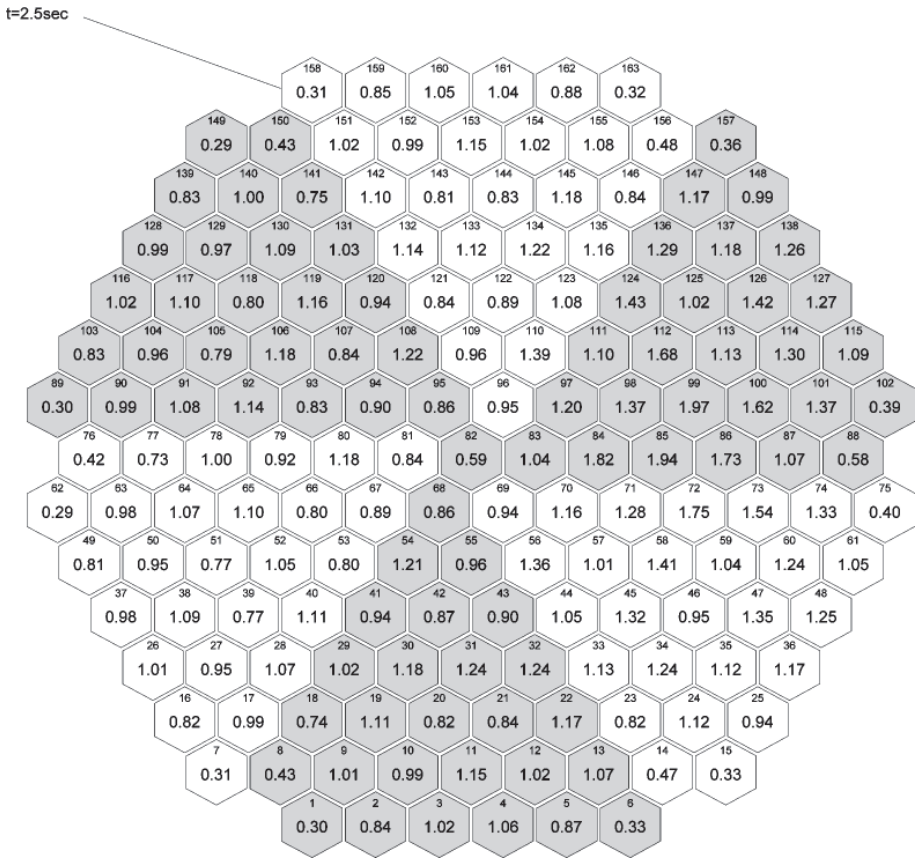


Рис. 5. Деформация радиального поля энерговыделения ($t = 2{,}5$ с)

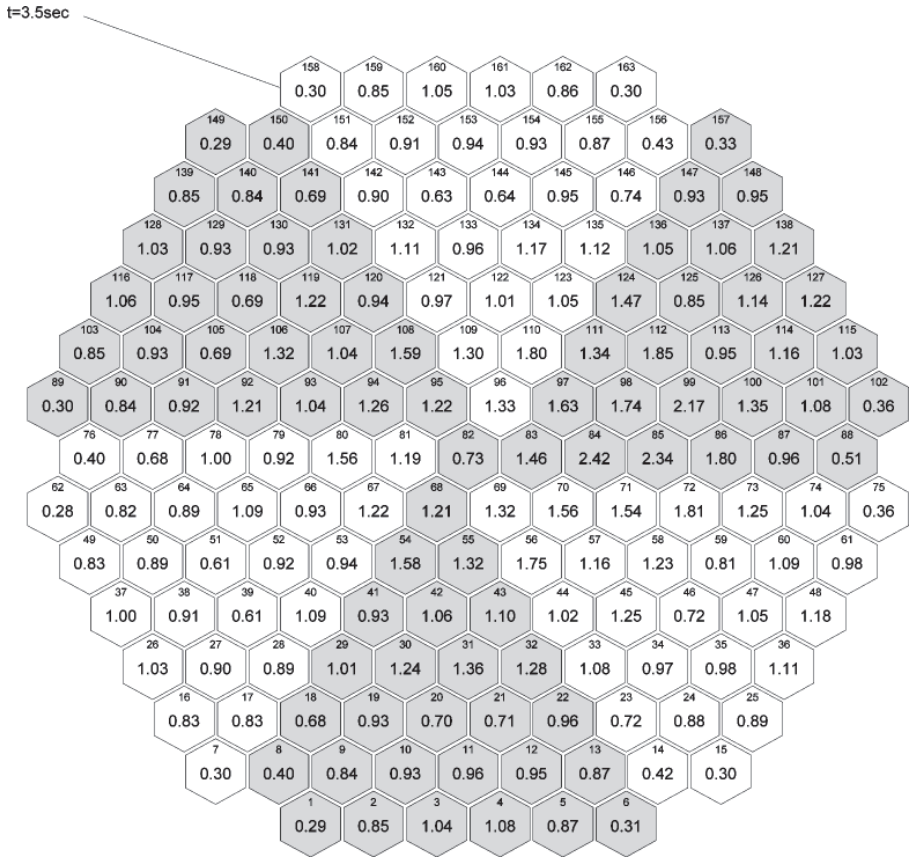


Рис. 6. Деформация радиального поля энерговыделения ($t = 3{,}5$ с)

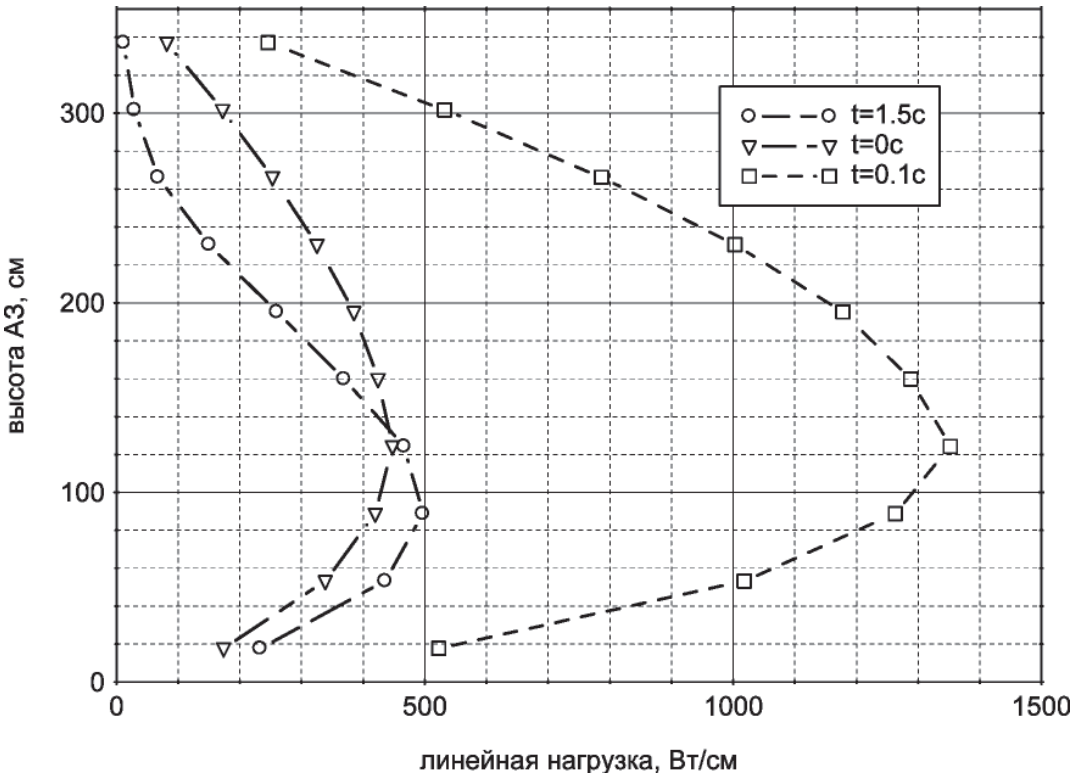


Рис. 7. Деформация аксиального поля энерговыделения
(исходный 1-й предельный профиль)

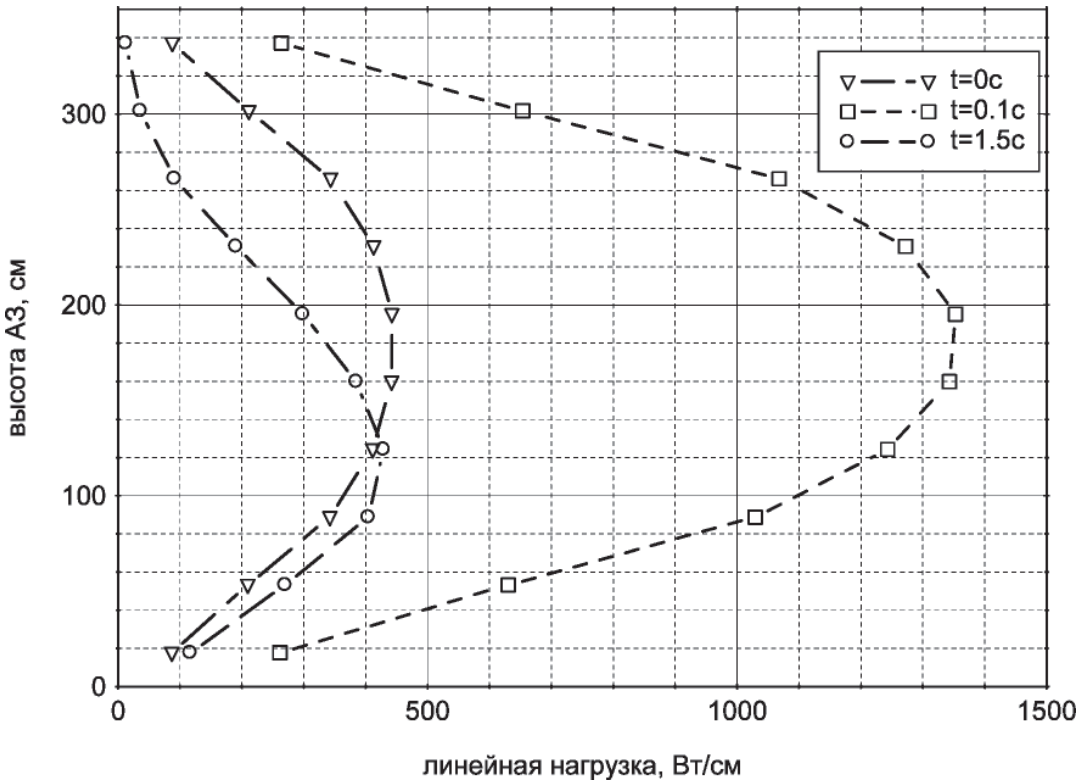


Рис. 8. Деформация аксиального поля энерговыделения
(исходный 2-й предельный профиль)

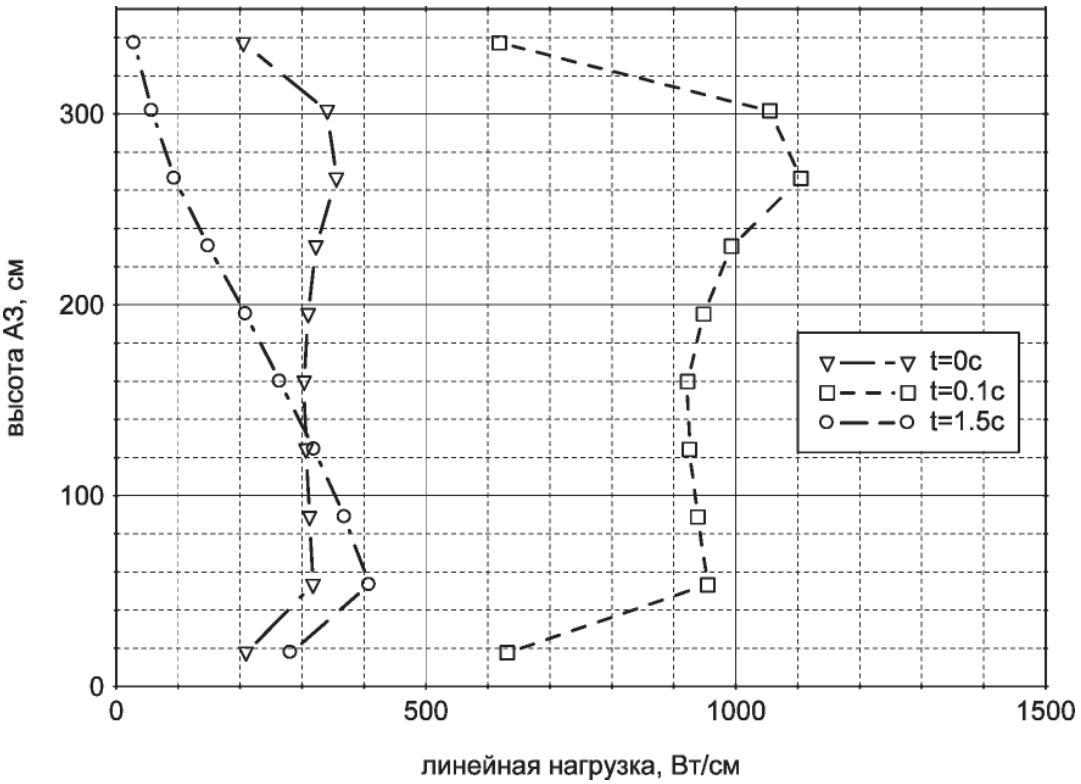


Рис. 9. Деформация аксиального поля энерговыделения
(исходный 3-й предельный профиль)

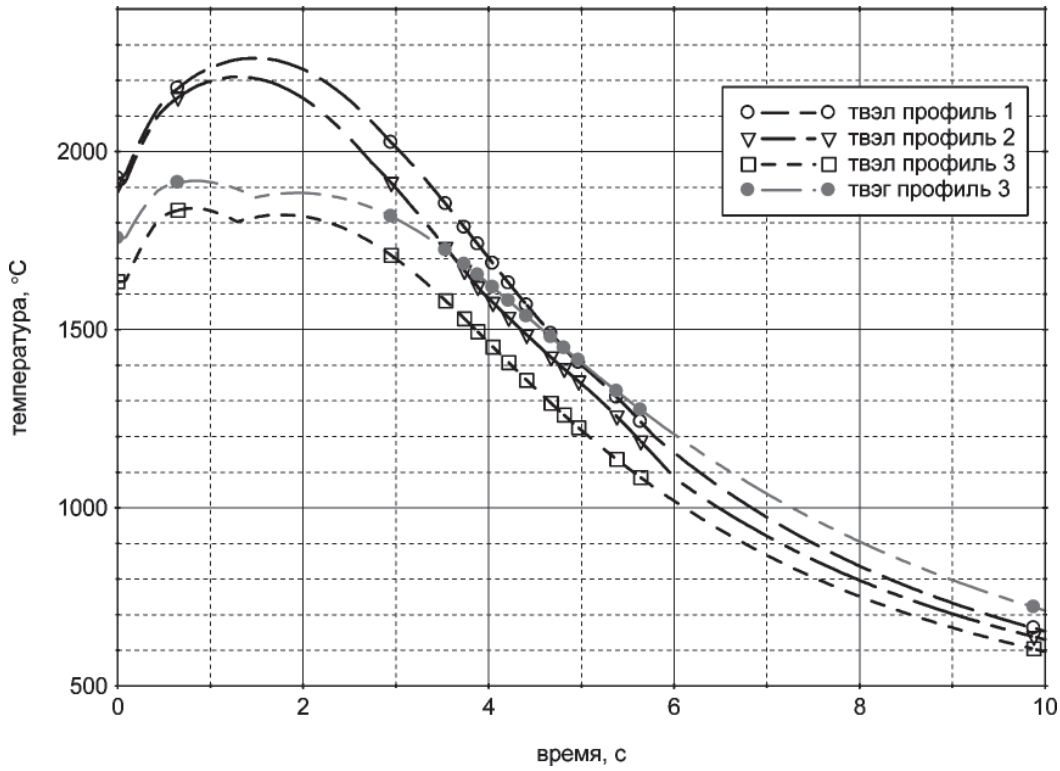


Рис. 10. Максимальная температура топлива
наиболее нагруженного твэла/твэга

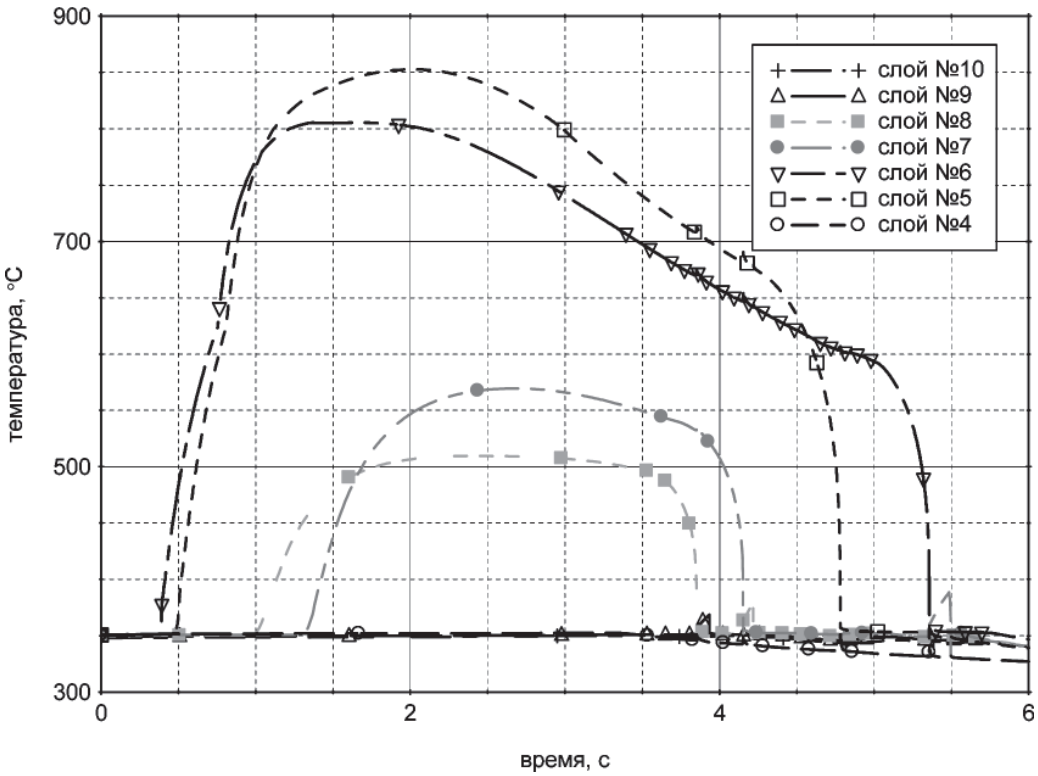


Рис. 11. Температура оболочки твэла в аксиальных слоях
максимально нагруженного твэла в переходном процессе (профиль 1)

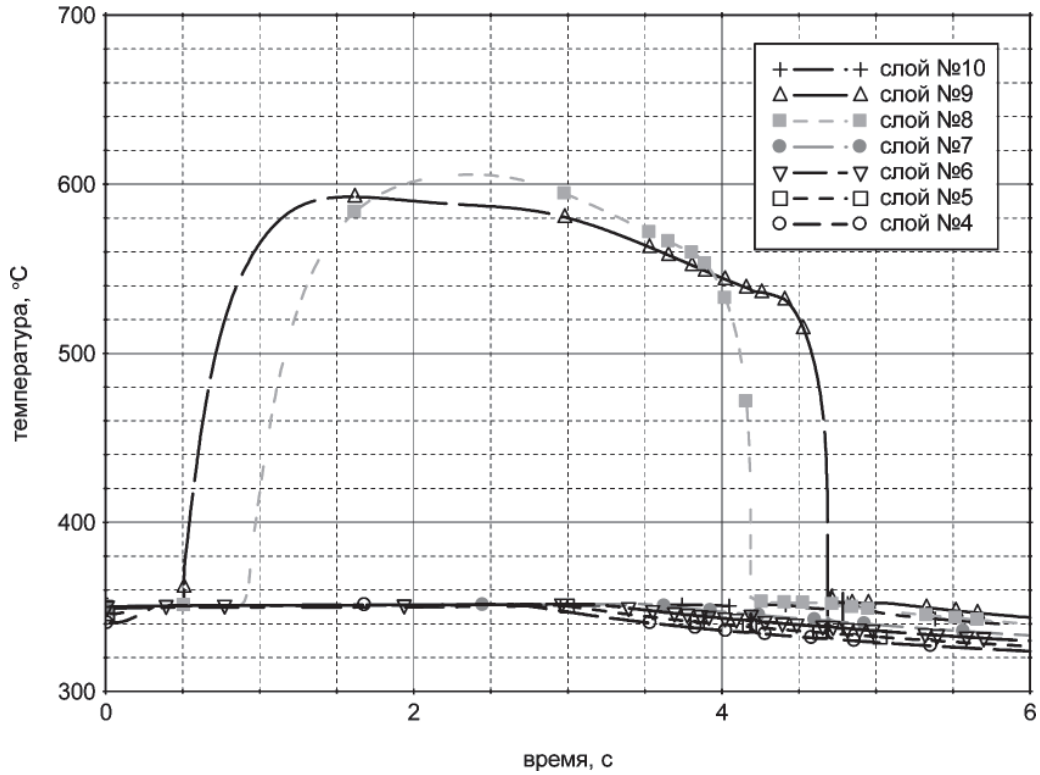


Рис. 12. Температура оболочки твэга в аксиальных слоях максимально нагруженного твэга в переходном процессе (профиль 3)

что дает возможность адекватно моделировать всплески полей энерговыделения в объеме активной зоны.

На примере аварийного режима, связанного с выбросом кластера, показано, что переходной процесс сопровождается сложным характером деформации поля энерговыделения. При этом происходит перемещение позиции максимально нагруженного участка активной зоны как в аксиальном, так и радиальном направлениях. Это указывает на необходимость использования трехмерной кинетической модели для анализа аварийных режимов, связанных с несимметричным поведением активной зоны.

2. Сравнение результатов моделирования аварийного режима, связанного с выбросом кластера, по одномерной методологии «Вестингауз» и с использованием трехмерной кинетики (DYN3D)

В методологии «Вестингауз» для моделирования выброса кластера используются программы TWINKLE и FACTRAN. Относительно этих программ известно, что TWINKLE моделирует кинетику реактора в двухгрупповом диффузионном приближении для одномерной аксиальной геометрии, а FACTRAN применяется для моделирования горячего участка твэла (расчет температуры топлива и оболочки твэла).

Описание взаимодействие программ TWINKLE и FACTRAN отсутствует.

Рассмотрим результаты сравнительного анализа методологий одномерного и трехмерного подходов на примере моделирования аварии с выбросом кластера. Для выполнения трехмерных расчетов использовалась программа DYN3D, библиотека нейтронно-физических констант (НФК), подготовленная по CASMO, и консервативный подход для формирования исходного состояния активной зоны реактора перед выбросом кластера, который изложен в разделе 1.

Как видно из табл.3, все исходные данные для расчета по DYN3D были приняты такими же, как и для TWINKLE-FACTRAN, за исключением эффективности аварийной защиты, которая в DYN3D определяется в процессе расчета на основе НФК, а в TWINKLE-FACTRAN задается.

На рис. 13 и 14 приведены изменения нейтронной и тепловой мощности в переходном процессе. Знаком «х» отмечены результаты расчета по TWINKLE-FACTRAN. Сравнение показывает, что обе методологии на основе DYN3D и TWINKLE хорошо согласуются при определении всплеска нейтронной мощности после выброса кластера. Это не является неожиданным, поскольку в обоих расчетах эффективность выбрасываемого кластера одинакова, а проявление обратных связей за 0,1 с весьма незначительно. При этом в трехмерном расчете (вариант 1) в момент времени $t \approx 0,45$ с происходит срабатывание аварийной защиты, вследствие чего нейтронная мощность начинает быстро уменьшаться (в этом варианте в DYN3D предполагалось также погружение стержней СУЗ равномерно за время 4 с). С момента времени $t \approx 0,5$ с поведение нейтронной и тепловой мощности начинает существенно отличаться: как для тепловой, так и для нейтронной мощности значения, рассчитанные программой DYN3D, меньше, чем по TWINKLE.

Основные результаты расчета параметров безопасности приведены в табл. 4.

В расчете по варианту DYN3D (№ 1) приблизительно при одинаковых значениях максимальной температуры топлива (см. рис. 15: DYN3D дает значение приблизительно на 19 °С ниже, чем FACTRAN) и практически одинаковом начале

Таблица 3. Начальные условия, принятые для анализа выброса ОР СУЗ на мощности

Параметр	TWINKLE-FACTRAN	DYN3D
Тепловая мощность, МВт	3000/3120	3120
Температура теплоносителя на входе в активную зону, °С	292,3	292,3
Давление в компенсаторе давления, МПа	15,34	15,34
Расход теплоносителя на входе в реактор, $м^3/ч$	80 000	80 000
Время выброса ОР СУЗ, с	0,1	0,1
Задержка на срабатывание АЗ, с	0,4	0,4
Эффективность выбрасываемого кластера, %	0,15	0,15
Эффективность аварийной защиты, %	4,0	≈ 8
Изотермический температурный коэффициент*, 10^{-3} %/°С	0,0	$\alpha_t = 0$ **
Доплеровский мощностный эффект, pcm (10^{-3} %) ***	800,0	$\alpha_{tf} = -1,3 \cdot 10^{-5} \cdot 1/°C$
Максимальная линейная нагрузка на твэл, Вт/см	448	448
$\beta_{эф}$, %	0,55	0,55
Расчетный сценарий	–	T_{fuel}^{max}
Максимум энерговыделения	–	Смещен к низу активной зоны
Мощность горячего канала, кВт	–	102,5

* В терминологии «Вестингауз».
** Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя.
*** В терминологии «Вестингауз». Очевидно, имеется в виду доплеровская составляющая мощностного эффекта реактивности.

Таблица 4. Основные результаты расчетного анализа аварии с выбросом ОР СУЗ на мощности

Параметр	TWINKLE-FACTRAN	DYN3D Вариант № 1 / Вариант № 2
Максимальная нейтронная мощность, МВт	4080	4193
Максимальная тепловая мощность, МВт	3556	3274 / 3352
Максимальная температура в центре таблетки, °С	1981	1962 / 2146 –19 / +165*
Максимальная температура оболочки, °С	848	743 / 878 –105 / +30*
Максимальная энтальпия, Дж/г	451,3	439,7/477,3
Коэффициент неравномерности локального энерговыделения F_Q до выброса ОР СУЗ	2,6	2,6
Коэффициент неравномерности локального энерговыделения F_Q после выброса ОР СУЗ	3,0	По нейтронной мощности 5,1 (t=0,1 с), по тепловой мощности 3,4 (t=0,9 с) / 4,0 (t=2,0 с)

* Отклонение численного значения по каждому варианту расчета от значения, полученного по TWINKLE-FACTRAN.

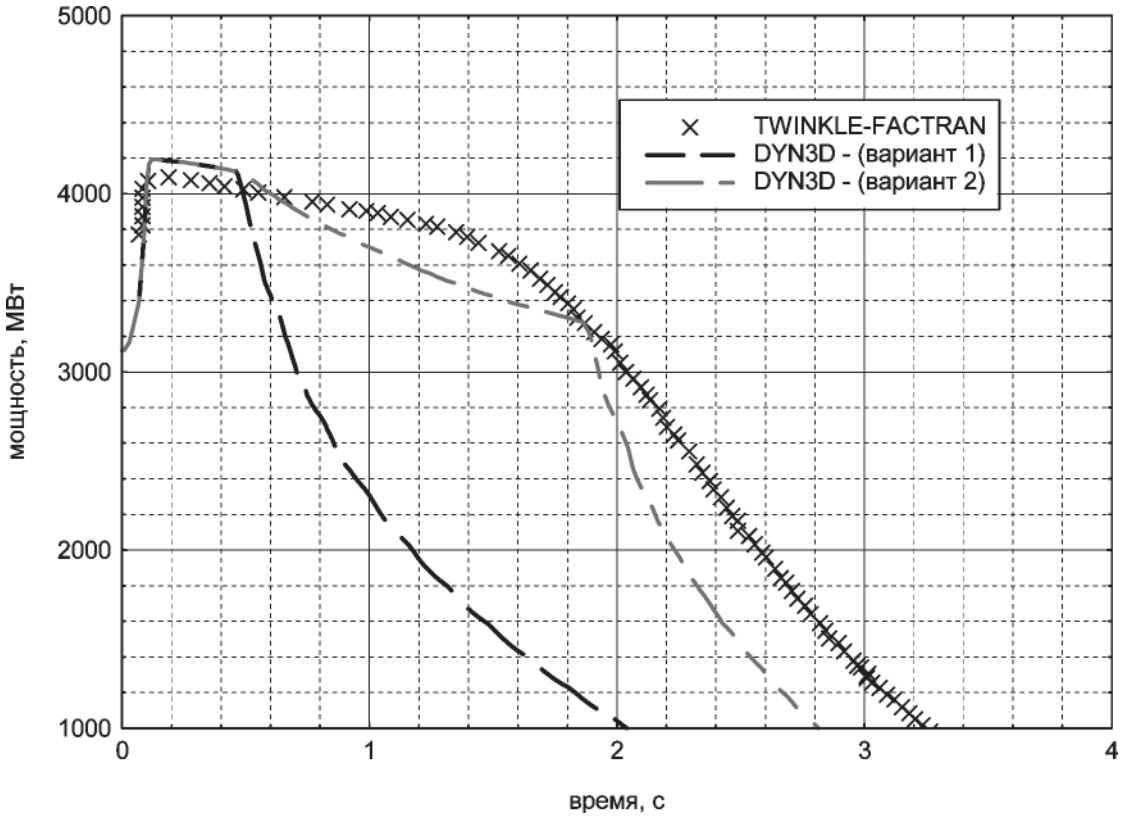


Рис. 13. Нейтронная мощность

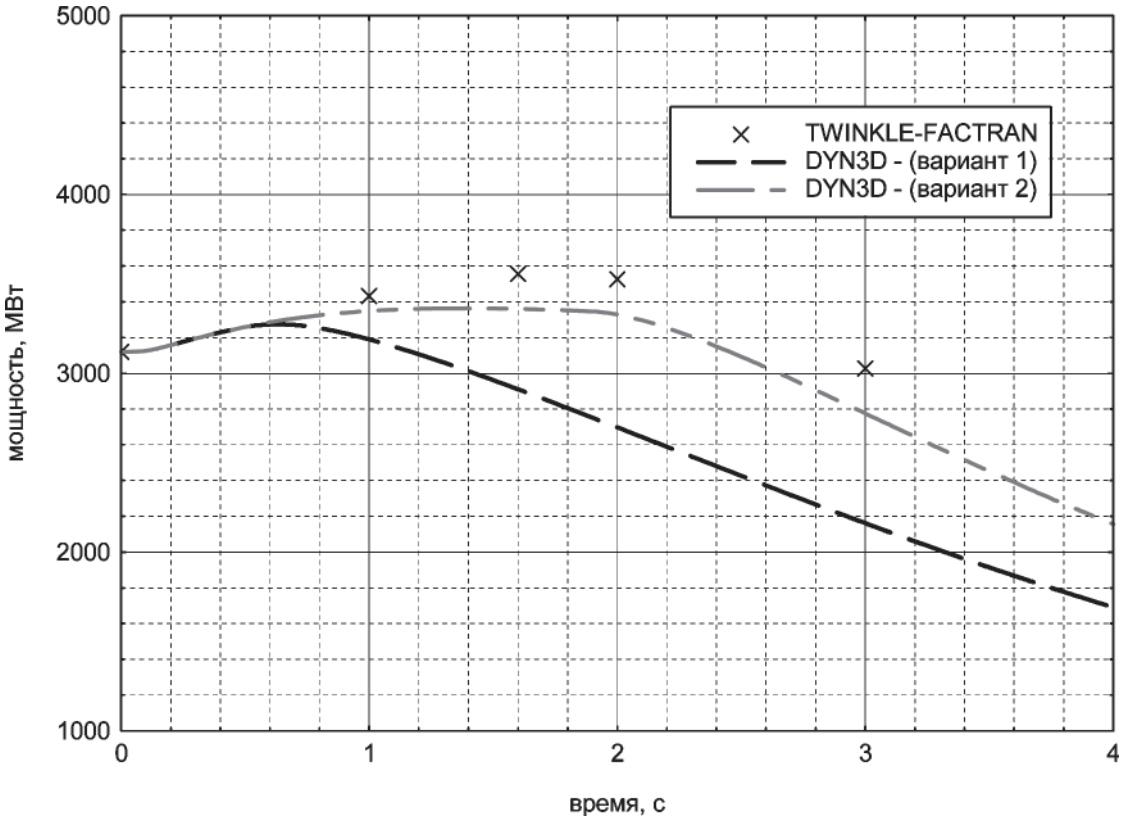


Рис. 14. Тепловая мощность

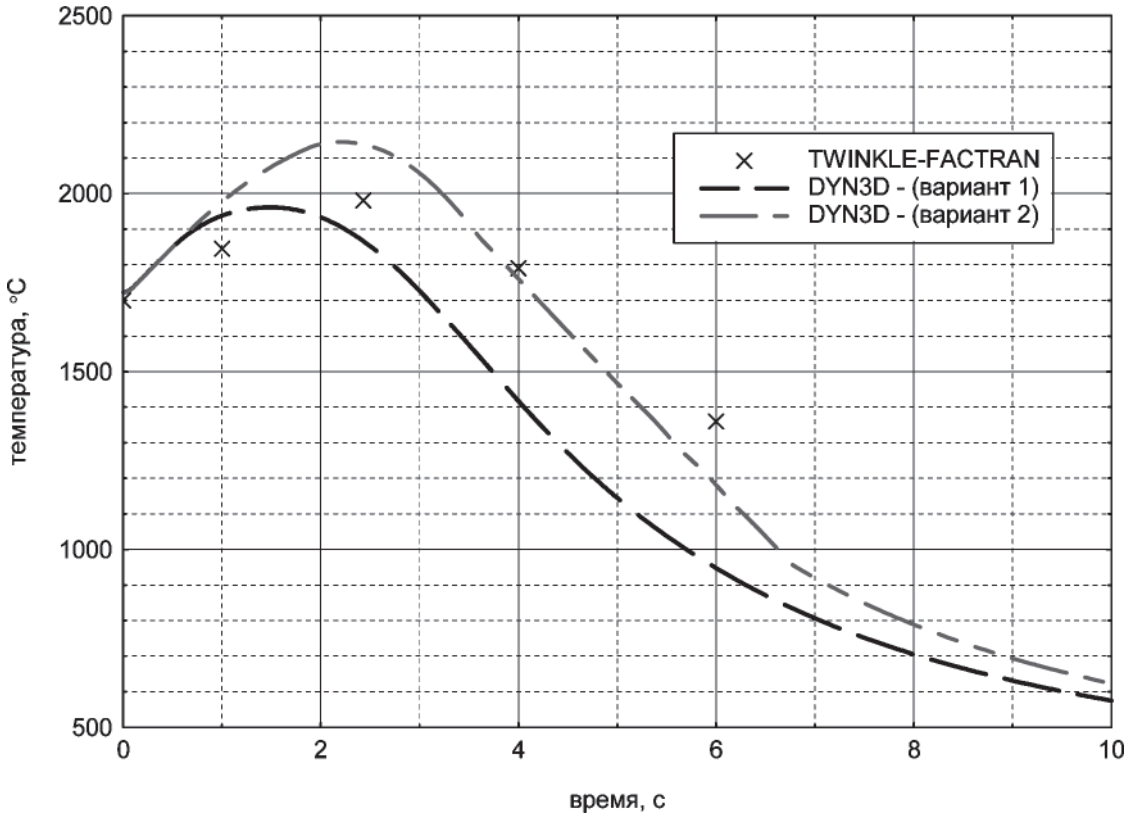


Рис. 15. Максимальная температура топлива

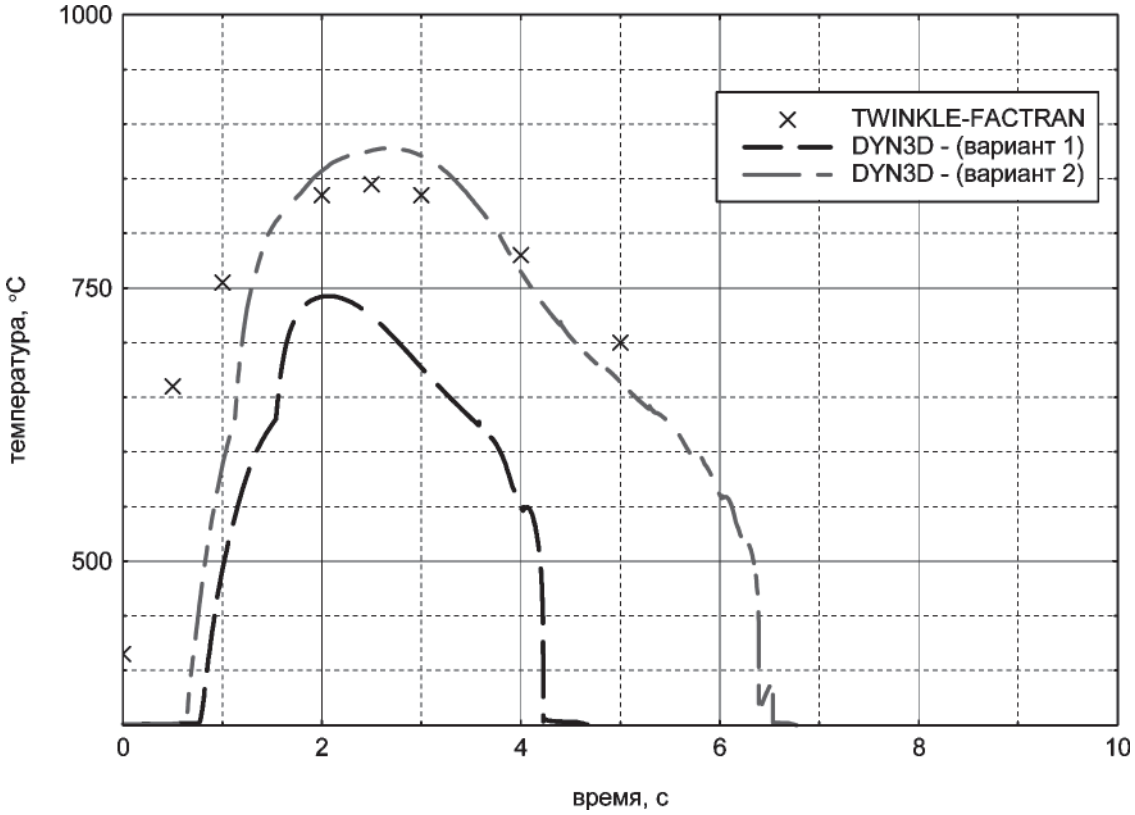


Рис. 16. Максимальная температура оболочки твэла

срабатывания АЗ (для DYN3D — 0,45 с, для TWINKLE — 0,46 с) максимальная температура оболочки твэла, рассчитанная DYN3D, на 105 °С ниже (рис. 16). Это связано с более интенсивным падением нейтронной мощности в варианте по DYN3D, так как эффективность аварийной защиты в этом случае значительно больше. Таким образом, расчет по варианту № 1 DYN3D дает менее консервативную оценку по сравнению с TWINKLE при всех практически одинаковых исходных данных за исключением эффективности аварийной защиты, которая в два раза меньше, и из описания расчета по TWINKLE непонятно, по какому закону она вводится и как выбор этого принятого закона был обоснован. В методологии такая информация отсутствует.

Анализ изменения нейтронной мощности (рис. 13), рассчитанной по программе TWINKLE, показывает, что после выброса кластера она плавно спадает в течение 1,2÷1,3 с. По характеру ее изменения (в сравнении с аналогичным поведением нейтронной мощности по DYN3D на интервале 0,05÷0,45 с), можно предположить, что спад нейтронной мощности на интервале времени 0,05÷1,3 с полностью определяется обратной связью по температуре топлива, а эффективность ОР СУЗ принята в модели TWINKLE практически равной нулю. Более резкий спад нейтронной мощности, наблюдаемый в расчетах по модели TWINKLE после момента времени $t \approx 1,2 \div 1,3$ с, очевидно, связан уже с большей эффективностью ОР СУЗ. Обоснование и описание принятого закона перемещения ОР СУЗ по сигналу АЗ, как уже упоминалось, отсутствует. Поэтому с помощью программы DYN3D выполнен дополнительный анализ переходного процесса исходя из условия, что обе программы дают максимально возможное совпадение поведения нейтронной мощности во времени. Для этого в программе DYN3D использовался алгоритм неравномерного погружения стержней СУЗ (вариант 2). Полного совпадения поведения нейтронной и тепловой мощности достичь не удалось. Рассчитанные программой DYN3D нейтронная и тепловая мощности в течение переходного процесса остались ниже, чем по программе TWINKLE (рис. 13 и 14). В случае достижения большего согласия с нейтронной и тепловой мощностью по DYN3D и TWINKLE, ожидаемые температуры топлива и оболочки твэла в расчете по DYN3D были бы еще больше.

Результаты расчетов варианта 2 (рис. 15 и 16) показывают, что при максимальном совпадении всех исходных данных предсказание программой DYN3D максимальной температуры топлива и оболочки твэла выше, чем по программе FACTRAN, на 165 и 30 °С соответственно, т. е. для варианта 2 результаты трехмерного моделирования консервативнее.

Таким образом, выбор и обоснование консервативных условий задача не простая. Из табл. 4 видно, что коэффициент неравномерности локального энерговыделения в твэле в переходном процессе после выброса ОР СУЗ в трехмерном расчете получается выше, чем постулируется в одномерной модели. Это может быть связано с неучетом в модели TWINKLE исходного аксиального профиля энерговыделения (возможность учета аксиального профиля энерговыделения, как и многое другое, не описано в данной методологии).

Выводы

При использовании в анализе RIA методологии на основе точечно-одномерной кинетики не учитывается влияние изменения аксиального профиля нейтронного потока в течение рассматриваемого переходного процесса вследствие погружения стержней СУЗ. Кроме того, важным в анализе RIA является определение консервативного аксиального профиля энерговыделения в исходном состоянии и оценка его влияния в рассматриваемом исходном событии на максимальную величину коэффициента неравномерности локального энерговыделения F_Q.

Так, в аварии «выброс кластера» стержни СУЗ в процессе погружения после срабатывания АЗ приводят к тому, что уменьшают число делений, прежде всего в верхней части активной зоны, слабо влияя на нижнюю часть. Поэтому после начала погружения стержней СУЗ внизу активной зоны происходит еще довольно большое число делений в течение 1÷2 с. Если учесть, что время погружения СУЗ составляет 4 с, а время достижения максимальных значений температур топлива и оболочки 2÷3 с, то такая задержка в снижении плотности делений внизу активной зоны оказывает существенное влияние на достижение максимальных температур топлива и оболочки в переходном процессе.

Кроме того, расчетные исследования показывают, что в аварии «выброс кластера» максимальная температура оболочки твэла достигается в расчетном сценарии на максимальную температуру топлива (см. 1.1). Это связано с тем, что в исходном состоянии при малой проводимости газового зазора (сценарий на максимальную температуру топлива) температура топлива на несколько сотен градусов выше, чем в расчетном сценарии на максимальную температуру оболочки. Поэтому в переходном процессе при «схлопывании» газового зазора его проводимость существенно увеличивается. В результате этого запасенная энергия топлива переходит в теплоноситель, приводя к существенному повышению температуры оболочки.

Таким образом, выполненные расчетные исследования показывают, что как выбор состояния активной зоны для определения пикинг-фактора, используемого в точечно-одномерной методологии для оценки консервативного значения локального энерговыделения, так и выбор других консервативных условий, например, сценария для определения максимальной температуры оболочки твэла/твэга в аварии «выброс кластера», нетривиальны. Этот выбор должен быть обоснован и такое обоснование может быть проведено только на основе моделирования рассматриваемых исходных событий с использованием методологии трехмерной кинетики.

Исходя из вышесказанного и учитывая, что сравнительный анализ аварии «выброс кластера», выполненный в разделе 2, показал, что максимальные температуры топлива и оболочки твэла достигаются при использовании трехмерной методологии, а не одномерной, целесообразно отразить в нормативных документах необходимость использования при выполнении анализов реактивностных аварий расчетных средств, в которых реализована трехмерная кинетика.

Надійшла до редакції 18.08.2009.

УДК621.039:001.8

Г. В. Громов, А. Е. Севбо

Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности

К вопросу определения интегральной частоты повреждения активной зоны

Рассматривается вопрос сравнения результатов вероятностного анализа безопасности (ВАБ) энергоблоков атомных электростанций Украины с вероятностными критериями безопасности. Показано, что вероятностные критерии предназначены для сравнения с полномасштабными оценками риска от эксплуатации энергоблока АЭС в течение календарного года. Предложены подходы к количественной оценке интегральной частоты повреждения активной зоны как меры риска при эксплуатации энергоблока.

Г. В. Громов, О. Є. Севбо

До питання визначення інтегральної частоти пошкодження активної зони

Розглядається питання порівняння результатів імовірнісного аналізу безпеки енергоблоків атомних електростанцій України з імовірнісними критеріями безпеки. Показано, що імовірнісні критерії призначено для порівняння з повномасштабними оцінками ризику від експлуатації енергоблока протягом календарного року. Запропоновано підходи з кількісної оцінки інтегральної частоти пошкодження активної зони як міри ризику при експлуатації енергоблока.

Общие положения обеспечения безопасности [1] устанавливают, что базовой целью безопасности атомных электростанций является защита персонала, населения и окружающей среды от недопустимого радиационного воздействия при введении в эксплуатацию, эксплуатации и снятии с эксплуатации АЭС. Необходимо стремиться к тому, чтобы вероятность тяжелых аварий была наименьшей и соответствовала критериям [1], а именно «непревышению оценочного значения частоты тяжелого повреждения активной зоны, равной 10^{-4} на реактор в год. Нужно стремиться к тому, чтобы оценочное значение частоты такого повреждения не превышало 10^{-5} на реактор в год; непревышение значения частоты предельного аварийного выброса радиоактивных веществ в окружающую природную среду для действующих АС устанавливается на уровне не более чем 10^{-5} на реактор в год. Необходимо стремиться к тому, чтобы значение такого показателя не превышало 10^{-6} на реактор в год». Приведенные выше критерии соответствуют INSAG-12 [2].

В большинстве стран цели безопасности начали определять в 1980-х годах. В тот период вероятностные анализы безопасности (ВАБ) были весьма ограничены по объему, в основном охватывая эксплуатационные события (переходные процессы и течи 1-го контура) при работе на мощности. По разным причинам, включая ограничения в объеме анализа и проблемы с возможностями компьютерных кодов, используемых для анализа, уровень детализации моделей также был ограничен. Кроме того, делался акцент на ВАБ 1-го уровня, т. е. на расчеты только частоты повреждения активной зоны (ЧПАЗ); области реального использования моделей ВАБ были довольно ограниченными.

В 1990-х модели ВАБ значительно расширились как по эксплуатационным состояниям (снижение/подъем мощности, состояния останова), так и по исходным событиям (включая внутренние и внешние экстремальные воздействия). Уровень детализации анализов (анализ функциональных зависимостей, моделирование обеспечивающих систем, анализы надежности персонала, оборудования и др.) также существенно возрос. ВАБ расширились до уровня 2, который позволяет рассчитать частоту выбросов радиоактивных веществ.

Объем, уровень детализации и методы анализа риска эволюционируют. Но цели безопасности не изменяются, и критерии должны оставаться постоянными. Поэтому для устранения неоднозначных трактовок необходимо четко определить объем вероятностных анализов, необходимый для сравнения с критериями и целями безопасности. Отметим, что определения целей и критериев безопасности в [1] не содержат четкого и однозначного положения по объему анализа риска.

Целью статьи является рассмотрение таких вопросов, как определение термина «частота повреждения активной зоны» (определение термина отсутствует в [1]); объем анализа ВАБ, требуемого для сравнения ЧПАЗ с критериями безопасности; объект анализа ВАБ 1-го уровня, требуемого для сравнения ЧПАЗ с критериями безопасности.

Количественная оценка и точность определения интегральной ЧПАЗ

В общем случае под ЧПАЗ понимается выражение правдоподобия того, что для рассматриваемого проекта и эксплуатации реактора исходное событие аварии приведет к повреждению топлива в реакторе [3]. В стандартах по ВАБ ([5], [6]) и в [4] определение ЧПАЗ конкретизируется:

ЧПАЗ — расчетное (или ожидаемое) количество случаев повреждений активной зоны реактора на единицу времени.

В зависимости от целей применения ВАБ, различают среднегодовую ЧПАЗ, 1/год, и мгновенную (или время-зависимую) ЧПАЗ, 1/ч (см. [7]). Так как для оценки общего уровня безопасности энергоблока используется среднегодовая ЧПАЗ, соответственно для этих целей предлагается использовать следующее определение: ЧПАЗ — расчетное (или ожидаемое) количество случаев повреждений активной зоны реактора на календарный год эксплуатации энергоблока.

В международной практике критерии безопасности обычно формулируются в общем виде, без уточнения, какие именно исходные события и режимы эксплуатации должны быть рассмотрены (например, в [2, п. 27], аналогично в [1]). Документ более низкого уровня — стандарт МАГАТЭ по ВАБ 1-го уровня [8] — конкретизирует, что для сравнения с установленными критериями безопасности должен использоваться полномасштабный ВАБ, т. е. учет полного спектра исходных событий аварий (ИСА) для всех эксплуатационных состояний энергоблока. Аналогичные требования установлены регулирующими органами других стран (например, [9], [10], [11] и [12]).

Изначально вероятностный критерий по частоте повреждения активной зоны, равный 10^{-4} 1/год, был предложен регулирующим органом США [13] в качестве суррогатной консервативной [15] меры для следующей цели безопасности: риск смерти человека в результате аварий на реакторе не должен превышать 0,1 % суммы рисков смерти вследствие других инцидентов [14], [15].

В отрасли (и у ряда зарубежных экспертов) формируется позиция, что некорректно объединять ЧПАЗ для номинальной мощности и останова, т. е. критерии [1] необходимо сравнивать с ЧПАЗ, рассчитанной по всем ИСА отдельно для номинальной мощности и для других эксплуатационных состояний. Основным аргументом в пользу такого мнения служит то, что энергоблок не может одновременно находиться в этих различных эксплуатационных состояниях.

С философской точки зрения, критерии сформулированы с учетом среднегодовых данных по фатальным случаям и, соответственно, значение ЧПАЗ (предназначенное для сравнения с критериями), должно учитывать весь календарный год эксплуатации энергоблока для всего спектра исходных событий аварий. В этой связи актуальным становится вопрос обеспечения корректного расчета интегральной ЧПАЗ для всех эксплуатационных состояний.

С математической точки зрения, некорректно сравнивать ЧПАЗ для разных уровней мощности только в том случае, если рассчитаны время-зависимые ЧПАЗ для разных периодов. Если же рассчитана усредненная за год ЧПАЗ, то суммирование ЧПАЗ для разных мощностей будет математически корректным.

Таким образом, интегральная ЧПАЗ должна быть получена на основании следующей формулы:

$$\text{ЧПАЗ} = \sum_{j=1}^{J}\sum_{k=1}^{K_j} \text{ЧПАЗ}_{j,k},$$

где j — исходное событие аварии; k — эксплуатационное состояние энергоблока.

При этом необходимо обеспечить соблюдение следующего условия: ЧПАЗ должны быть нормированы на календарный год [5] и учитывать длительность нахождения энергоблока в соответствующем эксплуатационном состоянии. Вопросу аддитивности ЧПАЗ для различных эксплуатационных состояний уделено внимание в [8] и [16].

Количественные расчеты могут выполняться либо на интегральной вероятностной модели, либо оценкой ЧПАЗ для различных ИСА на отдельных вероятностных моделях с последующим их сложением. В принципе неважно, каким методом оценена интегральная ЧПАЗ, если при ее оценке:

значения ЧПАЗ для разных ИСА и состояний реакторной установки нормированы на календарный год, обеспечивая тем самым свойство аддитивности;

обеспечено избежание двойного учета вкладчиков в ЧПАЗ (преимущественно ИСА и состояния реакторной установки).

Однако разработка интегральной модели предпочтительнее с точки зрения последующего использования оценок риска в риск-информированном принятии решений по безопасности АЭС. В ряде стран уже выполняются расчеты интегральной (или комбинированной) ЧПАЗ для существующих и проектируемых реакторов AP1000, EU-APWR [17], [18], [19].

Отметим, что на оценки ЧПАЗ, среди прочих факторов, связанных с моделированием, большое влияние оказывает расчетный алгоритм вероятностных кодов.

При выполнении ВАБ АЭС Украины в вероятностных расчетных кодах (REVEAL [20]; IRRAS; SAPHIRE [21]) для оценки ЧПАЗ применяют такие расчетные методы, как метод аппроксимации редких событий и метод расчета верхних границ минимальных сечений.

В упрощенном виде, в терминах расчетных кодов, *аппроксимация* редких событий может быть определена следующим образом:

$$P = \sum_{i=1}^{n} C_i,$$

где C_i — вероятность i-го минимального сечения; n — количество минимальных сечений в дереве отказов; P — вероятность набора минимальных сечений для дерева отказов.

Такое приближение применимо при малых значениях вероятностей минимальных сечений. Очевидно, что при сравнительно больших значениях вероятностей отказа метод «аппроксимация редких событий» может дать в результате величину больше 1,0. Такие примеры (с условной вероятностью реализации аварийной последовательностей больше 1) наблюдались в ВАБ для останова АЭС Украины. Одной из характерных особенностей таких ВАБ являются сравнительно большие величины отказов оборудования или систем (например, неготовности оборудования вследствие технических обслуживаний и ремонтов или вероятности ошибок персонала вследствие недостаточной сигнализации). Поэтому метод аппроксимации редких событий может быть неприменим. Необходимо использовать метод расчета верхних границ минимальных сечений (min cut upper bound). В терминах расчетных кодов уравнение для *верхней границы минимальных сечений* выглядит так:

$$P = 1 - \prod_{i=1}^{n} (1 - C_i).$$

Получаемые таким методом результаты всегда меньше единицы, однако:

метод хорошо работает с деревьями отказов, содержащими только операторы «and» и «or», без дополнительных событий или операторов типа «not-». С некогерентными деревьями отказов, т. е. моделями, содержащими операторы «not-» и/или дополнительные базовые события, метод приводит к избыточной консервативности результатов. Величина переоценки зависит от структуры дерева отказов;

если большинство вероятностей (или все вероятности) минимальных сечений очень малы, то произведение в уравнении будет слишком большим, а следовательно, граничное значение P —слишком малым. Хотя величина P теоретически является верхней границей, на практике она не может быть достаточно точно рассчитана при очень малых значениях C_i. В таких случаях лучше применять метод аппроксимации редких событий.

Поэтому для выбора корректного метода расчета рекомендуется выполнить вариантные расчеты и оценить влияние расчетного алгоритма на количественные результаты ВАБ.

Аварийные последовательности (АП) представляют собой комбинацию успешных и неуспешных действий систем, оборудования и персонала, приводящую к определенным последствиям. По умолчанию, вероятностные расчетные коды REVEAL, SAPHIRE (а также RISKSPECTRUM) при расчете аварийных последовательностей не учитывают вероятность успешных действий систем, оборудования и персонала, оценивая только вероятности отказов. Тем самым завышаются оценки условных вероятностей реализации АП и переоценивается ЧПАЗ. При малых вероятностях отказов систем (1Е-03 и менее) переоценка может составлять доли 1 % и ею можно пренебречь. Если вероятности отказов превышают 1Е-01, то завышение ЧПАЗ может достигать существенных значений. В зависимости от сложности вероятностных моделей, переоценки могут достигать от 3 до 10 % [22].

Количественные оценки так называемой истинной ЧПАЗ (true CDF) могут быть выполнены с использованием существующих расчетных кодов. Все применяемые в Украине вероятностные коды имеют такие встроенные возможности, но алгоритмы очень сложны и требуют исключительно большого расчетного времени на современных компьютерах, особенно если вероятностная модель имеет сложную структуру и содержит элементы с вероятностью около единицы.

В процессе выполнения ВАБ неизбежно происходит упрощение и идеализация сложных процессов и явлений. Такие упрощения служат причиной неопределенностей результатов. Выделяют два класса источников неопределенностей [8], [25]:

случайные события или явления (aleatory uncertainty);

недостаточный уровень знаний (о физических процессах, моделировании и т. д. — epistemic uncertainty).

В ВАБ количественно оценивается только неопределенность ЧПАЗ, связанная со статистической вариантностью параметра. В результате рассчитываются точечная оценка ЧПАЗ, значимое (математическое ожидание) ЧПАЗ и квантили распределения ЧПАЗ. Однако неопределенность, связанную с уровнем знаний, в количественном отношении в настоящий момент оценить невозможно. Именно поэтому в США и других странах критерий по ЧПАЗ используется в качестве ориентира (10^{-4}), а не в виде жесткого параметра, но для практических целей такое значение не всегда удобно. Для сравнения риска с вероятностными критериями [1] предлагается такая формулировка: риск удовлетворяет критерию, если в результате округления точечная оценка интегральной ЧПАЗ не превышает 1Е-04 1/год (т. е. все значения от 1.000Е-04 до 1.500Е-04 включительно).

Объект анализа ВАБ 1-го уровня

Критерии [13] разрабатывались без учета количества энергоблоков на площадке АЭС и в настоящее время используются по отношению к единичному энергоблоку. С точки зрения целей безопасности чем больше энергоблоков на площадке, тем большим может быть риск радиационного воздействия на население вблизи АЭС [23]. Поэтому в США разработан проект ревизии свода федеральных правил 10 CFR50, в котором для новых реакторов, в дополнение к оценке риска от единичного энергоблока, требуется оценка интегрального риска от площадки АЭС. В Японии такие правила уже действуют [24].

При оценке риска от площадки рассматриваются положительные и отрицательные аспекты. Отрицательные связаны с одновременным воздействием ИСА на несколько энергоблоков (землетрясения, затопления, пожары и пр.), т. е. одно ИСА может вести к повреждению активных зон нескольких реакторов и выбросу большего количества радиоактивных веществ. Положительное влияние могут оказывать межблочные взаимосвязи (системы электроснабжения, техводоснабжения и др.), способствуя преодолению аварии на аварийном энергоблоке. Таким образом,

$$\sum_{1}^{\text{реактор}} \text{ЧПАЗ}_{\text{реактор}} \neq \text{ЧПАЗ}_{\text{площадка}}.$$

Данное утверждение подкреплено результатами исследований [26], в котором ЧПАЗ для площадки из пяти энергоблоков только в три раза превышает ЧПАЗ для одного энергоблока.

Учитывая, что на площадках АЭС Украины расположено от двух до шести действующих энергоблоков, а особенно на фоне национальных планов по строительству новых энергоблоков, вопрос установления критериев безопасности для площадки требует серьезного изучения и проработки.

Выводы

Для сравнения с вероятностными критериями безопасности требуется оценка интегральной ЧПАЗ, т. е. учет полного спектра ИСА для всех эксплуатационных состояний энергоблока в течение календарного года. Для оценки интегральной ЧПАЗ необходимо обеспечение свойства аддитивности составляющих ЧПАЗ и избежание двойного учета вкладчиков в риск. Там, где возможно, рекомендуется предпринимать действия, направленные на расчет истинной ЧПАЗ, т. е. количественно учитывать успешные действия систем и оперативного персонала энергоблока АЭС.

Представляют интерес исследования по обоснованию точного значения вероятностного критерия безопасности как для единичного энергоблока, так и для площадки АЭС (в качестве дополнительной меры оценки приемлемости риска). Для единичного энергоблока предварительно предлагается следующая трактовка [1, п. 4.1.1]: риск удовлетворяет критерию, если в результате округления значение точечной оценки ЧПАЗ не превышает 1Е-04 1/год.

Список литературы

1. НП 306.2.141-2008. Загальні положення забезпечення безпеки атомних станцій.

2. International Atomic Energy Agency, International Nuclear Safety Advisory Group, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, IAEA, Vienna, 1999.

3. United Stated Nuclear Regulatory Commission. US NRC Glossary // http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary.html.

4. Программа внедрения риск-ориентированных подходов в регулирующей деятельности и эксплуатации АЭС Украины / НАЭК «Энергоатом», Госатомрегулирования Украины. — Ред. 2. — 2007.

5. American Society of Mechanical Engineers. Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME RA-S-2002, April 5, 2002, and Addenda to ASME RA-S-2002, ASME RA-Sa-2003, December 5, 2003.

6. American Nuclear Society. American National Standard External-Events PRA Methodology, ANSI/ANS-58.21-2003, December 2003.

7. International Atomic Energy Agency. Determining the quality of probabilistic safety assessment (PSA) for applications in nuclear power plants. IAEA-TECDOC-1511, Vienna, 2006.

8. International Atomic Energy Agency. Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", Draft Safety Guide DS394, Vienna, 2009.

9. United Stated Nuclear Regulatory Commission. An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis, USNRC Regulatory Guide 1.174, Washington, DC, 1998.

10. United Stated Nuclear Regulatory Commission. An Approach For Determining The Technical Adequacy Of Probabilistic Risk Assessment Results For Risk-Informed Activities, USNRC Regulatory Guide 1.1200, Washington, DC, 2004.

11. Schmocker, et al. Introduction of an Integrated Regulatory Safety Oversight in Switzerland. Proceedings of International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM7 – ESREL 04, Berlin, Germany, 2004.

12. EUR, Volume 2: Generic Requirements, Chapter 1: Safety Requirements (Parts 1 and 2).

13. United Stated Nuclear Regulatory Commission. SECY-89-102. Implementation of the Safety Goal. June 15, 1990.

14. Commission's Safety Goal Policy Statement, issued in 1986.

15. United Stated Nuclear Regulatory Commission. SECY-97-208. Elevation Of The Core Damage Frequency Objective To Fundamental Commission Safety Goal.

16. International Atomic Energy Agency. "Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants for Low Power and Shutdown Modes", IAEA-TECDOC-1144 Vienna, 2000.

17. UK-EPR. Fundamental Safety Overview, Volume 2: Design and Safety, Chapter R: Probabilistic Safety Assessment.

18. *Khericha S., Mitman J.* Development of Standardized Probabilistic Risk Assessment Models for Shutdown Operations Integrated in SPAR Level 1 Model. Proceedings of PSAM 9, 2008.

19. *Payne A. C., Brown T. D., Miller L. A.* Integrated Level III risk assessment for the LaSalle Unit 2 Nuclear Power Plant. Conference: Nuclear Regulatory Commission (NRC) water reactor safety information meeting, Bethesda, USA, 1991.

20. REVEAL_W 2.0. Complete risk and reliability analysis software package. User's Manual. SCIETECH, INC. 1997.

21. United Stated Nuclear Regulatory Commission. Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE). NUREG/CR-6116.

22. Electrical Power Research Institute. An Assessment of Direct Probability Calculation Quantification Method: Comparison with Other Quantification Methods. EPRI, Palo Alto, CA. December 2006.

23. *Гордон Б. Г.* Идеология безопасности. — М.: НТЦ ЯРБ, 2006.

24. NSC Performance Goal, 2006.

25. Reliability Engineering and System Safety. Special issue on Treatment of Aleatory and Epistemic Uncertainty, Vol. 54, November/December 1996.

26. *Tadakuni Hakata*. Seismic PSA Method for Multi-Unit Site CORAL-reef. UK magazine of Reliability Engineering & System Safety, Vol.92, No.7, July 2007.

Надійшла до редакції 14.09.2009.

УДК 621.039.84(083)

В. І. Богорад[1], Т. В. Литвинська[1],
А. В. Носовський[1], В. Ф. Рязанцев[2],
Р. Ф. Тріпайло[2]

[1]*Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки*
[2]*Державний комітет ядерного регулювання України*

Аналіз національних та міжнародних вимог з безпеки при використанні джерел іонізуючих випромінювань у гамма-дефектоскопії

Представлено результати аналізу сучасної практичної діяльності з радіонуклідної дефектоскопії, вітчизняних норм та правил, міжнародних стандартів та рекомендацій Міжнародної комісії з радіологічного захисту та Міжнародного агентства з атомної енергії, які в подальшому можуть бути застосовані для вдосконалення національних вимог з безпеки в гамма-дефектоскопії.

В. И. Богорад, Т. В. Литвинская, А. В. Носовский,
В. Ф. Рязанцев, Р. Ф. Трипайло

Анализ национальных и международных требований по безопасности при использовании источников ионизирующих излучений в гамма-дефектоскопии

Представлены результаты анализа современной практической деятельности в области радионуклидной дефектоскопии, отечественных норм и правил, международных стандартов и рекомендаций Международной комиссии по радиологической защите и Международного агентства по атомной энергии, которые в дальнейшем могут быть использованы для усовершенствования национальных требований по безопасности в гамма-дефектоскопии.

На даний час в різних галузях господарства Україні використовується понад 20 тис. джерел іонізуючого випромінювання (ДІВ). Діяльність з ДІВ, що підлягає ліцензуванню й державному нагляду, провадить біля 4 тис. підприємств, організацій та установ. До числа таких організацій входить більшість підприємств металургійної, вугільної, машинобудівної промисловості, будівельні та гірничо-геологічні підприємства, підприємства паливно-енергетичного комплексу, академічні та галузеві науково-дослідні організації, медичні установи тощо. Виняткове різноманіття використовуваних радіаційних джерел і наявність при цьому істотних особливостей забезпечення радіаційної безпеки в процесі їх експлуатації обумовлює потребу в нормативному та методичному забезпеченні такої діяльності. Забезпечення безпечного використання ДІВ є однією з пріоритетних задач Державного комітету ядерного регулювання України (Держатомрегулювання) як органу регулювання ядерної та радіаційної безпеки.

Розвиток сучасних наукових знань в галузі радіаційної безпеки, великий досвід застосування ДІВ, розвиток нормативно-правової бази є підґрунтям для перегляду старих та розробки нових документів з регулювання безпеки ДІВ.

Метою статті є встановлення дефіциту в сфері національного нормативного регулювання діяльності з використання джерел іонізуючого випромінювання в промисловій дефектоскопії.

Загальні відомості про гамма-дефектоскопи

Для гамма-дефектоскопії найбільше застосування одержали радіонукліди кобальт-60, цезій-137, іридій-192, селен-75, тулій-170; застосовуються також джерела на основі європія-152, європія-154, європія-155, самарія-150, кадмія-153.

Герметизуючі оболонки джерел виготовляють з твердих матеріалів, що мають механічну, термічну й корозійну стійкість.

Гамма-дефектоскопи є пристроями з радіонуклідним джерелом гамма-випромінювання, системою керування випуском і перекриттям пучка випромінювання, системою сигналізації про положення джерела або затвора, системою блокування, що запобігає можливості опромінення персоналу, і засобами орієнтації пучка випромінювання щодо контрольованого об'єкта.

У більшості гамма-дефектоскопів застосовують механічну систему сигналізації (покажчиком положення просвічування служать рукоятка приводу, розташована на радіаційній голівці дефектоскопа, сигнальний прапорець і т. д.), але існують дефектоскопи, в яких використовуються кілька способів сигналізації (світлова, механічна, радіометрична).

Для виключення можливості випуску джерела випромінювання сторонньою особою, в гамма-дефектоскопах застосовують механічне блокування (замок з ключем, упор на виході з радіаційної головки).

У багатьох гамма-дефектоскопах контроль часу просвічування виробу здійснюється за допомогою реле часу, яке не тільки сигналізує про закінчення просвічування, але й управляє випуском і перекриттям пучка випромінювання.

У гамма-дефектоскопах великої потужності передбачено системи аварійного повернення джерела в положення зберігання. В аварійних ситуаціях (падіння тиску в пневмосистемі, відключення електроживлення тощо) за допомогою

пружинного приводу затвор автоматично закривається або джерело переводиться в положення зберігання.

При гамма-дефектоскопії використовуються різні пристрої для формування й орієнтації пучка випромінювання щодо просвічуваного виробу (діафрагми, колімаційні головки і т. д.); це дає змогу проводити підготовчі роботи на безпечній відстані від радіаційної головки, а під час просвічування зменшувати інтенсивність розсіяного випромінювання в місці просвічування і на робочих місцях персоналу.

Для збільшення продуктивності контролю зварені шви трубопроводів просвічують кільцевим пучком (джерело випромінювання розташовують усередині труби), застосовуючи автоматизовані й механізовані комплекси.

Залежно від умов застосування радіаційні дефектоскопи поділяють на стаціонарні (застосовуються в спеціально обладнаних приміщеннях — дефектоскопічних лабораторіях) та пересувні й переносні.

За формою пучка випромінювання розрізняють такі радіаційні дефектоскопи:

фронтальні, призначені для просвічування виробів спрямованим пучком випромінювання з кутом виходу α, меншим за 2π (наприклад, просвічування пірамідальним або конічним пучком випромінювання);

панорамні, призначені для просвічування виробу пучком випромінювання з кутом $\alpha \geq 2\pi$ (наприклад, просвічування кільцевим або сферичним пучком випромінювання);

універсальні, використовувані для фронтального й панорамного просвічування.

Заряджання (перезаряджання) радіоізотопних дефектоскопів проводять для заміни джерел випромінювання, активність яких згодом значно зменшується внаслідок радіоактивного розпаду, а також коли дефектоскоп необхідно тимчасово розрядити для проведення ремонтно-профілактичних робіт. Дефектоскопи заряджають безпосередньо на місці експлуатації (із застосуванням транспортно-перевантажувальних контейнерів — ТПК) або на спеціалізованих підприємствах, обладнаних необхідними пристосуваннями: дистанційними захоплювачами, захисними екранами, перевантажувальними колодязями тощо.

Заряджання дефектоскопів джерелами випромінювання можна проводити водним, сухим і комбінованим способами. При водному способі заряджання здійснюють під захисним шаром води в перевантажувальних колодязях, користуючись дистанційними захоплювачами і спеціальними приладами. Сухим способом дефектоскопи заряджають за допомогою ТПК. Цю операцію проводять за захисними екранами, застосовуючи маніпулятори або захоплювачі, а також безпосередньо з транспортного контейнера із застосуванням дистанційних пристосувань. При заряджанні дефектоскопів комбінованим способом частину операцій (наприклад, розвантаження транспортних контейнерів) виконують водним способом (під захисним шаром води в колодязі), а інші операції — сухим (за захисним екраном із застосуванням проміжного контейнера).

Захист гамма-дефектоскопів має забезпечувати зниження потужності експозиційної дози випромінювання до допустимих рівнів. Біологічний захист стаціонарних, пересувних і переносних дефектоскопів виготовляють з матеріалів, які мають високий атомний номер (свинцю, вольфрамових сплавів та ін.).

Конструкція радіоізотопних дефектоскопів повинна забезпечувати радіаційну безпеку при пожежі, для чого легкоплавкі захисні матеріали вміщують у кожухи з тугоплавких матеріалів, що виключають можливість плавлення матеріалу захисту або зсуви джерела з положення зберігання.

Для безпечної експлуатації дефектоскопів необхідно контролювати якість захисних пристроїв. Перевірка якості захисту дефектоскопів проводиться в положенні зберігання джерела випромінювання.

При розробці конструкції дефектоскопів потрібно враховувати їхнє призначення, тому що вимоги до захисту стаціонарних і пересувних, а особливо переносних дефектоскопів відрізняються. Конструкція останніх має забезпечувати можливість їхнього транспортування й технологічну маневреність у різноманітних умовах виробництва.

Нормативне забезпечення безпеки діяльності

Основним документом, що регламентує забезпечення безпеки при проведенні діяльності з дефектоскопії на сьогоднішній день, є «Санитарные правила по радиоизотопной дефектоскопии» [1]. Цей документ був розроблений у 1970-х роках. Він визначає основні правила поводження з ДІВ при організації та проведенні робіт з радіонуклідної дефектоскопії, включаючи встановлення допустимих значень радіаційних параметрів для різних режимів експлуатації, вимоги до заряджання і (або) перезаряджання, заходи та засоби індивідуального захисту персоналу, вимоги до радіаційного контролю, улаштування сховищ. Проте за більш як 30-річний проміжок часу з'явилися нові знання щодо впливів іонізуючих випромінювань на людину і навколишнє середовище, запроваджено нові технології з використанням ДІВ, встановлено нові принципи нормування шкідливих факторів і впливів, внаслідок чого нормативно-правова база в сфері поводження з ДІВ набула значного розвитку.

Так, у 1997 р. вийшли нові «Норми радіаційної безпеки України» (НРБУ-97) [2], якими встановлено три основні принципи радіаційного захисту: виправданості, неперевищення, оптимізації. Зокрема, НРБУ-97 запроваджено систему радіаційно-гігієнічних регламентів, для яких встановлено відповідні дозові обмеження. Зменшено ліміти доз опромінення персоналу та населення. Встановлено систему допустимих рівнів радіаційних параметрів, що характеризують шляхи формування доз опромінення. Введено поняття ризику в сфері регулювання радіаційної безпеки.

У 2005 р. введено в дію нові «Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України» [3], розроблені, як і [2], на базі нових рекомендацій міжнародних організацій МКРЗ та МАГАТЕ. [4]. Дані санітарні правила встановлюють вимоги до безпечного поводження з відкритими та закритими ДІВ, включаючи проектування, експлуатацію, зберігання. Документом визначено вимоги до системи радіаційно-дозиметричного контролю, служб радіаційної безпеки, ведення обліку дозових показників, облаштування приміщень, в яких проводяться роботи з ДІВ, встановлення відповідальності, інструктивно-методичної документації. Сформульовано ряд вимог у термінах неперевищення радіаційних параметрів для конкретних установок (джерел), зокрема щодо робіт з дефектоскопами.

До того ж в Україні запроваджено систему ліцензування діяльності в сфері використання ядерної енергії, яка розповсюджується і на діяльність з використання ДІВ. Відповідно набула розвитку і нормативна база, що регулює дану сферу. Набрали чинності такі документи, як:

НП 306.5.05/2.065-02. Вимоги та умови безпеки (ліцензійні умови) провадження діяльності з використання джерел іонізуючого випромінювання [5];

НП 306.5.05/2.066-02. Вимоги до звіту про аналіз безпеки провадження діяльності з використання джерел іонізуючого випромінювання [6];

НП 306.6.124-2006. Правила ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів (ПБПРМ-2006) [7];

НП 306.4.08/1.042-00. Правила забезпечення збереження ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання [8].

НП 306.5.05/2.065-02 [5] встановлює умови проведення ліцензіатом діяльності з використання ДІВ та вимоги щодо забезпечення їх безпечної експлуатації. Зокрема, визначено вимоги щодо забезпечення фінансовими та людськими ресурсами, вимоги стосовно біологічного захисту ДІВ, підготовки та навчання персоналу, аналізу доз опромінення персоналу, вимоги до щорічного звіту з безпеки тощо. Проте даним документом не враховано специфіку конкретних ДІВ та умов їх використання в різних галузях застосування, тому в розвиток даного документа розроблюються ліцензійні умови та вимоги для різних сфер використання ДІВ (медицини, дефектоскопії тощо).

З поширенням застосування ДІВ у промисловості та медицині більше уваги аспектам безпеки приділяється з боку МАГАТЕ. Так, новий документ «Radiation Safety in Industrial Radiography» [9], який базується на сучасних підходах до забезпечення радіаційного захисту персоналу, населення та навколишнього середовища, визначає ряд засад з безпечного використання джерел іонізуючого випромінювання в індустрії. Зокрема, в документі розглянуто такі аспекти, як управління безпекою та культура безпеки, контроль за джерелами, програма радіаційного захисту, моніторинг індивідуальний та робочих місць, зонування, системи сигналізації та блокування, маркування, перевірка та калібрування, використання контейнерів із збідненого урану, транспортування та збереження ДІВ, програма нагляду за здоров'ям персоналу, система управління якістю, нагляд та інспектування, аварійна готовність, підвищення кваліфікації та тренування тощо.

Значну увагу захисту працівників від дії іонізуючого випромінювання приділено в директивах Європейського Союзу (далі — Директиви). Основні положення щодо забезпечення безпеки від впливу радіації містяться в Директиві 96/29/Євратом від 13 травня 1996 р. «Основні стандарти безпеки для захисту здоров'я працівників та населення від небезпеки, що виникає від іонізуючої радіації», Директиві 90/641/Євратом від 4 грудня 1990 р. «Про захист робітників, що працюють по найму, схильних до ризику проникаючої радіації протягом їх роботи в контрольованих зонах», Директиві 96/618/Euratom від 27 листопада 1989 р. «Інформування широкої громадськості про заходи охорони здоров'я, що мають вживатися, та дії, які повинні виконуватись у випадку радіаційної аварії», Директиві 2003/122/Євратом від 22 грудня 2003 р. «Про контроль над закритими джерелами високого радіоактивного випромінювання і кинутими джерелами». Даними документами встановлено як обмеження граничних доз опромінення персоналу та населення, так і вимоги щодо організації робочих місць, моніторингу, захисних заходів, ведення записів, медичного обстеження працівників, інформування, реагування на радіаційні аварії. Визначено категорії персоналу, що працює з ДІВ, регламентовано положення щодо інформації про індивідуальні дози опромінення працівників (записи, облік, бази даних), інформування громадськості у випадку радіаційних аварій тощо.

Отже, з моменту введення в дію документа, що визначає правила безпеки в радіоізотопній дефектоскопії, розроблено нові підходи до регламентації опромінення персоналу та населення, дозові ліміти стали жорсткішими. З'явилися нові вимоги до забезпечення безпеки при поводженні з ДІВ та нові підходи до регулювання безпеки. Все це потребує розвитку та вдосконалення нормативної бази в сфері поводження з ДІВ, а сучасні вимоги та рекомендації з радіаційної безпеки мають знайти відображення в положеннях нових документів, що регулюють безпеку використання ДІВ у радіонуклідній дефектоскопії.

Забезпечення безпеки при радіаційній дефектоскопії

Організація праці дефектоскопістів залежить від типу застосовуваних джерел випромінювання, особливостей технології просвічування виробів, розміщення дефектоскопів і планувальних рішень, системи радіаційного захисту й інших факторів. Комплекс технічних, організаційних і санітарно-гігієнічних заходів, спрямованих на забезпечення безпеки при радіаційній дефектоскопії, являє собою систему, яка схематично представлена на рис. 1, 2 і 3.

Контроль за дотриманням вимог безпеки здійснюється як на стадії проектування (експертиза технічної документації на дефектоскопи й дефектоскопічні лабораторії тощо), так і на стадіях спорудження або виготовлення установок та їхньої експлуатації (контроль якості захисних споруджень, дефектоскопів й ін.).

Дози опромінення персоналу, що проводить заряджання, перезаряджання й ремонтно-профілактичні роботи, формуються зовнішніми полями випромінювання, створюваними радіонуклідними джерелами і радіоактивним забрудненням виробничого устаткування та робочих поверхонь, а також при попаданні нуклідів до організму (надійна герметизація радіонуклідних гамма-джерел робить останній фактор малоймовірним — таке може статися лише при радіаційних аваріях).

Для обґрунтування заходів щодо забезпечення радіаційної безпеки при дефектоскопії важливо правильно оцінювати можливі індивідуальні дози опромінення персоналу, а тому потрібно знати закономірності формування поля іонізуючого випромінювання при роботі з дефектоскопом. Основними характеристиками радіаційного поля є енергія випромінювання і просторовий розподіл потужності експозиційної дози випромінювання.

Розрахункові методи визначення дози на теперішній час достатньо добре розроблені, однак трудомісткі, особливо при оцінці параметрів просторового кутового розподілу випромінювання. Тому на практиці виміряють потужність експозиційної дози гамма-випромінювання за час t у різних точках простору навколо дефектоскопа при різних умовах просвічування і на підставі отриманих результатів роблять оцінку можливого рівня опромінення дефектоскопістів.

При заряджанні гамма-дефектоскопів доза опромінення персоналу складається з доз опромінення, одержаних під час виконання різних операцій. Для переносних і пересувних дефектоскопів таких основних операцій три: транспортування контейнера з джерелом зі сховища до місця заряджання (на візку, вручну); виймання джерела з контейнера і вміщення його в радіаційну головку; транспортування зарядженого дефектоскопа в сховище.

Тривалість окремих операцій під час заряджання визначають хронометражем. Потужність експозиційної дози вимірюють на робочих місцях персоналу на рівні грудей, таза,

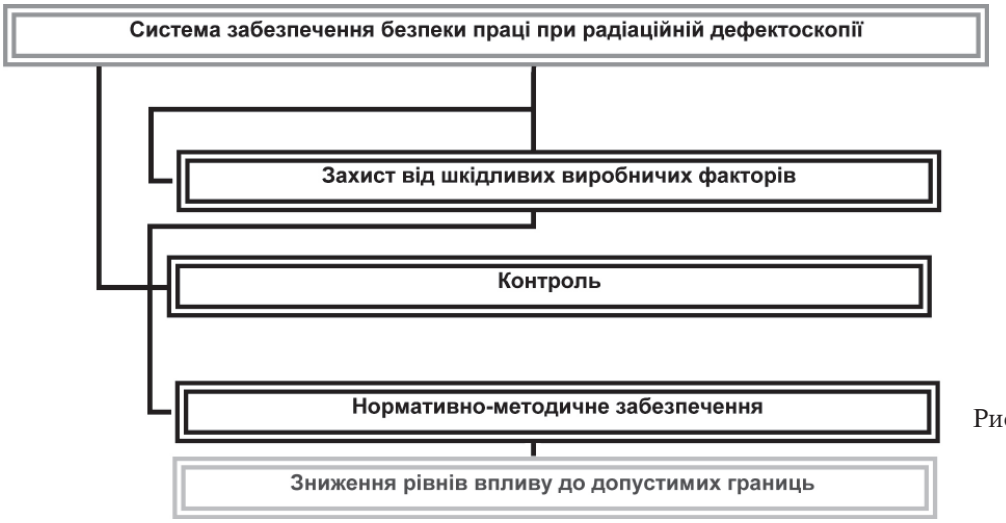


Рис. 1. Схематичне зображення системи радіаційної безпеки при проведенні дефектоскопічних робіт

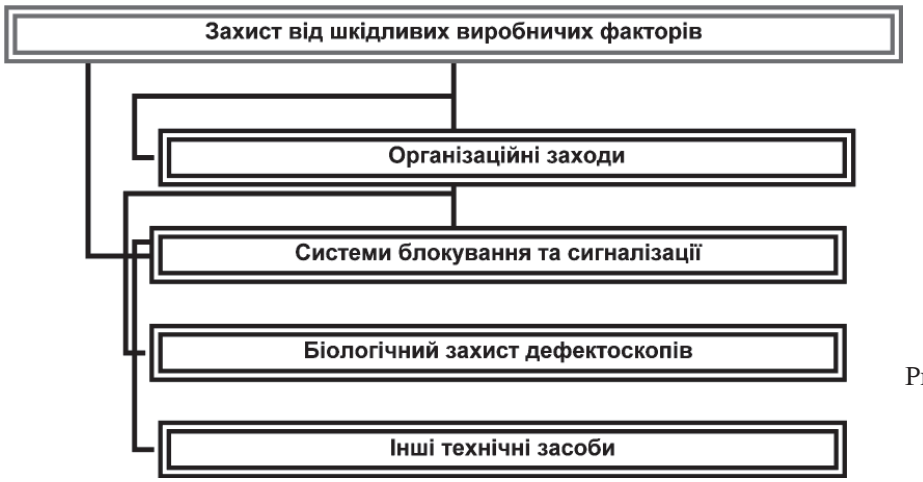


Рис. 2. Схематичне зображення заходів та засобів з безпеки при проведенні дефектоскопічних робіт

голови, а також кистей рук. Отримані в такий спосіб дані про розподіл дозового поля при виконанні зазначених робіт дають змогу підійти до встановлення радіаційно-небезпечної зони і орієнтовно судити про можливі індивідуальні дози опромінення персоналу.

Заряджання значної частини переносних і пересувних гамма-дефектоскопів радіонуклідними джерелами здійснюється або за захисними екранами, або із застосуванням подовжених маніпуляторів.

Експериментальні дані показують, що при транспортуванні вручну гамма-дефектоскопа або контейнера з джерелом випромінювання найбільшому опроміненню піддаються стегна, кисті рук і таз, а під час вилучення джерела з контейнера і вміщення його в радіаційну головку — кисті рук і голова (при заряджанні за допомогою дистанційних інструментів і за захисним екраном відповідно).

При водному й сухому способах заряджання з використанням захисної камери дози опромінення персоналу в 5–10 разів менші за дози опромінення, отримані при використанні захисних екранів, однак останні найпоширеніші і зручніші.

Ремонтно-профілактичні роботи і перезарядження дефектоскопів об'єднані в одну групу, оскільки складаються з однотипних операцій: транспортування гамма-дефектоскопа до місця перезарядження або проведення ремонту; вилучення джерела з радіаційної головки й вміщення його в транспортно-перезарядний контейнер (ТПК); транспортування ТПК у сховище; транспортування ТПК до місця зарядки дефектоскопа; вилучення джерела з контейнера і заряджання дефектоскопа; транспортування гамма-дефектоскопа до сховища. З цього переліку видно, що під час перезаряджання й проведення ремонту обсяг операцій збільшується вдвічі порівняно тільки із заряджанням дефектоскопа.

При заряджанні, перезаряджанні та ремонті найбільшому опроміненню піддаються груди, таз і кисті рук. Розміщення індивідуальних дозиметрів у всіх зазначених місцях тіла недоцільне і створює незручність при роботі. Звичайно їх розташовують на рівні грудей. Для визначення дози опромінення інших частин тіла встановлено взаємозв'язок дози опромінення на рівні грудей $D_г$, таза $D_т$ і кистей рук $D_р$:

$$D_т = \varepsilon_т D_т; \quad D_р = \varepsilon_р D_т,$$

де $\varepsilon_т = 2 \pm 0,5$ і $\varepsilon_р = 8 \pm 2$ — емпіричні коефіцієнти, отримані на основі експериментальних даних.

Вихід радіоактивних аерозолів внаслідок розгерметизації застосовуваних у дефектоскопах радіонуклідних джерел випромінювання в процесі експлуатації і радіоактивне забруднення їхніх оболонок, обумовлене технологією виготовлення, може призвести до забруднення середовища навколо дефектоскопів, робочих поверхонь, шкірного покрову та одягу персоналу. Сучасні дефектоскопи застосовують



Рис. 3. Схематичне зображення заходів щодо контролю за вимогами безпеки при проведенні дефектоскопічних робіт

надійні системи герметизації радіонуклідних джерел випромінювання, тому можливість внутрішнього опромінення персоналу практично виключена. Але при заряджанні й ремонті таких пристроїв повністю виключити цей фактор небезпеки не можна.

Радіоактивне забруднення зовнішньої поверхні ампули герметичного джерела випромінювання можливе при його виготовленні, через недостатню дезактивацію поверхні ампули, а також у разі механічного контакту джерела із забрудненими поверхнями, наприклад у транспортних або перезарядних контейнерах. Забруднення робочих каналів гамма-дефектоскопів, транспортних і перезарядних контейнерів відбувається при терті забруднених радіоактивними речовинами ампул герметичних джерел випромінювання.

Радіоактивне забруднення робочих поверхонь може бути спричинене розбризкуванням води з колодязів дистанційним інструментом, перезарядними контейнерами, а також перенесенням радіоактивного забруднення на транспортних контейнерах. Рівні таких забруднень, як показала практика, можуть перебувати в межах $2 \cdot 10^2 \div 1 \cdot 10^4$ β -част./(см$^2 \cdot$ хв).

Ремонт радіоізотопних дефектоскопів з невитягнутими джерелами випромінювань здійснюється в спеціально виділених приміщеннях із застосуванням захисних пристроїв, що забезпечують зниження рівнів іонізуючих випромінювань до встановлених значень. Спеціальних вимог до обробки приміщень, призначених для заряджання (перезарядження) дефектоскопів із застосуванням ТПК, не висувається.

Заряджання (перезарядження) дефектоскопів проводиться тільки в присутності відповідальної особи служби радіаційної безпеки установи й обов'язково під безперервним радіаційним контролем. Категорично забороняється торкатися радіонуклідних джерел випромінювання руками. Заряджання (перезарядження) дефектоскопа джерелами випромінювання активністю більшою, ніж зазначено в паспорті заводу-виготовлювача, не допускається.

При заряджанні гамма-дефектоскопів водним способом слід приділяти увагу питанням планування виробничих приміщень і організації режиму роботи. Для попередження радіоактивного забруднення виробничих приміщень і устаткування під час заряджання гамма-дефектоскопів водним способом необхідне дотримання таких умов: неперевищення установлених технічними умовами норм забруднення радіоактивними речовинами поверхні радіонуклідних джерел; герметичність ампули джерела випромінювання, покриття підлоги приміщення матеріалами, що легко дезактивуються (пластикатом, лінолеумом й ін.); покриття стін приміщення заряджання олійною фарбою або малосорбуючими матеріалами; обробка стін і дна колодязів з водою зсередини нержавіючою сталлю, а зовні — надійною гідроізоляцією; виготовлення устаткування з матеріалів, що легко дезактивуються і мають гладкі поверхні.

Природно, що у виробах різної форми по-різному відбувається ослаблення іонізуючого випромінювання і по-різному формується поле випромінювання за контрольованим виробом. У загальному випадку для формування поля випромінювання при просвічуванні виробів потрібні громіздкі розрахунки, що не завжди прийнятно в практиці радіаційної дефектоскопії. Крім того, при проведенні таких розрахунків необхідно залучати додаткову довідкову літературу для знаходження цілого ряду специфічних значень (альбедо випромінювання, дозових факторів накопичення).

Радіаційну дефектоскопію з використанням переносних гамма-дефектоскопів як технологічний процес можна представити у вигляді моделі, що описує всі основні підготовчі етапи цієї роботи і процес просвічування виробів (рис. 4). Доза опромінення дефектоскопіста формується при виконанні таких операцій: вилучення дефектоскопа зі сховища; транспортування дефектоскопа до місця просвічування; установка дефектоскопа для просвічування; просвічування виробу; зняття дефектоскопа; транспортування дефектоскопа в сховище; розміщення дефектоскопа в сховищі.

При просвічуванні в умовах відкритої площадки дефектоскопи доводиться переміщати в межах території підприємства (будмайданчика) на ручних візках, а на більші відстані — за допомогою інших транспортних засобів.

Залежно від технології неруйнівного контролю і геометричних розмірів виробів, планування приміщень для просвічування та система радіаційного захисту мають бути різними. Найтиповіше приміщення для проведення неруйнівного контролю якості виробів — робоча камера. Вхід і подача до неї виробів для контролю здійснюється через захисні двері.

Стаціонарні радіаційні дефектоскопи необхідно включати в ланцюг керування дверних блокувань, що вимикають високу напругу (переводять джерело в положення зберігання) при відкриванні дверей робочої камери. Повторно ввімкнути високу напругу (перевести джерело в робоче положення) слід тільки з пульта управління апарата після закриття дверей робочої камери.

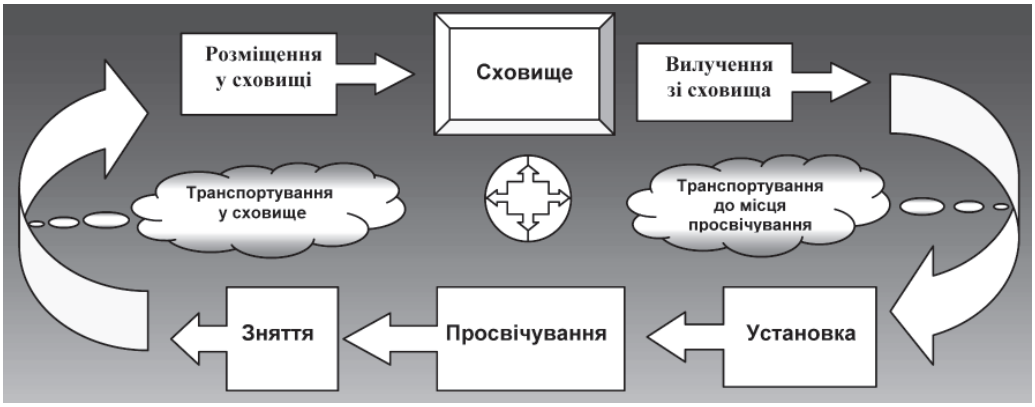


Рис. 4. Схема етапів роботи при проведенні радіаційної дефектоскопії за допомогою переносних гамма-дефектоскопів

У робочій камері має бути встановлена звукова або світлова сигналізація, що попереджає про необхідність негайно покинути робочу камеру перед включенням апарата. Підлога робочої камери і пультової має бути зроблена з електроізолюючих матеріалів або покриватися на робочих місцях персоналу діелектричними килимками.

На пульті управління дефектоскопа і над входом до робочої камери встановлюється світлове табло з попереджуючими написами типу «Іде просвічування», які загоряються при включенні дефектоскопа (подача високої напруги або перекладання джерела в робоче положення) і вимикаються після закінчення просвічування.

Для забезпечення радіаційної безпеки при проведенні дефектоскопічних робіт споруджуються спеціальні приміщення-сховища, обладнані відповідно до норм і правил радіаційної безпеки.

Радіаційні аварії та радіаційні події, пов'язані з експлуатацією дефектоскопів, становлять 40 % загальної кількості радіаційних аварій і радіаційних подій. Практично всі радіаційні аварії і радіаційні події в дефектоскопії призводять до зовнішнього опромінення, яке в ряді випадків перевищує установлені гранично допустимі дози.

За результатами аналізу радіаційних аварій і радіаційних подій у радіаційній дефектоскопії за останні кілька років, в тому числі по інших країнах (за даними [10]), можна виділити такі основні причини їх виникнення: відмова системи блокування і сигналізації; дія агресивних середовищ; стихійні лиха; порушення правил, інструкцій і норм; технологічні дефекти джерел; конструктивні, будівельні, технологічні дефекти; механічні й термічні впливи; відмова системи випуску й перекриття пучка випромінювання.

Практика розслідування причин аварій і подій, які мали місце в експлуатуючих гамма-дефектоскопи організаціях, показує, що їх можна розбити на три основні групи: технічні (конструктивні, технологічні) — 60 %; порушення правил, норм, регламентів, посадових інструкцій тощо — 24 %; комбіновані, обумовлені дією декількох причин, — 16 %.

Висновки

В умовах все більшої відкритості суспільства, європейської та світової інтеграції регуляторні документи в сфері поводження з ДІВ мають бути гармонізовані з документами міжнародних організацій (МАГАТЕ, МКРЗ) та Директивами ЄС. Сучасні підходи до нормування радіаційних впливів на населення, персонал та навколишнє середовище, комплексний підхід до забезпечення радіаційного захисту є тими передумовами, на яких має базуватися нормативне регулювання безпеки.

Виходячи з наведеного огляду діяльності з радіонуклідної дефектоскопії, розгляду чинної нормативно-правової бази та сучасних документів МАГАТЕ і Директив ЄС, слід зазначити, що існуючі в Україні документи, які стосуються регулювання діяльності з дефектоскопії, не відповідають сучасним вимогам до забезпечення безпечного поводження з ДІВ. При розробленні нового документа, який встановлюватиме вимоги безпеки до діяльності з гамма-дефектоскопії, необхідно базуватися на вимогах чинних вітчизняних нормативно-правових актів, враховувати рекомендації МАГАТЕ, Директиви ЄС та спиратися на сучасний вітчизняний та закордонний досвід.

Список літератури

1. Санитарные правила по радиоизотопной дефектоскопии № 1171-74.

2. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97). — Затвердж. наказом МОЗ України від 14.07.1997 № 208; уведено в дію постановою Гол. держ. сан. лікаря України від 01.12.1997 № 62.

3. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України. — Затвердж. наказом МОЗ України від 02.02.2005 № 54, зареєстр. в Мін'юсті України 20.05.2005 за № 552/10832.

4. МАГАТЭ. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений безопасного обращения с источниками ионизирующего излучения. Серия изданий по безопасности №115, Вена, 1997.

5. Вимоги та умови безпеки (ліцензійні умови) провадження діяльності з використання джерел іонізуючого випромінювання (НП 306.5.05/2.065-2002). — Затвердж. наказом Держатомрегулювання від 02.12.02 № 125; зареєстр. в Мін'юсті України 17.12.02 за № 978/7266.

6. Вимоги до звіту про аналіз безпеки провадження діяльності з використання джерел іонізуючого випромінювання (НП 306.5.05/2.066-2002). — Затвердж. наказом Держатомрегулювання від 02.12.02 № 125; зареєстр. в Мін'юсті України 17.12.02 за № 979/7267.

7. Правила ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів (НП 306.6.124-2006). — Затвердж. наказом Держатомрегулювання України від 30.08.06 № 132; зареєстр. Мін'юстом України 18.09.2006 за № 1056/12930.

8. Правила забезпечення збереження ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання (НП 306.4.08/1.042-00). — Затвердж. наказом Мінекоресурсів України від 14.12.00 № 241; зареєстр. Мін'юстом України 12.01.01 за № 13/5204.

9. Radiation Safety in Industrial Radiography, IAEA.

10. Радиоизотопные приборы, установки и радионуклидные источники / НОУ «Уч.-метод. центр экспертизы и сертификации». — Москва–Зеленоград, 2008.

Надійшла до редакції 04.08.2009.

УДК621.039.546

Н. И. Власенко[1], М. Н. Коротенко[1],
С. Л. Литвиненко[1], В. В. Стовбун[1],
И. А. Морозов[2], Р. А. Морозова[2],
В. В. Скороход[2], В. И. Медведев[3]

[1]*ГП НАЭК «Энергоатом»*
[2]*Институт проблем материаловедения им. И. М. Францевича НАН Украины*
[3]*Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности*

Нейтронно-защитные свойства гидридов титана и циркония с повышенным содержанием водорода

С помощью программы MCNP-4B проведено аналитическое сравнение нейтронно-защитных свойств гидридов титана и циркония, имеющих повышенное содержание водорода, с аналогичными свойствами некоторых традиционно применяемых в атомной энергетике поглощающих материалов, в частности с эксклюзивным материалом RX-277 (производства США), который используется в контейнерах сухого хранения отработавшего ядерного топлива Запорожской АЭС. Подтверждены более высокие нейтронно-защитные свойства гидридов титана и циркония.

М. І. Власенко, М. М. Коротенко, С. Л. Литвиненко,
В. В. Стовбун, І. А. Морозов, Р. О. Морозова,
В. В. Скороход, В. І. Медведєв

Нейтронно-захисні властивості гідридів титану та цирконію з підвищеним вмістом водню

За допомогою програми MCNP-4B проведено аналітичне порівняння нейтронно-захисних властивостей гідридів титану та цирконію, які мають підвищений вміст водню, з аналогічними властивостями традиційно використовуваних в атомній енергетиці поглинаючих матеріалів, зокрема з ексклюзивним матеріалом RX-277 (виробництва США), що застосовується в контейнерах сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива Запорізької АЕС. Підтверджено більш високі нейтронно-захисні властивості гідридів титану та цирконію.

Использование гидридов металлов в атомной энергетике обусловлено характерным для них высоким сечением рассеяния нейтронов. Интерес к этим материалам возрос после создания в ИПМ им. И. М. Францевича НАН Украины новой технологии, позволяющей получить гидриды металлов с повышенным, по сравнению с традиционной технологией, содержанием водорода [1].

В данной работе проведено сравнение нейтронно-защитных свойств гидридов титана и циркония, разработанных в ИПМ им. И. М. Францевича НАН Украины, с аналогичными свойствами некоторых традиционно применяемых в атомной энергетике материалов, в частности с эксклюзивным материалом RX-277 (производства США), используемым в контейнерах сухого хранения ОЯТ Запорожской АЭС. В качестве параметра сравнения выбрана мощность дозы излучения на крышке контейнера. Это позволило сравнить расчетные результаты с результатами непосредственного инструментального измерения мощности дозы излучения, что повысило обоснованность проведенной оценки.

Выбор нейтронно-защитных материалов. При выборе материалов для сравнения учитывался ряд свойств материалов, прежде всего:

ядерно-физические (сечения поглощения и рассеяния, активация, плотность);

тепловые (теплоемкость, теплопроводность);

механические и структурные (прочность, стабильность, усадка, усталостное растрескивание);

химические (взаимодействие с другими материалами, газовыделение);

радиационная стойкость, технологичность и др.

Рассматриваемые материалы были разделены на 4 группы (табл. 1).

Согласно результатам предварительного сравнительного анализа были отобраны материалы, химические, нейтронно-физические и технологические свойства которых не уступают аналогичным свойствам материала RX-277 (табл. 2).

Мощность дозы, создаваемой нейтронами, рассчитывалась с помощью программы MCNP-4B как для случая применения в составе защитной крышки контейнера штатного материала RX-277, так и для случая применения альтернативных материалов, представленных в табл. 2.

Для оценки соответствия используемой модели расчета полученные результаты сопоставлялись с ранее полученными на СХОЯТ ЗАЭС результатами инструментальных измерений мощности доз в центре крышки контейнера с отработавшим ядерным топливом.

Расчетный код. Используемый в работе метод Монте-Карло — это численный метод решения математических задач при помощи моделирования случайных величин [2]. В применении к решению задач теории переноса нейтронов или фотонов сущность метода состоит в том, что сложный стохастический процесс прохождения частиц в веществе рассматривается как последовательность конечного числа элементарных случайных событий. К таким событиям относятся рождение частиц в источнике, движение без взаимодействия на некотором пути, взаимодействие какого-либо типа и, если частица при этом не поглощается, снова движение до следующего взаимодействия. Зная вероятность каждого из этих событий, можно воспроизвести движение (траекторию) определенной частицы в веществе. Таким образом, генерируется история одной частицы. Проанализировав достаточно большое количество траекторий, можно определить различные характеристики поля излучения.

Таблица 1. Рассматриваемые защитные материалы

Группа материалов	Состав группы	Назначение
1 — легкие материалы	Вода, полиэтилен, бор, карбид бора, графит	Ослабление потоков быстрых нейтронов за счет упругих рассеяний на ядрах водорода и других легких элементов
2 — материалы, состоящие из элементов со средним атомным весом	Обычный строительный бетон, тяжелые бетоны, серпентинитовый бетон	Ослабление потоков нейтронов и гамма-излучения
3 — тяжелые материалы	Металлы: железо, свинец	Для защиты от гамма-излучения
4 — смесь разных материалов	Металло-водная защита, железо-графитовая защита, защита из карбида бора и железа, оксид железа, натрий, алюминий, бораль, кадмий, гидриды циркония и титана	Для защиты от всех энергетических групп нейтронов и гамма-излучения

Таблица 2. Физико-химические характеристики рассматриваемых материалов

Наименование материала	Химическая формула	Плотность, г/см^3	Состав, %
Карбид бора	B_4C	2,52	B — 80, C —20
Графит	C	1,67	100
Железо-свинцово-бариевый цементный камень (ЖСЦБК)	—	5,9	Si — 0,69; Mg — 0,09; O — 10,5; H — 0,66; Fe — 37,5; Ba — 10,4; Pb — 40,16
Лимонит	$2Fe_2O_3H_2O$	3,12	O — 37,69; H — 1,13; Si — 8,18; Mg — 0,19; Al — 2,41; Ca — 0,52; Fe — 49,88
Серпентинит	$3MgO{\cdot}2SiO_2{\cdot}2H_2O$	2,62	O — 51,19; H — 1,23; Si — 21,19; Mg — 24,07; S — 0,15; Ca — 2,17
Гидрид титана	$TiH_{3,7}$	3,76	Ti — 92,65; H — 7,35
Гидрид циркония	ZrH_2	5,61	Zr — 97,33; H — 2,67
RX-277	–	1,67	H — 3,37; B — 1,56; O — 58,85; Na — 0,59; Mg — 0,30; Al — 23,91; Si — 2,13; S — 0,19; Ca — 0,19; Fe — 0,19

Код позволяет выполнять расчеты с произвольной трехмерной конфигурацией материалов в геометрических ячейках, ограниченных поверхностями первого, второго и четвертого порядков. В расчетах использовались данные сечения взаимодействия нейтронов с веществом, которые содержатся в библиотеке ENDF/B-VI [2].

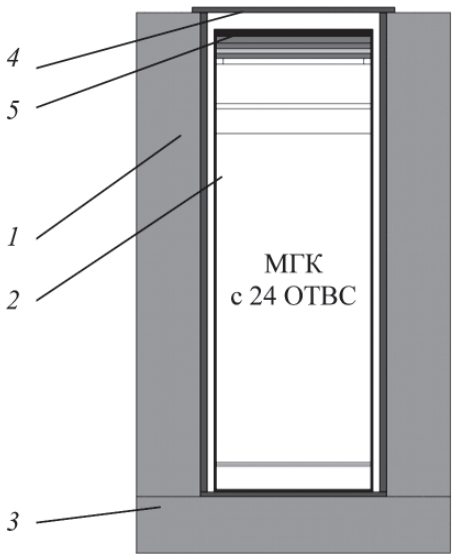


Рис. 1. Модель системы хранения ОЯТ:
1 — стенка ВБК; *2* — металлическая герметичная корзина с 24 ОТВС; *3* — основание ВБК; *4* — погодная крышка ВБК; *5* — силовая крышка

Перед началом подготовки файла входных данных была разработана модель расчета, содержавшая следующие упрощения реальной системы:

1. Совокупность 24 ОТВС, которые находятся в контейнере, разбивалась на несколько областей: область головки, промежуток, первая область без топлива, топливо, вторая область без топлива, нижняя решетка и область хвостовика. Предполагалось, что материал в каждой области распределен равномерно по всему объему. Такой подход приводит к уменьшению плотности материала в данной области и увеличению значения мощности дозы.

2. В модели расчета внутренняя структура контейнера воспроизводилась неполно. В данном случае конструкция блока шестигранных труб не представлена. Такой подход приводит к уменьшению радиационного ослабления и завышению результатов расчета мощности дозы.

3. Было принято, что область топлива содержит не все элементы, присущие ОТВС (дистанционирующие решетки, центральные трубы и т. д.). Это упрощение является консервативным и приводит к слегка завышенным значениям мощностей доз.

4. Было принято, что каждая ОТВС обладает одинаковыми усредненными характеристиками по обогащению, выгоранию топлива, времени нахождения в бассейне выдержки и др.

5. Спектр нейтронов ограничивался семью группами нейтронов.

6. При моделировании конструкции контейнера не учитывалось наличие металлической арматуры и воздуховодов.

Модель системы хранения (рис. 1). Система хранения ОЯТ была представлена в виде вентилируемого бетонного

контейнера (ВБК) и металлической герметичной корзины (МГК) с ОЯТ. В свою очередь, ВБК был представлен в виде цилиндра с бетонными стенками (*1*) и основанием (*3*), облицовкой и погодной крышкой (*4*); МГК (*2*) — в виде цилиндра из стали 10ХСНД с основанием, защитной и силовой крышками (*5*) и области, содержащей 24 ОТВС ВВЭР-1000. Размеры, материал ВБК, МГК и крышек, принятые в модели, соответствовали истинным размерам и материалам системы хранения ОЯТ на ЗАЭС.

Источник нейтронов. Источником нейтронов служили 24 ОТВС реактора ВВЭР-1000, находящиеся внутри МГК. При реальной загрузке контейнера ОТВС имеют разное обогащение, выгорание и время нахождения в бассейне выдержки (БВ). Для расчетов были выбраны усредненные характеристики ОТВС: начальное обогащение — 4,4 %; выгорание — 35 МВт · сут/кг U; время нахождения в БВ — 7 лет.

При расчетах использовались данные сечений взаимодействия нейтронов с различными материалами системы ВКХ-ВВЭР, которые содержатся в библиотеке Evaluated Nuclear Data File (ENDF/B-VI) [2].

В конечном результате плотность потока нейтронов с наружной стороны погодной крышки пересчитывалась в мощность дозы. Коэффициенты пересчета потока нейтронов в дозу K приведены ниже [2]:

Энергия нейтронов, МэВ	K, (Зв/ч)/[н/(см^2 · с)]
$2{,}5 \cdot 10^{-8}$	$3{,}67 \cdot 10^{-8}$
$1{,}0 \cdot 10^{-7}$	$3{,}67 \cdot 10^{-8}$
$1{,}0 \cdot 10^{-6}$	$4{,}46 \cdot 10^{-8}$
$1{,}0 \cdot 10^{-5}$	$4{,}45 \cdot 10^{-8}$
$1{,}0 \cdot 10^{-4}$	$4{,}18 \cdot 10^{-8}$
$1{,}0 \cdot 10^{-3}$	$3{,}76 \cdot 10^{-8}$
$1{,}0 \cdot 10^{-2}$	$3{,}56 \cdot 10^{-8}$
$1{,}0 \cdot 10^{-1}$	$2{,}17 \cdot 10^{-7}$
0,5	$9{,}26 \cdot 10^{-7}$
1,0	$1{,}32 \cdot 10^{-6}$
2,5	$1{,}25 \cdot 10^{-6}$
5,0	$1{,}56 \cdot 10^{-6}$
7,0	$1{,}47 \cdot 10^{-6}$
10,0	$1{,}47 \cdot 10^{-6}$
14,0	$2{,}08 \cdot 10^{-6}$
20,0	$2{,}27 \cdot 10^{-6}$

Спектр нейтронного излучения от ОТВС взят из работы [3]:

Диапазон энергий, МэВ	Число нейтронов в секунду
6,43÷20,0	$1{,}03 \cdot 10^6$
3,00÷6,43	$1{,}12 \cdot 10^7$
1,85÷3,00	$1{,}26 \cdot 10^7$
1,40÷1,85	$6{,}58 \cdot 10^6$
0,90÷1,40	$8{,}16 \cdot 10^6$
0,40÷0,90	$8{,}15 \cdot 10^6$
0,10÷0,40	$3{,}74 \cdot 10^6$
Всего	$5{,}33 \cdot 10^7$

Расчет мощности дозы, создаваемой нейтронами от 24 ОТВС, выполнялся для центральной области погодной крышки, ограниченной радиусом 5 см. В расчетах учитывался суммарный поток нейтронов, создаваемый 24 ОТВС — $1{,}278 \cdot 10^9$ н/с [3].

Оценка защитных свойств материалов RX-277. Мощность дозы излучения, создаваемая нейтронами в центре погодной крышки, рассчитывалась для материалов, которые приведены в табл. 2. Результаты расчета мощностей доз излучения для рассматриваемых материалов таковы:

Материал	Мощность дозы, мкЗв/ч
Карбид бора	56
Графит	216
Лимонит	128
Серпентинит	127
ЖСЦБК	143
Гидрид циркония	50
Гидрид титана	38
RX-277	**102**

Расчетное значение мощности дозы в центре погодной крышки в случае использования штатного материала RX-277 **(102 мкЗв/ч)** сравнивалось с усредненным значением мощности дозы, полученным в результате инструментального радиационного контроля контейнеров **(40±20 мкЗв/ч)**, находящихся на площадке СХОЯТ ЗАЭС. Расчетное значение мощности дозы оказалось в 2,5 раза больше среднего измеренного. Если бы расчет производился для конкретного контейнера, то на следующем этапе работы следовало бы внести корректировки в модель расчета с целью уточнения сделанных приближений. В данном случае в таких действиях нет необходимости, так как использование усредненных характеристик ОЯТ и сделанные приближения при моделировании обуславливают повышенное расчетное значение мощности дозы. Это свидетельствует о том, выбранная модель адекватно описывает реальную систему хранения.

Выводы

Сравнительный анализ результатов расчета мощностей доз в центре погодной крышки контейнера хранения ОЯТ показал, что мощность дозы при использовании таких материалов, как графит, ЖСЦБК, лимонит и серпентинит, превышает мощность дозы, получаемой при использовании материала RX-277.

Одновременно выявлено три альтернативных материала (карбид бора, гидрид циркония и гидрид титана), применение которых в качестве защиты от нейтронов обуславливает меньшую, чем для RX-277, мощность дозы излучения. Это свидетельствует о том, что они обладают лучшими нейтронно-защитными свойствами, чем эксклюзивный материал RX-277. Результаты относительной оценки показали, что разработанные ИПМ им. И. М. Францевича НАН Украины гидриды титана и циркония могут быть рекомендованы в качестве альтернативы эксклюзивному материалу RX-277 при использовании их в качестве защиты от нейтронов в контейнерах ОЯТ или в других устройствах атомной энергетики. Как продолжение работы запланирована экспериментальная оценка нейтронно-защитных свойств гидридов титана и циркония с использованием нейтронного облучения от источников ионизирующего излучения и исследовательского реактора.

Список литературы

1. Способ насыщения материалов газами: Патент Украины на полезную модель № 25785 от 27.08.2007 г.

2. MCNP — a general Monte Carlo N-particle transport code LA-12625-M, Version 4B Manual Judith F. Briesmeister.

3. Разработка методики определения изотопного состава и остаточного энерговыделения отработавших тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 перед их отправкой на хранение: Научно-технический отчет НАЭК «Энергоатом». — К., 2005.

4. Каталог реакторных экспериментов № 277. Радиационная защита. Бюллетень S-73N, март 1988 г., США.

Надійшла до редакції 23.07.2009.

УДК621.039.58:001.89

О. І. Лігоцький, А. В. Носовський, І. О. Чемерис

Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки

Аналіз міжнародних підходів до розробки систем показників безпеки

Наведено опис міжнародних підходів до розробки систем показників безпеки та досвіду використання цих систем для оцінки поточного стану безпеки та прийняття рішень з коригування експлуатації. Висвітлено стан справ з розробкою системи показників безпеки експлуатуючою організацією. Виконано аналіз можливості застосування міжнародних підходів під час розробки інтегральної системи показників безпеки. Сформульовано мету та завдання майбутніх досліджень з розробки інтегральної системи показників безпеки.

А. И. Лигоцкий, А. В. Носовский, И. А. Чемерис

Анализ международных подходов к разработке систем показателей безопасности

Приведено описание международных подходов к разработке систем показателей безопасности и опыта использования таких систем для оценки текущего состояния безопасности и принятия решений по корректировке эксплуатации. Отражено состояние дел с разработкой системы показателей безопасности эксплуатирующей организацией. Выполнен анализ возможности применения международных подходов в процессе разработки интегральной системы показателей безопасности. Сформулированы цели и задачи будущих исследований относительно разработки интегральной системы показателей безопасности.

Підходи та методи, що застосовуються на даний час для аналізу стану ядерної та радіаційної безпеки об'єктів з ядерними технологіями, та способи представлення результатів цього аналізу не завжди дають можливість створити ясну інтегральну картину поточного рівня безпеки. Рівень безпеки АЕС — це результат складної взаємодії проектних рішень, експлуатаційної безпеки та якісного функціонування персоналу. Досвід показує, що орієнтація на будь-яку одну з названих складових є неефективною. Найдієвішим інструментом виконання оцінки поточного рівня безпеки АЕС та впровадження коригувальних заходів при здійсненні наглядової діяльності є розгляд комплексного набору показників, що охоплюють усі аспекти робіт у сфері експлуатаційної безпеки.

Розробці та впровадженню системи показників безпеки приділяється велика увага в багатьох країнах. Найбільших успіхів у цьому питанні досягнуто в США, Канаді, Фінляндії, Іспанії. Відповідні рекомендації підготовлено МАГАТЕ та Агентством з ядерної енергетики (OECD/NEA) [1], [2]. Органи регулювання безпеки низки зарубіжних країн застосовують у своїй практиці такі системи індикаторів безпеки, які дають змогу уряду, засобам масової інформації та громадськості наочно уявити результати оцінки рівня безпеки об'єктів ядерної енергетики. Роботи зі створення структури системи індикаторів безпеки об'єктів ядерного паливного циклу провадяться в Російській Федерації [3].

В експлуатуючій організації ДП НАЕК «Енергоатом» впроваджується система оцінки рівня експлуатаційної безпеки та технічного стану АЕС України. Документом [4] визначено номенклатуру показників, методику їх розрахунку та аналізу, а також порядок складання звітів та надання їх до Держатомрегулювання. На сьогоднішній день виконується апробація запропонованої системи показників оцінки рівня експлуатаційної безпеки та технічного стану обладнання й систем АЕС.

Система розроблена для експлуатуючої організації з метою належного контролю за технічним станом обладнання АЕС та оцінки рівня експлуатаційної безпеки. Але дана система охоплює не всі важливі для безпеки аспекти, а тому лише частково може бути використана для впровадження у систему нагляду за безпекою АЕС. Таким чином, необхідно констатувати, що на даний час в Україні відсутня система показників безпеки, за допомогою якою можна ефективно виконувати оцінку поточного рівня безпеки АЕС і в разі необхідності приймати рішення про коригування експлуатації.

Постановою Колегії Держатомрегулювання України за № 12 від 28 травня 2009 р. [5] визначено, що розробка та впровадження інтегральної системи показників безпеки, котра дозволить суттєво вдосконалити існуючу систему нагляду за безпекою АЕС України, застосувати сучасні науково обґрунтовані методики оцінки безпеки, зменшити вплив суб'єктивних рішень при регулюванні безпеки, є одним з пріоритетних напрямків регулюючої діяльності. З урахуванням цього внесено відповідні доповнення до Стратегії розвитку системи регулювання ядерної та радіаційної безпеки в Україні на 2008–2012 рр.

Метою даної статті є огляд міжнародних підходів до створення системи показників безпеки й досвіду її використання, а також формування цілей і завдань майбутніх досліджень з розробки інтегральної системи показників безпеки та подальшого її впровадження в Україні.

Міжнародний досвід

Сполучені Штати Америки. У 1999 р. орган регулювання ядерної та радіаційної безпеки США — Nuclear Regulatory Commission (NRC) — розробив систему спостереження за безпекою реакторів (Reactor Oversight Process — ROP), яка стала сховищем відомостей великого обсягу для комплексної оцінки безпеки атомних станцій (результати інспекцій атомних станцій, показники безпеки, розраховані та подані в NRC експлуатуючими організаціями, тощо) та основою ухвалення рішень про необхідність втручання NRC. Система індикаторів безпеки атомних станцій є частиною ROP [6], [7].

З метою визначення тих аспектів ліцензійної діяльності, які є важливими для виконання NRC своєї місії (захист здоров'я населення та його безпека), та розробки нової системи показників були встановлені такі орієнтири:

збереження низької частоти подій (порушень), які потенційно можуть призвести до аварій на АЕС;

забезпечення нульового радіаційного впливу від ядерних установок;

відсутність зростання кількості викидів радіоактивних речовин поза майданчиком АЕС, які перевищують прийняті відповідними документами межі;

відсутність порушень елементів фізичного захисту, котрі можуть значно зменшити захист проти саботажу, розкрадання або диверсій з ядерними матеріалами.

У наступні роки цей процес удосконалювався, вироблялися більш докладні рекомендації та вимоги. Результатом цієї діяльності стало введення в дію кількох документів [8]—[11], за якими експлуатуючі організації збирають дані щодо показників безпеки та на їх підставі складають звіти.

Метою функціонування системи показників NRC є відстеження діяльності у трьох сферах: безпека реактора (уникнення аварій та зменшення їх наслідків); радіаційна безпека персоналу АЕС та населення; захист АЕС від саботажу, диверсій та інших небезпечних дій.

Ці три широкі сфери поділяються на менші: вихідні події, системи безпеки, цілісність бар'єрів, аварійна готовність, радіаційна безпека населення, радіаційна безпека персоналу АЕС та фізичний захист. Для оцінки діяльності у кожній з перелічених сфер використовуються окремі показники. При цьому NRC на постійній основі застосовує спеціальні так звані ризик-орієнтовані інспекції або перевірки для удосконалення та доповнення системи експлуатаційних показників (рис. 1).

Після визначення згаданих показників розглядаються їх числові значення з точки зору ризику для безпеки та встановлюються експлуатаційні межі (або зони) по кожному з них для визначення рівня, на якому регулюючі дії перетинатимуться з ліцензійною діяльністю в кожній сфері. Спираючись на минулий досвід, очікується, що обмежена кількість подій, важливих з точки зору ризику, продовжуватимуть відбуватися з незначним впливом на експлуатацію. Саме тому проводитимуться наступні за ними інспекції з повного розслідування причин цих подій та оцінюватиметься адекватність вжитих ліцензіатом коригувальних дій.

Для всіх показників визначено області можливих значень і єдина схема колірного кодування (зокрема для результатів інспекцій). Показники, що пройшли оцінку та колірне кодування, стають індикаторами безпеки атомних станцій. Для кожного показника безпеки визначено чотири області можливих значень, яким відповідають чотири колірні зони індикаторів:

зелена зона — діяльність, що не потребує додаткового регулюючого контролю («відповідна реакція експлуатуючої організації»), тобто експлуатація здійснюється в очікуваному діапазоні, який відповідає ключовим цілям;

біла зона — діяльність, яка може призвести до підвищення регулюючого контролю («підвищена реакція регулюючого органу»), тобто експлуатація здійснюється за межами очікуваного діапазону нормальної експлуатації, але відповідно до ключових цілей;

жовта зона — діяльність, яка потребує особливих дій NRC («необхідна реакція регулюючого органу»), тобто ключових цілей не порушено, однак спостерігається мінімальне скорочення меж безпеки;

червона зона — діяльність, наслідком якої є недопустиме зниження безпечної експлуатації (тобто спостерігається суттєве скорочення меж безпеки), що призводить до заборони подальшої експлуатації.

Щоквартально кожна АЕС має надавати NRC дані з оцінки діяльності, які регламентуються відповідним керівництвом [10]. Звітність за показниками безпеки є окремою, незалежною від інших вимог до звітності, контрольованою NRC функцією, тобто експлуатуючі організації продовжують надавати всі інші регулюючі звіти, як того вимагають регулюючі вимоги. Звіти за показниками безпеки складаються окремо для кожного енергоблока АЕС.

Інформаційну систему ROP інтегровано в Інтернет-сайт NRC. Будь-хто з бажаючих може ознайомитися зі зведеними та конкретизованими відомостями (за винятком відомостей про фізичний захист об'єктів), зокрема зі зведеною таблицею безпеки всіх об'єктів, значеннями показників,



Рис. 1. Системи експлуатаційних показників, які використовуються NRC

на підставі яких виконувалося колірне кодування індикаторів безпеки конкретного об'єкта, результатами інспекцій на об'єктах, звітами за наслідками інспекцій.

Канада. Система індикаторів безпеки канадського органу регулювання ядерної та радіаційної безпеки — Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) — призначена для оцінки й порівняльного аналізу безпеки експлуатації канадських атомних станцій. На всіх атомних станціях Канади розроблені й виконуються програми забезпечення безпеки, які згруповано за дев'ятьма напрямками: характеристики експлуатації (operating performance), організація забезпечення безпеки (performance assurance), аналіз безпеки (design and analysis), працездатність систем і елементів (equipment fitness for service), аварійна готовність (emergency preparedness), радіаційна безпека (radiation protection), охорона навколишнього середовища (environmental protection), фізичний захист (site security), охорона об'єкта (safeguards). Цим дев'яти напрямкам відповідають дев'ять загальних індикаторів безпеки. Стан окремих програм забезпечення безпеки відображають індикатори більш низького рівня. CNSC окремо оцінює програми забезпечення безпеки і окремо якість їх виконання.

Основний обсяг відомостей (розрахунок показників безпеки, звіти про порушення) подають експлуатуючі організації; регулюючий орган перевіряє достовірність і точність розрахунків. Додатково враховуються результати інспекцій CNSC на об'єктах. Початкові дані для оцінки напрямків можуть бути представлені кількісними показниками й якісними характеристиками.

Планове і фактичне виконання окремої програми забезпечення безпеки оцінюється шляхом присвоєння індикатору безпеки (показнику або якісній характеристиці) буквеного коду. Аналогічно кодується плановий і фактичний стан безпеки за дев'ятьма загальними напрямками.

CNSC прийнято таку систему буквеного кодування індикаторів [12]:

A — рівень безпеки вище потрібного нормативними документами. Технологічні характеристики стабільні. Відхилення від режиму безпечної експлуатації, що відбуваються на об'єкті, не становлять небезпеки для об'єкта, персоналу, населення і навколишнього середовища та своєчасно усуваються;

B — рівень безпеки задовольняє вимогам нормативних документів. Відбуваються незначні відхилення від режиму безпечної експлуатації, але вони не становлять значних загроз для об'єкта, персоналу, населення і навколишнього середовища;

C — характеристики безпеки об'єкта погіршуються або не відповідають вимогам нормативних документів, що може створити загрозу здоров'ю персоналу і населення, навколишньому середовищу. Експлуатуюча організація повинна вжити заходів щодо відновлення рівня безпеки;

D — рівень безпеки багато в чому не відповідає вимогам нормативних документів або експлуатаційні характеристики значно знижені. Існує висока ймовірність спричинення збитків персоналу, населенню, навколишньому середовищу. Діяльність експлуатуючої організації незадовільна, оскільки своєчасно не були вжиті необхідні компенсуючі заходи;

E — неприйнятний рівень забезпечення безпеки. Ризик спричинення шкоди здоров'ю персоналу і населення, довкіллю невиправдано високий. Потрібне невідкладне втручання регулюючого органу.

У річних звітах про безпеку канадських атомних станцій, що випускаються CNSC, за допомогою індикаторів безпеки подаються відомості про стан безпеки на кожній станції окремо та в зведених таблицях.

Фінляндія. Система показників, яка застосовується у Фінляндії, оцінює безпеку АЕС та роботу регулюючого органу: за її допомогою визначається успіх стратегії планувань, виявляються зміни в роботі енергоблоків АЕС, оцінюються інспекційні дії.

Основною метою використання системи показників є якомога раніше визначення змін у безпеці АЕС. Разом з інспекціями та перевірками, показники безпеки дають інформацію про рівень безпеки експлуатації АЕС та про будь-які його зміни.

Система показників використовується для підтримки контролюючих дій регулюючого органу та прийняття рішень щодо необхідності проведення періодичних інспекційних перевірок, а також для оцінки окремих напрямків безпеки.

Розробка власної системи показників у Фінляндії розпочалася у 1995 р., а вже у 2003 р. ця система стала невід'ємною частиною регуляторного контролю ядерної безпеки. З 2006 р. функціонує інформаційна система відображення показників, завданнями якої є [14]:

ілюстрація рівня і зміни тенденції ядерної безпеки в кількісній формі;

ідентифікація, в ранній фазі, слабких сторін АЕС;

оцінка роботи регулюючого органу та інспекції;

оптимізація використання ресурсів регулюючого органу;

оцінка виконання внутрішніх цілей регулюючого органу;

оцінка розвитку співпраці;

інформування суспільства.

Система показників, яка використовується в регулюючому органі Фінляндії — STUK, — складається з двох основних напрямків оцінювання: системи показників безпеки ядерної установки та показників, які характеризують ефективність регулюючого органу [13], [14].

Оглядовим періодом оцінки параметрів, що стосуються безпеки ядерних установок, є здебільшого квартал та календарний рік, а для деяких з показників — паливна кампанія. Показники ефективності регулюючого органу визначаються щорічно. Всі показники доступні у внутрішній мережі STUK.

Зазначимо, що для системи показників Фінляндії не встановлено граничних рівнів дії. Тенденції зміни показників оцінюються в річному звіті. Річний звіт використовується спільно з іншими оцінками та інспекційними спостереженнями при повній оцінці безпеки ядерної установки, що проводиться STUK. Якщо за результатами оцінки якийсь з показників погіршується протягом двох послідовних років, ухвалюється рішення про необхідність застосування регулюючих дій (наприклад, проведення додаткових досліджень або додаткових інспекційних перевірок). Проте базові інспекційні перевірки проводяться завжди, навіть якщо показники не змінювалися.

Система показників безпеки ядерної установки охоплює такі три напрямки: безпека та культура якості (25 показників); експлуатаційні події та (або) порушення (12 показників); структурна цілісність (15 показників).

Напрямок «безпека та культура якості» оцінюється за інформацією щодо радіаційного захисту і дій із забезпечення експлуатації енергоблока. Дії із забезпечення експлуатації енергоблока контролюються з використанням звітів про відмови обладнання та інформації про ремонт обладнання, важливого для безпеки. Ефективність радіаційного захисту контролюється на підставі вивчення тенденцій та причин отримання доз опромінення персоналу і радіоактивних викидів у навколишнє середовище. Оцінюючи безпеку і культуру якості, увага також приділяється удосконаленням та інвестиціям.



Рис. 2. Підхід до контролю характеристик експлуатаційної безпеки

Показники, які відносяться до напрямку «експлуатаційні події», використовуються для контролю особливих ситуацій та істотних відмов, які виникають на енергоблоках. Особливі ситуації включають події, які впливають на безпеку енергоблока, персонал або навколишнє середовище: зупинки реактора і турбіни та інші перехідні процеси, що призводять до зниження потужності більш як на 5 %. Показники ризику служать для контролю періоду неготовності обладнання та рівня ризику від експлуатації. Результати забезпечують розуміння експлуатаційних дій та ефективності системи зворотного зв'язку від досвіду експлуатації.

Показники напрямку «структурна цілісність» оцінюють статус бар'єрів глибокоешелонованого захисту. Цілісність бар'єрів має відповідати встановленим критеріям. Паливна цілісність контролюється за радіоактивністю теплоносія першого контуру. Показники водно-хімічного контролю використовуються для перевірки і управління цілісністю першого та другого контурів. Цілісність контайменту контролюється випробуванням цілісності ізоляційних клапанів та гермооб'єму.

Система показників, які характеризують ефективність регулюючого органу [15], охоплює такі напрямки: підрозділи та діяльність; ресурси та фінансування; процес оновлення та працездатність; ефективність використання системи показників. Зазначені напрямки поділені на 24 піднапрямки.

Іспанія. З 1994 р. Радою ядерної безпеки (Nuclear Safety Council — CSN) використовувалось 8 показників, запозичених у NRC США, оскільки технології на більшості АЕС обох країн були схожі. У квітні 2000 р. NRC США модернізував процес контролю та запровадив нову систему показників експлуатаційної безпеки. Деякі показники CSN стали суб'єктивними або неважливими з точки зору визначення ризику, що викликало необхідність розвинення нової системи показників безпеки АЕС Іспанії та регулюючого органу. Для створення власної системи показників безпеки було сформовано групу за участю представників CSN (регулюючий орган), організацій технічної підтримки та CIEMAT (Research Center for Energy, Environment and Technology) [16]—[18].

З урахуванням досвіду застосування систем показників безпеки в інших країнах і власного досвіду експлуатації АЕС, були розроблені та схвалені 12 показників безпеки, сформованих за напрямками у чотири групи:

1. Стабільна експлуатація. Ця група охоплює чотири показники, пов'язані з роботою станції: коефіцієнт використання встановленої потужності; кількість спрацьовувань АЗ за 7000 годин; кількість непередбачених зупинок, виключаючи спрацьовування АЗ; спрацьовування системи безпеки примусового захисту — Forced Safety Systems Actuation.

2. Надійність захисних систем. До цієї групи входять два показники, які характеризують надійність та готовність захисних систем: кількість відмов систем безпеки; показник неготовності систем безпеки.

3. Цілісність бар'єрів. Ця група охоплює два показники, які надають інформацію щодо цілісності бар'єрів безпеки: робота систем охолодження реактора; сумарний рівень протікання теплоносія реактора.

4. Радіаційний вплив. Ця група містить інформацію про радіоактивний вплив на персонал і найманих працівників: колективний радіаційний вплив; кількість твердих радіоактивних відходів низького та середнього рівня; активність рідких радіоактивних відходів; активність газоподібних радіоактивних відходів.

Рекомендації МАГАТЕ. Розробка МАГАТЕ програмної структури системи показників розпочалася розглядом концепції виконання робіт з безпеки АЕС [1]. Для забезпечення якнайповнішого комплекту показників експлуатаційної безпеки було запропоновано структуру, вершиною якої є забезпечення експлуатаційної безпеки, а наступним рівнем — складові експлуатаційної безпеки, на підставі яких створюється комплекс індикаторів експлуатаційної безпеки (рис. 2).

Для визначення ключових характеристик розглядалися три важливі аспекти: нормальний режим експлуатації АЕС, аварійний режим роботи АЕС та ставлення персоналу АЕС до безпеки. На цій основі було відібрано три характеристики: станція працює без перебоїв; станція працює з мінімальним ризиком; станція працює з позитивним ставленням персоналу АЕС до безпеки.

За результатами вивчення характеристик безпеки для кожної з них встановлено показники загального характеру. З кожним показником загального характеру пов'язано рівень показників стратегічного характеру. Кожний показник стратегічного характеру підтримується рядом специфічних показників.

Показники *загального* характеру, або показники відповідної площадки (ключові показники), передбачені для загальної оцінки аспектів діяльності з безпеки. До цієї групи показників належать функціональні заходи, які піддаються кількісній оцінці. Показники *стратегічного* характеру

призначені для зв'язку загальних та специфічних аспектів. *Специфічні* показники, за допомогою яких можна швидко ідентифікувати тенденції функціональних відхилень та проблемних питань, призначені для запровадження керівництвом коригувальних заходів із запобігання погіршенню безпеки після відповідного розслідування.

Впроваджуючи програму контролю характеристик експлуатаційної безпеки, слід враховувати якість інформації від кожного показника. Під час «розробки показників експлуатаційної безпеки як превентивного засобу» було виявлено низку ідеальних характеристик показників експлуатаційної безпеки, які рекомендовано керівництвом МАГАТЕ [1]:

існування прямого зв'язку між показниками та безпекою;

наявність необхідних даних;

можливість подання показників у якісному виразі;

відсутність протиріч показників один одному;

розуміння важливості показників;

керованість комплексу показників;

осмисленість показників;

можливість показників бути частиною робіт у режимі нормальної експлуатації;

валідованість показників;

можливість встановлення зв'язку між показниками та причинами погіршання роботи;

перевірюваність точності даних кожного рівня.

Для підтримки програми контролю експлуатаційної безпеки має бути відібраний комплекс показників, які відображають реальний стан виконання робіт та завчасно попереджають про відхилення в роботі. Показники специфічного характеру мають визначати проблеми нижнього рівня, що дозволить проводити своєчасне втручання з метою попередження погіршення експлуатаційної безпеки.

Пілотний проект OECD/NEA. У 1998 р. Комітет з діяльності ядерного регулювання (Committee on Nuclear Regulatory Activities — CNRA) Агентства ядерної енергетики (Nuclear Energy Agency — NEA) під егідою Організації економічної співпраці та розвитку (Organization for Economic Co-operation and Development — OECD) ініціював обговорення того, як виміряти та поліпшити ефективність регуляторної діяльності на ядерних установках. Група, яка складалася з представників регулюючого органу дев'яти країн-членів NEA, розробила набір показників ефективної регулюючої діяльності [2].

Виділення груп показників ґрунтувалось на національному досвіді, доступності інформації та зацікавленості в можливості подальшої реалізації запропонованих категорій індикаторів на практиці. До відповідного переліку показників пілотного проекту увійшли такі:

1. Показники, які гарантують, що необхідний рівень безпеки буде забезпечений експлуатуючою організацією:

1.1. Керівництва та інші регулюючі документи, які були розроблені, були розроблені своєчасно, зрозумілі та в повному обсязі.

1.2. Заплановані перевірки проведено в повному обсязі.

1.3. Проведені оцінки безпеки.

1.4. Порушення в роботі АЕС зафіксовані та проаналізовані.

1.5. Аварійні тренування були заплановані та проведені.

1.6. На виявлені питання вжито відповідних заходів.

1.7. Проведена повна оцінка безпеки.

1.8. Зниження рівня безпеки зафіксовано та відкориговано.

2. Розвиток та підтримання необхідного рівня компетенції:

2.1. Відповідні ресурси, людські та фінансові, для регулюючого контролю за ядерної безпекою є визначеними та використовуються відповідно до плану.

2.2. Проводиться професійний розвиток персоналу регулюючого органу.

2.3. Підтримується необхідна кваліфікація.

2.4. Завантаженість персоналу регулюючого органу відповідає вимогам.

3. Прийняття відповідних дій для запобігання зниженню рівня безпеки та впровадження вдосконалень щодо безпеки:

3.1. Впроваджуються відповідні заходи щодо періодичної оцінки безпеки.

3.2. Накопичуваний досвід від експлуатацыйних подій, відмов та ремонту є доступним для регулюючих програм.

3.3. Діючі програми досліджень, пов'язаних з безпекою, впроваджуються та виконуються відповідно до плану.

3.4. Контроль за управлінням безпекою здійснюється експлуатуючими організаціями.

4. Вчасне та ефективне здійснення функцій регулювання, забезпення довіри з боку експлуатуючої організації, населення та уряду:

4.1.Вихідні регулюючі цілі (місії та задачі) адекватно визначені.

4.2. Регулюючі рішення приймаються згідно з критеріями.

4.3. Встановлені вчасні, зрозумілі та відкриті регулюючі процеси та їх критерії, а також цілі.

4.4. Система контролю за регулюючими документами відповідає стандартам якості.

4.5. Вихідна регулююча реакція на аномальні та аварійні події визначена згідно з узгодженим планом.

4.6. Примусові дії регулюючий орган вживає за встановленою стратегією (або курсом).

4.7. Регулюючі зобов'язання стосовно інформування та (або) сповіщення зацікавлених сторін відповідають встановленій стратегії.

4.8. Міжнародні регулюючі зобов'язання відповідають узгодженому плану.

4.9. Управління контрактами відповідає виробленій стратегії.

4.10. Керівництво є відповідальним та підтримує погляди, задачі та цінності організації.

5. Наміри щодо безперервного удосконалення діяльності:

5.1. Досвід процесу регулювання від зацікавлених сторін та ліцензіата отримується, аналізується та переробляється регулярно та систематично.

5.2. Ефективність будь-яких діючих програм, розроблених у відповідь на зворотний від ліцензіатів та інших зацікавлених сторін досвід, визначається за встановленими критеріями.

5.3. Результати регулюючої діяльності регулярно розглядаються, оцінюються за встановленими критеріями та використовуються для покращення стратегічних напрямків у наступному році.

5.4. Регулююча діяльність оцінюється спираючись на загальну місію визначити межі регулюючого впливу.

5.5. Регулюючі плани та пов'язані з ними показники оцінюються регулярно з метою перевірки відповідності впроваджуваних заходів очікуваним та раціонального й ефективного використання ресурсів.

5.6. Система управління діє формально та (або) з неналежною якістю.

Після завершення у 2004 р. Агентством ядерної енергетики пілотного проекту робочою групою було висунуто декілька рекомендацій щодо вдосконалення майбутньої роботи, якісного застосування отриманих результатів та рекомендовано NEA розповсюдити результати пілотного проекту іншим зацікавленим організаціям країн-членів Організації економічної співпраці та розвитку.

Обговорення результатів аналізу та висновки

Міжнародні підходи до розробки інтегральної системи та визначення показників безпеки можуть стати основою національної системи показників безпеки, однак лише з урахуванням специфіки українських АЕС (відмінностей у компоновці, системах та обладнанні, показниках надійності основного обладнання, наявності специфічних даних тощо) та вимог норм і правил, що регулюють ядерну та радіаційну безпеку в Україні.

Отже, в Україні необхідно провести дослідження з розробки власної науково обґрунтованої інтегральної системи показників безпеки та методики їх використання для системи державного нагляду за станом безпеки на українських АЕС. Під інтегральністю системи показників безпеки розуміється те, що в рамках одного процесу потрібно об'єднати моніторинг рівня безпеки українських АЕС та регуляторний контроль, зосереджившися на аспектах, які мають найбільший вплив на безпеку.

Зазначимо, що, на відміну від інших систем, за інтегральною системою показників безпеки планується виконувати аналіз тенденцій змін безпеки АЕС і, таким чином, проводити прогнозовану оцінку змін у безпеці АЕС та більш обґрунтовано й своєчасно приймати відповідні рішення щодо коригування експлуатації. Під час розробки інтегральної системи показників слід:

розробити перелік показників та провести їх систематизацію;

виконати теоретичне обґрунтування і розробити математичний апарат для визначення показників;

зібрати та проаналізувати дані з експлуатаційної безпеки ядерних установок;

визначити зони експлуатації, граничні значення показників та критерії оцінки системи показників безпеки;

створити методику з використання системи показників безпеки тощо.

Розробка та впровадження власної національної інтегральної системи показників безпеки дасть змогу:

виявити дефіцити безпеки та виконати оцінку значущості виявлених проблем;

суттєво вдосконалити наглядову діяльність в цілому;

вдосконалити систему планування та проведення інспекцій з використанням показників безпеки;

вдосконалити процес прийняття регуляторних рішень на основі інтегрованих оцінок безпеки;

застосувати науково обґрунтовані методи оцінки безпеки;

зменшити вплив суб'єктивних оцінок та рішень при регулюванні безпеки тощо.

Експлуатаційну безпеку важко виміряти та оцінити, однак саме така оцінка може дозволити підвести підсумки роботи та вжити заходів для її поліпшення та вдосконалення. Система показників безпеки є інструментом для проведення оцінки рівня безпеки експлуатації АЕС під час здійснення регулюючої та управлінської діяльності у сфері використання ядерної енергії. З аналізу міжнародного досвіду випливає, що впровадження системи показників безпеки є актуальним майже у всіх країнах, хоча й перебуває на різних стадіях — від розробки пілотних проектів до вже багаторічного застосування.

У рамках цієї роботи проведено огляд систем показників, які застосовуються у США, Канаді, Фінляндії, Іспанії, а також рекомендацій МАГАТЕ та результатів пілотного проекту Агентства з ядерної енергетики OECD/NEA «Прямі показники оцінки ефективності ядерного регулювання».

Аналіз міжнародних підходів до розробки системи показників безпеки показав, що вони не можуть бути використані безпосередньо, тому в Україні необхідно створити власну інтегральну систему показників безпеки. Для її створення необхідно провести дослідження, метою яких буде розробка власної науково обґрунтованої інтегральної системи показників безпеки та методики їх використання для системи державного нагляду за станом безпеки на українських АЕС.

Розробка та впровадження власної національної інтегральної системи показників безпеки дозволить суттєво вдосконалити наглядову діяльність в цілому, вдосконалити систему планування та проведення інспекцій з використанням показників безпеки, вдосконалити процес прийняття регуляторних рішень на основі інтегрованих оцінок безпеки, застосувати сучасні інструменти та методи оцінки безпеки, зменшити вплив суб'єктивних оцінок та рішень при регулюванні безпеки.

Список літератури

1. IAEA-TECDOC-1141. Operational safety performance indicators for nuclear power plants. ISSN 1011-4289. IAEA 2000.
2. OECD 2004 NEA No. 3669. Direct Indicators of Nuclear Regulatory Efficien-cy and Effectiveness. Pilot Project Results, JT00185488.
3. *Шарафутдинов Р. Б., Кузнецов Л. А., Богданова Т. Ю.* Использование систем индикаторов безопасности зарубежными органами регулирования ядерной и радиационной безопасности// Ядерная и радиационная безопасность. — М., 2008. — № 2. — С. 3—10.
4. СТП 0.41.066-2006. Система оценки уровня эксплуатационной безопасности и технического состояния АЭС с ВВЭР.
5. Постанова Колегії Держатомрегулювання України за № 12 від 28 травня 2009 р. щодо впровадження показників безпеки АЕС в регулюючу діяльність.
6. Summary Report on Nrc's Historical Efforts to Develop and Use Performance Indicators, William D. Travers. 2002, SECY-02-0030. USA NRC.
7. Technical Basis for Performance Indicators, USA NRC 2004-2005.
8. Rector Oversight Process, NUREG-1649. Rev.3 July 2000, NRC USA.
9. NRC Inspection Manual. Rector Oversight Process (ROP). Basis Document. Attachment 1 «Technical Basis For Performance Indicators», NRC USA.
10. Regulatory Assessment Performance Indicator Guideline, NEI 99-02, Rev.5.
11. Development of risk-based performance indicators, NRC USA.
12. Annual CNSC Staff Report for 2006 on the Safety Performance of the Canadian Nuclear Power Industry. Canadian Nuclear Safety Commission. June 2007.
13. Regulatory control of nuclear safety in Finland. Annual report 2007. STUK-B 92.
14. Regulatory control of nuclear safety in Finland. Annual report 2006. STUK-B 79.
15. TACIS Project UK/TS/33 — Task 1. Analysis of current Regulatory Framework Establishing Requirements on Safety Analysis Report and Development of Recommendations for Improvement. Second meeting in Helsinki 23-27 June 2008. presentation — Use of Safety Performance Indicators at the Regulatory Body of Finland. Seija Suksi.
16. Specialist Meeting on Safety Performance Indicators. October 17-19 2000, Madrid, Spain – Marono M. CIEMAT.
17. Spanish Nuclear Safety Council report to the Parliament. Year 2004 Summary. CSN.
18. Spanish Nuclear Safety Council report to the Parliament. Year 2006 Summary. CSN.

Надійшла до редакції 02.09.2009.

УДК621.039.7

З. М. Алєксєєва[1], Т. М. Василенко[1],
С. М. Кондратьєв[1], Є. О. Ніколаєв[1],
Н. А. Бурзак[2], Т. Я. Кутузова[2],
Б. П. Злобенко[3], Л. В. Спасова[3]

[1]*Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки*
[2]*Державний комітет ядерного регулювання України*
[3]*Інститут геохімії навколишнього середовища*

Питання забезпечення безпеки при виборі майданчика розташування сховищ для захоронення радіоактивних відходів

Розглянуто основні положення нормативного акта «Вимоги до вибору майданчика для розміщення сховища для захоронення радіоактивних відходів», яким встановлено технічні та організаційні вимоги до вибору майданчиків для сховищ РАВ приповерхневого та геологічного типу.

З. М. Алексеева, Т. М. Василенко, С. М. Кондратьев,
Е. А. Николаев, Н. А. Бурзак, Т. Я. Кутузова,
Б. П. Злобенко, Л. В. Спасова

Вопросы обеспечения безопасности при выборе площадки размещения хранилищ для захоронения радиоактивных отходов

Рассмотрены основные положения нормативного акта «Требования к выбору площадки размещения хранилища для захоронения радиоактивных отходов», в котором установлены технические и организационные требования по выбору площадки для хранилищ РАО приповерхностного и геологического типа.

Захоронення радіоактивних відходів (РАВ) має проводитися у такий спосіб, який передбачає пасивну ізоляцію відходів системою захоронення, забезпечуючи захист здоров'я теперішніх та майбутніх поколінь людей від негативного впливу РАВ без необхідності підтримки рівня безпеки захоронення прийдешніми поколіннями [1—4].

При визначенні концепції ізоляції відходів значну увагу приділяють природним бар'єрам з точки зору їх здатності виконувати певні функції безпеки, які б доповнювали функції інженерних бар'єрів сховища, особливо на довготривалий термін [5—9]. З цією метою до початку спорудження сховища для захоронення певних категорій РАВ здійснюють вибір майданчика з певними природно-кліматичними умовами та геологічними властивостями.

Відповідно до міжнародного досвіду регулювання безпеки захоронення РАВ загальні вимоги щодо розміщення сховища (головним чином, якісні), а також критерії, за якими безумовно виключається можливість використання певних територій, встановлюються у нормативних документах [2—9].

У чинній нормативно-законодавчій базі України вимоги до майданчиків сховищ РАВ загального характеру визначено у законах [10,11] та документах верхнього рівня [12]. Так, прийняття рішення про розміщення сховищ РАВ регламентовано законами України [3—6]. У документі [12] встановлено критерії радіологічного захисту та визначено загальну структуру формування рішення про види захоронення РАВ з урахуванням умов територій, де планується розміщення сховища (зокрема, забороняється відведення майданчика в межах територій, де існують перспективні родовища корисних копалин та підземні водні ресурси для питного водопостачання). Деякі загальні вимоги до майданчиків приповерхневих сховищ містяться у документі [13]. Для геологічних сховищ у 2007 р. розроблено документ [14], яким визначено стадійність вибору майданчика. В той же час серед чинних нормативно-правових актів України були відсутні документи, які б містили послідовні та детальні вимоги до характеристик майданчиків розміщення приповерхневого та геологічного сховищ, процедури вибору майданчиків та вимоги до оцінки умов їх розміщення.

Державним комітетом ядерного регулювання України (Держатомрегулювання) розроблено та наказом № 188 від 14.11.2008 р. введено в дію нормативний акт «Вимоги до вибору майданчика для розміщення сховища для захоронення радіоактивних відходів» (далі — НА), в якому:

визначено принципи і критерії радіаційного захисту та основні вимоги забезпечення безпеки, що розглядаються при виборі майданчика розміщення приповерхневого та геологічного сховища;

встановлено загальні вимоги до характеристик майданчика (в залежності від виду сховища та категорій РАВ) і процедур його вибору;

надано перелік факторів природного і техногенного походження (показників придатності), які розглядаються при визначенні придатності майданчика для розташування сховища.

Нижче наведено аналіз основних положень НА.

Підходи до встановлення вимог безпеки, що реалізуються при виборі майданчика розміщення сховища

Ідеологія документа «Вимоги до вибору майданчика для розміщення сховища для захоронення радіоактивних відходів» базується на положенні, що при захороненні РАВ має гарантуватися додержання основних принципів безпеки та критеріїв радіаційного захисту стосовно захоронення РАВ [1, 4, 12]. У зв'язку з цим вимагається, щоб система захоронення в цілому забезпечувала:

фізичну локалізацію РАВ (утримування та ізоляцію РАВ від людини і навколишнього природного середовища) та обмеження доступу людини до відходів;

обмеження швидкості надходження радіонуклідів до біосфери;

мінімізацію опромінення персоналу і населення (дотримання принципу ALARA);

запобігання або мінімізацію необхідності проведення технічного обслуговування сховища після його закриття.

При формулюванні основних критеріїв прийнятності майданчика та вимог до його характеристик розробники виходили з того, що ефективність ізоляції розміщених у сховищі відходів визначається інтегральною дією системи захоронення, яка містить три основні компоненти (бар'єри): майданчик, інженерну систему сховища, упаковки РАВ. Для забезпечення впевненості в належному захисті здоров'я людини і навколишнього природного середовища після закриття сховища допускається встановлення адміністративного контролю, який може бути активним (обслуговування, моніторинг і, за потреби, проведення коригувальних дій) та (або) пасивним (обмеження землекористування, збереження інформації про сховище тощо).

Мета вибору майданчика полягає у визначенні придатних для розміщення сховища одного або кількох майданчиків та виборі такого з них, характеристики якого разом з властивостями інженерних бар'єрів дадуть змогу оптимально досягти цілей безпеки при захороненні РАВ — захистити здоров'я людини та навколишнє природне середовище протягом терміну потенційної небезпеки РАВ без розрахунку на можливість підтримання прийдешніми поколіннями рівня безпеки системи захоронення.

Майданчик приповерхневого та геологічного сховищ повинен мати належну утримуючу та ізолюючу здатність по відношенню до запланованих для захоронення типів РАВ, а також дозволяти проводити всі необхідні інженерні роботи зі створення штучних бар'єрів системи захоронення. Вибір придатного майданчика базується на пошуку фізично і хімічно стабільного геологічного оточення сховища, яке б забезпечувало належне утримування радіонуклідів протягом необхідного періоду часу за рахунок виконання природними бар'єрами відповідних функцій безпеки. Таким чином, при дослідженні потенційних майданчиків ідентифікуються сприятливі властивості геологічного оточення, а також виявляються негативні аспекти, які можуть впливати на працездатність (ефективність) природного бар'єра щодо виконання відповідної функції безпеки.

Базові положення вибору майданчика

Вибір майданчика має здійснюватися з урахуванням питань володіння і користування землею відповідно до Земельного кодексу України та Кодексу України про надра; остаточне рішення про розміщення сховища ухвалює Верховна Рада України шляхом прийняття відповідного закону [11].

Як головний критерій придатності майданчика для розміщення сховища в НА розглядається здатність системи захоронення досягти цілей безпеки при захороненні РАВ з урахуванням:

обсягів та характеристик РАВ;

існуючих природних та техногенних характеристик майданчика та їхніх потенційних змін у майбутньому;

подій та процесів природного і техногенного походження та їхніх потенційних змін у майбутньому;

технічних можливостей спорудження сховища, соціально-економічних та демографічних факторів.

В НА задекларовано такі базові підходи та основні принципи вибору майданчика.

Вибір майданчика розпочинається розробкою концепції проекту сховища й обстеженням регіонів, з послідовним характеризуванням потенційних майданчиків та підтвердженням пріоритетного майданчика для захоронення відповідних категорій РАВ. Досліджуються природні, техногенні, соціально-економічні чинники, котрі можуть потенційно впливати на безпеку системи захоронення, на кількох майданчиках — кандидатах для вибору найперспективнішого з них за комплексом показників. Перевага надається такому, характеристики якого дозволять забезпечити додержання принципів і критеріїв радіаційного захисту та вимог безпеки з урахуванням соціально-економічних факторів. При цьому на кожній стадії процесу вибору майданчика мають визначатися конкретні критерії (показники придатності), за якими проводиться аналіз територій (скринінг).

Для оцінки прийнятності майданчика під розміщення сховища виконуються прогнозні розрахунки можливого виходу радіонуклідів із сховища та їх розповсюдження в навколишньому середовищі на основі моделей стану геологічного середовища та процесів, що обумовлюють рух забруднювачів.

Принципи, критерії радіаційного захисту та основні вимоги до забезпечення безпеки

Виходячи з принципів неперевищення та оптимізації [1, 4, 12], в НА формулюються критерії радіаційного захисту на період експлуатації та довготривалий термін після закриття сховища. Сховище задовольняє вимогам безпеки, якщо при експлуатації та в період закриття не перевищуються ліміт доз для персоналу та квота річної ефективної дози поточного опромінення населення, а також референтні ймовірності критичних подій, дози та (або) ризики потенційного опромінення. Довготривала безпека сховища після закриття базується на прогнозних оцінках індикаторів безпеки (доз або ризиків). Прогнозована доза для репрезентативного члена критичної групи населення при нормальному (еволюційному) протіканні природних процесів на майданчику не повинна перевищувати визначену нормами радіаційної безпеки квоту ліміту річної ефективної дози протягом терміну потенційної небезпеки РАВ. Результати прогнозних оцінок мають показати, що при малоймовірних (катастрофічних) зовнішніх впливах природного й техногенного походження на майданчику розміщення сховища (малоймовірних сценаріях розповсюдження радіонуклідів із системи захоронення) не перевищуватиметься ліміт індивідуального сумарного

ризику $5 \cdot 10^{-5}$ рік$^{-1}$ (прийнятний ризик) і передбачено всі економічно доцільні заходи, спрямовані на підвищення ефективності утримування та ізоляції РАВ системою захоронення для зниження ризику до $5 \cdot 10^{-7}$ рік$^{-1}$ (ризик, яким можна знехтувати). З урахуванням невизначеностей прогнозних оцінок на віддалене майбутнє радіаційний захист прийдешніх поколінь вважається забезпеченим, якщо оцінені ризики для здоров'я людини знаходяться у діапазоні від $5 \cdot 10^{-7}$ до $5 \cdot 10^{-5}$ рік$^{-1}$. В разі, якщо оцінене значення ризику перевищує $1 \cdot 10^{-6}$ рік$^{-1}$, але нижче за $5 \cdot 10^{-5}$ рік$^{-1}$, радіаційний захист розглядається як достатній, якщо доведено, що подальше зниження ризиків є економічно недоцільним.

НА чітко визначає вимогу про необхідність забезпечення безпеки захоронення РАВ пасивними заходами за рахунок створення багатобар'єрної системи захисту. Зазначено, що структура системи бар'єрів, функції безпеки кожного з бар'єрів та необхідний термін збереження їхньої ефективності, а також глибина розміщення сховища визначаються виходячи з характеристик запланованих для захоронення РАВ, властивостей матеріалів бар'єрів та прогнозних розрахунків безпеки системи захоронення. Серед основних вимог до природних бар'єрів висунуто вимогу щодо обмеження контакту ґрунтових вод з інженерними бар'єрами сховища та надходження радіонуклідів до доступного середовища при порушенні функцій безпеки інженерних бар'єрів. При цьому для приповерхневого сховища природні бар'єри розглядаються як додаткові, а основним компонентом забезпечення безпеки є система інженерних бар'єрів. Для геологічного сховища основним компонентом забезпечення довгострокової безпеки є природні бар'єри.

Паралельно з вибором майданчика та проведенням оцінки безпеки розроблюється проект сховища. Майданчик вибирається, а інженерні бар'єри проектуються таким чином, щоб утримуюча та ізолююча функції системи захоронення в цілому не базувалися виключно на дії окремого бар'єра або на окремій його функції. При обґрунтуванні безпеки має бути доведено, що інтегральна здатність системи захоронення дозволяє забезпечити відповідність критеріям безпеки на термін потенційної небезпеки РАВ з урахуванням очікуваної еволюції системи захоронення та можливих зовнішніх впливів на майданчику сховища після його закриття. Обґрунтування довготривалої безпеки системи захоронення має включати прогнозні оцінки наслідків:

сценаріїв найімовірнішої еволюції системи захоронення (протікання природних процесів на майданчику та деградація інженерних бар'єрів сховища) протягом терміну потенційної небезпеки РАВ;

малоймовірних природних руйнівних подій, які можуть порушувати ізолюючу здатність системи захоронення в період експлуатації та після закриття сховища;

сценаріїв ненавмисного вторгнення людини до сховища на момент завершення адміністративного контролю.

Загальні вимоги до характеристик майданчика

НА встановлює вимоги до характеристик майданчика, які дозволятимуть визначати придатність потенційних майданчиків для розміщення приповерхневого та геологічного сховища з точки зору забезпечення безпеки. Вони сформульовані як якісні вимоги до геологічних, гідрогеологічних, геохімічних характеристик майданчика, котрі мають сприяти утримуванню та ізоляції РАВ і перешкоджати витоку радіонуклідів у доступне середовище. До переліку найважливіших вимог до майданчика сховища увійшли такі.

Геометричні розміри. Необхідною умовою розміщення сховища в межах певної геологічної формації є наявність геологічного блока порід достатнього об'єму з відносно сталими характеристиками, здатними забезпечити безпеку захоронення РАВ відповідно до концепції проекту сховища. Геометричні розміри майданчика мають бути достатніми для розміщення сховища заданого об'єму, передбаченого проектом сховища, об'єктів інфраструктури, а також дозволяти встановлювати санітарно-захисну зону необхідних розмірів. Перевага надається майданчику з простою геологічною будовою, представленою блоком відносно однорідних за складом порід, характеристики яких можуть бути легко досліджені, а поведінка може прогнозуватися за допомогою простих моделей.

Геологічні характеристики мають бути такими, щоб сприяти утримуванню та (або) ізоляції відходів і обмеженню витоку радіонуклідів у доступне середовище протягом проміжку часу відповідно до концепції проекту сховища. Для цього у НА визначено необхідність:

розміщення сховища в геологічно стабільному регіоні з мінімальною тектонічною (неотектонічною), вулканічною та сейсмічною активністю для виключення ризику порушення ізолюючої здатності системи захоронення; характеристики вміщуючих сховище порід мають мінімально піддаватися зовнішнім впливам (міжльодовикові й льодовикові цикли; зміни рівня моря, напрямків руху підземних і приповерхневих вод, процесів ерозії та/або седиментації тощо) та внутрішнім геодинамічним явищам (неотектоніка, сейсміка, вулканізм, діапіризм та ін.), щоб не погіршувати ізолювальну здатність системи захоронення на весь період потенційної небезпеки РАВ;

розміщення майданчика сховища на достатній відстані від шляхів можливої прискореної міграції радіонуклідів (розломи, зони тріщинуватості тощо);

максимального збереження механічних властивостей вміщувальних порід в процесі будівництва, експлуатації та закриття сховища;

стійкості вміщувальних порід до можливого теплового та радіаційного впливу РАВ.

Гідрогеологічні та гідрологічні умови майданчика мають перешкоджати потраплянню води до сховища, обмежувати потік підземних вод через сховище та сприяти обмеженню виходу радіонуклідів до доступного середовища через гідрогеологічну систему протягом терміну потенційної небезпеки захоронених у сховищі РАВ за рахунок:

розміщення сховища в межах вододільних територій, у зонах уповільненого водообміну, поза зоною активного водообміну;

низької швидкості руху підземних вод та значної довжини шляхів руху до місць розвантаження;

малих гідравлічних градієнтів та низької проникності порід.

Для розміщення приповерхневого сховища перевагу слід надавати майданчикам у межах позитивних елементів рельєфу, що характеризуються низьким рівнем ґрунтових вод, на ґрунтах з низькою проникністю. Для розміщення геологічного сховища сприятливі відсутність або мінімальна кількість водоносних горизонтів вище проектної глибини сховища та наявність надійних водотривів.

Геохімічні властивості порід майданчика мають забезпечити систему геохімічних бар'єрів на шляху руху радіонуклідів із сховища, що сприяє обмеженню міграції радіонуклідів у доступне середовище. Крім того, хімічні умови оточуючого середовища не повинні негативно впливати на довговічність інженерних бар'єрів сховища та упаковок РАВ. Перевагу слід надавати майданчикам, геохімічні умови яких сприяють сорбції й осадженню радіонуклідів, що потенційно можуть мігрувати із системи захоронення.

Поверхневі процеси на майданчику сховища (ерозія, затоплення, паводки, зсуви, карст тощо) не повинні відбуватися з такими інтенсивністю та частотою, які б впливали на здатність системи захоронення виконувати передбачені функції безпеки протягом визначеного проектом часу, або перешкоджати проведенню надійного моделювання довготривалих впливів системи захоронення РАВ. Характеристики майданчика поверхневого (приповерхневого) сховища не повинні призводити до накопичення води, мають виключати можливість затоплення або підтоплення внаслідок атмосферних опадів, сніготанення, аварій на гідротехнічних спорудах тощо. Поверхневі процеси на майданчику геологічного сховища не повинні відбуватися з такими інтенсивністю та частотою, які б порушували безпеку будівництва й експлуатації поверхневих споруд геологічного сховища.

Гідрометеорологічні умови (опади, вітри, смерчі тощо) мають оцінюватися з точки зору їхніх екстремальних впливів на інженерні бар'єри сховища. При виборі майданчика враховується можливість виникнення аномальних атмосферних явищ, які можуть негативно вплинути на безпеку системи захоронення. Визначено, що наслідки екстремальних метеорологічних подій на майданчику приповерхневого сховища не повинні призводити до порушення цілісності інженерних бар'єрів на етапах експлуатації, закриття та після закриття сховища протягом не менше ніж 300 років. Оцінюють також можливі зміни клімату та наслідки таких змін (зледеніння, зміни напрямків руху підземних вод, трансгресія моря тощо) для забезпечення довготривалої безпеки.

При виборі місця розташування сховища мають враховуватись **інтегральні антропогенний і техногенний впливи та соціально-економічні чинники**, а саме:

потенційні види діяльності теперішнього та майбутнього поколінь (для зниження ймовірності ненавмисного вторгнення у систему захоронення);

наявні соціально та культурно значущі й природоохоронні об'єкти, їхній перспективний розвиток, плани землекористування;

соціально-демографічні умови (густота населення, перспективи розвитку територій тощо);

загальний соціальний вплив від будівництва та експлуатації сховища (переваги порівняно з негативними наслідками);

ставлення громадськості до розміщення сховища.

Критерії виключення. НА встановлює заборону на розміщення сховищ на майданчиках, де очікувані дози опромінення та (або) ризики для критичної групи населення під час експлуатації, в період закриття та після закриття сховища перевищують визначені критерії безпеки. Виключається розміщення сховища на територіях, для яких багатобар'єрна система захисту може бути порушена в період існування сховища або еволюцію умов на яких неможливо спрогнозувати з достатнім ступенем вірогідності, а саме:

розташованих у межах активних тектонічних розломів та геодинамічних зон;

сейсмічність яких при максимальному розрахунковому землетрусі перевищує 8 балів за шкалою сейсмічної активності Медведєва—Шпонхойєра—Карника (MSK-64);

у місцях проявів поствулканічної геологічної активності та грязьового вулканізму;

при існуванні джерел підземних або мінеральних вод, що використовуються або можуть бути використані для водопостачання та можуть зазнати радіоактивного забруднення внаслідок існування сховища;

на територіях можливого виникнення катастрофічних паводків, повеней або затоплення внаслідок прориву гідротехнічних споруд водосховищ;

в інших випадках, коли це заборонено законодавством України.

Розміщення приповерхневого сховища також виключається на територіях, де розвиток сучасних активних карстових процесів може вплинути на стабільність вміщувальних порід; в місцях активних процесів деформації русел річок та в прибережних зонах, а також якщо поверхневі геодинамічні явища (зсуви, обвали, селеві потоки, інші несприятливі схилові процеси) можуть впливати на стабільність умов майданчика.

Наводиться також перелік несприятливих для розміщення сховища умов (наприклад, території, в межах яких наявні зони тектонічної тріщинуватості). Розміщення сховища на таких територіях допускається за умов, що вплив несприятливих чинників на безпеку системи захоронення в цілому компенсується відповідними інженерно-технічними рішеннями концепції проекту сховища.

Оцінювані при виборі майданчика фактори

НА встановлює перелік факторів (показників придатності), які мають аналізуватися при виборі майданчика з точки зору впливу на безпеку захоронення, зокрема:

наявність та характеристики природних процесів і подій, які складатимуть основу для розроблення проекту сховища (землетруси, активні розломи, геодинамічні зони, тектонічні порушення);

особливості майданчика, що визначають швидкість руху радіонуклідів у навколишньому середовищі (структура системи водоносних горизонтів, параметри та властивості водовміщувальних і водотривких порід, рівні залягання ґрунтових вод, водообмін у системі водоносних горизонтів, зон та слабопроникних шарів, фільтраційні та сорбційні характеристики порід);

поверхневі фактори, які можуть впливати на збереження функцій інженерних та природних бар'єрів;

виявлені на майданчику джерела зовнішніх впливів техногенного походження (вибухо-, хімічно-, пожежонебезпечні виробництва тощо).

Крім перелічених факторів, у НА встановлено вимогу необхідності аналізувати в процесі вибору майданчика метеорологічні фактори, до яких віднесено дані про погодні умови в районі розміщення майданчика, характеристики смерчів, параметри атмосферної дисперсії, характерні для району розміщення сховища, які можуть суттєво впливати як на інженерні бар'єри сховища, так і на швидкість перенесення забруднення в навколишньому середовищі.

Ступінь небезпеки природних і техногенних факторів визначається на підставі розрахункових значень їхньої

максимальної інтенсивності та частоти реалізації в заданому інтервалі часу і залежно від наслідків реалізації цих факторів (очікувані ризики для здоров'я людини в разі захоронення певних категорій РАВ при певній концепції захоронення). Частота події визначається на основі аналізу статистичних даних і відповідних розрахункових методик. Максимальні значення параметрів факторів природного й техногенного походження мають визначатися таким чином, щоб неперевищення цих значень забезпечувалося з довірчою ймовірністю не менше за 0,95.

НА встановлює вимогу аналізувати всі фактори, повторюваність яких перевищує 10^{-5} на рік при виборі майданчика для розміщення приповерхневих сховищ, а для розміщення геологічних сховищ — 10^{-6} на рік. Події з меншою ймовірністю розглядають в разі, якщо внаслідок таких подій можливе перевищення установлених нормами радіаційної безпеки рівнів прийнятного ризику.

Стадійність процесу вибору майданчика та порядок застосування визначених критеріїв

НА встановлює, що кількість стадій, зміст і обсяг необхідних досліджень, а також графік виконання робіт визначає експлуатуюча сховище організація (оператор), яка несе відповідальність за безпеку сховища.

На кожній стадії, одночасно або паралельно, здійснюються ідентифікація територій з прийнятними природними умовами, їхнє порівняння за соціально-економічними критеріями, вибір кращих варіантів, забезпечення підтримки вибраного варіанта з боку населення. Конкретні критерії вибору, на основі яких вибиратимуться пріоритетні варіанти на кожній стадії, визначає оператор. Для цього оператор має визначити функції безпеки системи захоронення в цілому та її окремих компонентів, виходячи з чого ідентифікується перелік тих вимог або переваг, які застосовуватимуться на відповідній стадії процесу вибору. В результаті встановлюють якісні та кількісні критерії до певних показників придатності (характеристики або параметри майданчика) з урахуванням проекту сховища та категорій РАВ, що плануються для захоронення.

Важливою вимогою є необхідність виконання на кожній із стадій послідовних ітераційних оцінок безпеки з урахуванням специфічних особливостей майданчиків-кандидатів та доопрацюванням проекту сховища. Встановлюється також взаємозв'язок між окремими стадіями вибору майданчика, розробленням проекту сховища та одержанням ліцензій на відповідний етап життєвого циклу сховища. Так, згідно з вимогами НА, стадії розроблення концепції проекту сховища та регіонального обстеження виконуються до початку проектування сховища в рамках виконання передпроектних робіт, стадія характеризування майданчика — на етапі техніко-економічного обґрунтування сховища (ТЕО), стадія підтвердження — на етапі розроблення проекту сховища. Також чітко визначено, що остаточний вибір майданчика проводиться наприкінці стадії характеризування. За результатами цієї стадії, при належному обґрунтуванні безпеки проекту сховища, оператор одержує ліцензію на проектування.

Призначення стадії підтвердження вибору майданчика полягає в уточненні характеристик вибраного майданчика, збиранні додаткових даних, необхідних для розробки проекту сховища в прив'язці до конкретних умов його розміщення та оцінки безпеки системи захоронення.

На цій стадії проводять детальні інженерно-вишукувальні, польові й лабораторні дослідження майданчика та району його розташування для уточнення вихідних даних та моделей, що використовуватимуться для оцінки безпеки перед початком будівництва. Для майданчика розміщення геологічного сховища проводять також детальні геологорозвідувальні роботи та, за потреби, створюють підземну експериментальну лабораторію для вивчення властивостей вміщувальних порід і проведення комплексних експериментальних досліджень технологій захоронення РАВ.

За результатами робіт цієї стадії проводяться детальні оцінки безпеки та впливу на навколишнє природне середовище, які мають продемонструвати, що характеристики майданчика забезпечують виконання функцій безпеки, визначених у проекті сховища, а система захоронення в цілому здатна гарантувати належний рівень радіаційного захисту. Обґрунтування безпеки проектних рішень сховища для вибраного майданчика включають у звіт з аналізу безпеки, який оператор надає до Держатомрегулювання для отримання ліцензії на будівництво сховища.

Дослідження майданчика можуть продовжуватися протягом будівництва, експлуатації та закриття сховища з метою уточнення характеристик майданчика, необхідних для проведення оцінки безпеки на відповідних етапах життєвого циклу сховища.

Висновки

Нормативний акт «Вимоги до вибору майданчика для розміщення сховища для захоронення радіоактивних відходів» розроблено з урахуванням сучасного міжнародного досвіду регулювання безпеки захоронення РАВ. При розробленні НА застосовано системний підхід, що базується на врахуванні принципів і критеріїв радіаційного захисту, забезпеченні багатобар'єрного захисту за рахунок множинності функцій безпеки окремих компонентів системи захоронення.

Основними кількісними критеріями оцінки придатності майданчика визначено критерії радіологічного захисту, відповідність яким має бути продемонстрована за результатами оцінки безпеки системи захоронення.

Встановлено критерії вибору майданчика приповерхневого та геологічного сховищ, в основному у вигляді якісних вимог до показників придатності майданчика, які можуть характеризуватися різними фізико-хімічними, механічними та іншими параметрами, а також визначено критерії виключення розміщення сховища на певних територіях.

Перелік характеристик майданчика, важливих для забезпечення безпеки, та діапазон параметрів конкретних характеристик визначається оператором сховища залежно від стадії вибору майданчика.

Відповідність встановленим у документі вимогам дозволить обґрунтовано приймати рішення про безпеку розміщення приповерхневого та геологічного сховищ на потенційних майданчиках, гарантуватиме, що вибраний майданчик для сховища здатний виконувати роль природного бар'єра протягом певного періоду часу залежно від концепції ізоляції РАВ, забезпечить додержання критеріїв безпеки при захороненні певних категорій та обсягів РАВ на конкретних майданчиках, а також зменшить ризики радіаційних навантажень на майбутні покоління внаслідок розміщення сховища.

Список літератури

1. The Principles of Radioactive Waste Management, SS № 111-F, IAEA 1995.
2. Near Surface Disposal of Radioactive Waste, SS No. WS-R-1, IAEA, 1999.
3. Geological Disposal of Radioactive Waste, TRS, No.WS-R-4, IAEA, 2006.
4. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности (НП-055-04). — М: Ростехнадзор, 2004.
5. Siting of Near Surface Disposal Facilities, SS, No.111-G-3.1, IAEA, 1994.
6. Siting of Geological Disposal Facilities. SS, No. 111-G-4.1, IAEA, 1994.
7. Disposal of radioactive Waste in deep Geological Formation, Basic Safety Regulations, Regulation No.III.2f, French Ministry for Industry and Research, 1991.
8. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 61, «Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste», 1992, U.S. Government Printing Office.
9. Disposal Facilities on Land for Low and Intermediate Level Radioactive Waste: (Radioactive Substances Act 1993), HMSO, London, 1997.
10. Закон України «Про поводження з радіоактивними відходами», № 256/95-ВР.
11. Закон України «Про порядок прийняття рішень про розміщення, проектування, будівництво ядерних установок і об'єктів, призначених для поводження з радіоактивними відходами, які мають загальнодержавне призначення», № 3861-4-ВР.
12. НРБУ-97/Д-2000. Норми радіаційної безпеки України, доповнення: Радіаційний захист від джерел потенційного опромінення.
13. Захоронення радіоактивних відходів у приповерхневих сховищах. Загальні вимоги радіаційної безпеки (НД 306.604.95).
14. Загальні положення забезпечення безпеки захоронення радіоактивних відходів у геологічних сховищах (НП 306.4.133-2007).
15. Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste, Publication No.77, ICRP, 1998.
16. Radiological Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, Publication No. 81, ICRP, 1998.

Надійшла до редакції 17.07.2009.

УДК536.244:621.039.584

С. В. Алёхина, В. А. Воронина,
В. Н. Голощапов, А. О. Костиков

Институт проблем машиностроения им. А. Н. Подгорного НАН Украины

Определение эквивалентной теплопроводности многоместной герметичной корзины хранения отработавшего ядерного топлива путем решения обратной задачи

Разработана методика определения эквивалентной теплопроводности герметичной корзины хранения отработавшего ядерного топлива на основе решения обратной сопряженной задачи теплопереноса. Определена эквивалентная теплопроводность корзины хранения контейнера, эксплуатирующегося на Запорожской АЭС. Исследовано влияние выбора месторасположения реперных точек на получаемое значение эквивалентной теплопроводности.

С. В. Альохіна, В. А. Вороніна, В. М. Голощапов, А. О. Костіков

Визначення еквівалентної теплопровідності багатомісної герметичної корзини зберігання відпрацьованого ядерного палива шляхом розв'язання оберненої задачі

Розроблено методику визначення еквівалентної теплопровідності герметичної корзини зберігання відпрацьованого ядерного палива на основі розв'язання оберненої спряженої задачі теплоперенесення. Визначено еквівалентну теплопровідність корзини зберігання контейнера, що експлуатується на Запорізькій АЕС. Досліджено вплив вибору місцерозташування реперних точок на отримане значення еквівалентної теплопровідності.

Одной из важных задач при хранении отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) сухим способом является обеспечение безопасных тепловых режимов [1]. Для такого сложного объекта, как хранилище ОЯТ, её невозможно решить без привлечения инструментария математического моделирования [2–7]. Подробный учёт структуры всех элементов моделируемого объекта не всегда целесообразен. Некоторые из них можно представить упрощёнными геометрическими моделями с эквивалентными теплофизическими свойствами.

Целью данной работы является определение эквивалентной теплопроводности многоместной герметичной корзины хранения вентилируемого контейнера хранения (ВКХ-ВВЭР) [8], эксплуатирующегося в сухом хранилище отработавшего ядерного топлива (СХОЯТ) на Запорожской атомной электростанции, прототипом которого является контейнер VSC-24 американской фирмы Sierra Nuclear Corporation [9].

Постановка задачи. Структура ВКХ-ВВЭР представлена на рис. 1.24. Отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) помещаются в многоместной герметичной корзине (МГК), заполненной инертным газом — гелием, который циркулирует во внутреннем пространстве корзины вследствие естественной конвекции, вызываемой разностью температур горячих сборок и холодной оболочки корзины. Передача тепла от сборок к корпусу корзины осуществляется не только путем конвекции, но и излучением. Корзина хранения находится в бетонном корпусе, который служит барьером радиационной защиты и предохраняет корзину от механических повреждений, осадков и иных воздействий окружающей среды. Тепло с поверхности корзины отводится за счёт естественной тяги атмосферного воздуха в цилиндрическом вентиляционном канале, который образуется корпусом корзины и металлической обечайкой бетонного корпуса контейнера. В этом случае также присутствует лучистый теплообмен между корпусом МГК и обечайкой корпуса контейнера.

В ряде исследований, посвященных взаимному влиянию группы контейнеров, размещённых на площадке СХОЯТ, моделирование подробной структуры МГК (корпус корзины, направляющие трубы, размещённые в ней ОТВС, циркулирующий гелий) невозможно из-за ограниченности компьютерных ресурсов. В этом случае её целесообразно заменить однородным изотропным телом цилиндрической формы с равномерно распределённым источником теплоты и некоторыми эквивалентными теплофизическими свойствами, которые обеспечивали бы температурное поле, максимально близкое к температурному полю в корзине с локальным распределением тепловых источников — ОТВС.

Очевидно, что мощность равномерно распределённого источника теплоты должна совпадать с суммарной мощностью остаточного тепловыделения ОТВС, помещённых в МГК, а сам источник должен располагаться в зоне тепловыделения ОТВС. В силу медленного уменьшения мощности тепловыделения ОТВС в процессе хранения при слабоменяющихся осреднённых погодных условиях задачу можно рассматривать в квазистационарной постановке. Таким образом, единственной величиной, которую необходимо определить, чтобы можно было использовать упрощенную геометрическую модель МГК, является эквивалентная теплопроводность $\lambda_э$.

Методика определения эквивалентной теплопроводности основана на решении обратной задачи теплопроводности (ОЗТ) [10, 11]. В отличие от случая, когда определяется эквивалентная теплопроводность композитных твёрдых тел

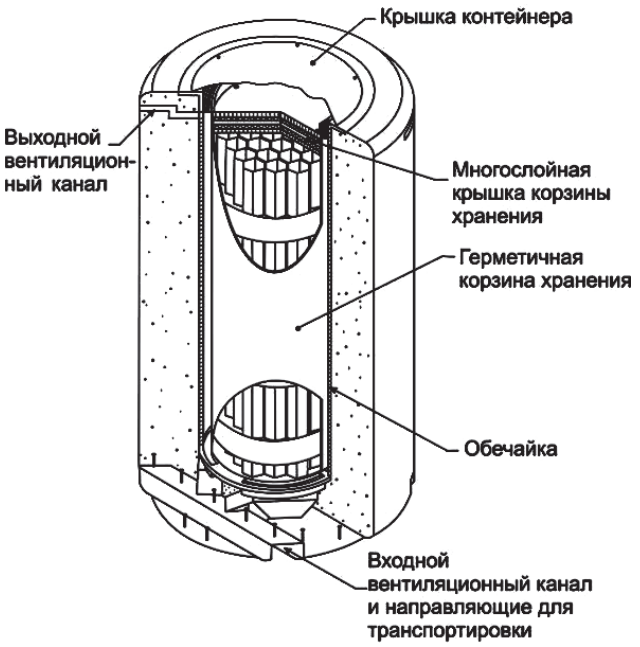


Рис. 1. Структура ВКХ-ВВЭР

и применяется классическая ОЗТ [12], данную задачу из-за наличия подвижной среды (гелий, воздух) необходимо рассматривать в сопряженной постановке и решать обратную сопряжённую задачу теплопереноса [13].

Предлагаемая методика заключается в следующем. При одинаковых внешних тепловых воздействиях рассматриваются две задачи, в одной из которых используется подробная геометрическая модель, учитывающая внутреннюю структуру исследуемого объекта — МГК, а в другой — упрощенная, когда исследуемый объект заменяется однородным изотропным телом с эквивалентной теплопроводностью $\lambda_э$. Определение последней осуществляется в процессе многократного решения задачи с упрощенной геометрией путём подбора с целью минимизации среднеквадратичной невязки между значениями температур, полученными в результате решения задач с подробной и упрощённой геометрией:

$$\sigma(\lambda_э) = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{N}\left(T_i^{п} - T_i^{у}\right)^2}{N}} \to \min, \qquad (1)$$

где N — число так называемых реперных точек, в которых рассматривается отклонение температуры; $T_i^{п}$ — температура в i-й реперной точке, полученная в результате решения задачи с подробной геометрической моделью исследуемого объекта; $T_i^{у}$ — температура в i-й реперной точке, полученная в результате решения задачи с упрощенной геометрической моделью.

Данный подход позволяет получить такое значение эквивалентной теплопроводности, которое дает температурное распределение в исследуемом объекте с упрощенной геометрией, максимально приближенное к температурному распределению в объекте с подробной геометрией.

Численный эксперимент. При определении эквивалентной теплопроводности МГК по приведенной методике для получения температурного поля с учетом подробной структуры элементов, распложенных внутри корзины, использовалась трехмерная математическая модель, подробно описанная в [7], которая путем решения сопряженной задачи теплообмена с учетом лучистой составляющей позволяет определить температурное поле внутри МГК. В силу симметрии рассматривалась одна четвёртая часть контейнера (рис. 2). Реперные точки, в которых учитывалась температура, используемая в среднеквадратичной невязке (1), были выбраны в наиболее критических с тепловой точки зрения местах: на оси сборок, в точках, где температура достигает максимума. Рассматривалось 80 реперных точек, выбранных на осях восьми ОТВС — №№ 1, 2, 3, 8, 10, 12, 18, 20 (рис. 3), которые располагались на 10 уровнях, равномерно расположенных по оси ОТВС.

К ним были добавлены 60 реперных точек на направляющих трубах внутри корзины и 30 — на корпусе МГК. Они выбирались на тех же 10 уровнях, что и реперные точки на оси ОТВС, т. е. рассматривались точки на трех вертикальных линиях, проходящих через корпус корзины, и на шести вертикальных линиях, проходящих через стенки направляющих труб. Кроме того, по 14 реперных точек было выбрано на крышке и днище МГК.

Соответствующая модель с упрощенной геометрией получена заменой МГК на однородное изотропное тело. При этом остальная часть расчетной области (геометрия вентиляционного канала, стенок контейнера и окружающего воздуха) и граничные условия оставались такими же, как и при использовании подробной геометрической модели, а тепловыделение отработавших сборок моделировалось

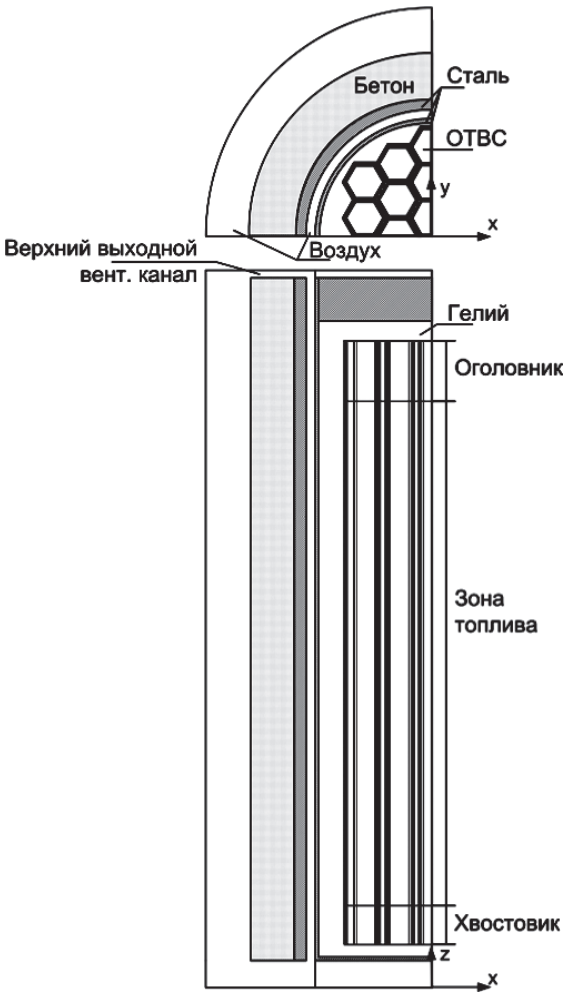


Рис. 2. Подробная геометрическая модель ВКХ-ВВЭР

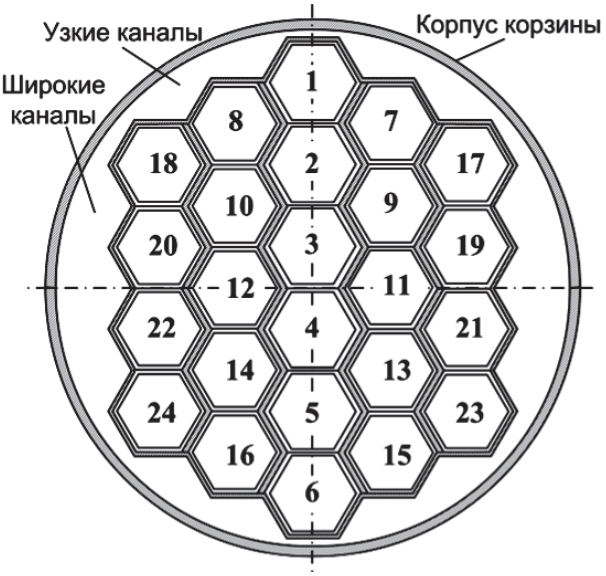


Рис. 3. Порядковые номера ОТВС в МГК

равномерно распределённым источником тепла, расположенным по высоте корзины на уровне зоны топлива.

При проведении вычислительного эксперимента мощность тепловыделения каждой ОТВС принималась равной 0,909 Вт, т. е. рассматривался момент времени, соответствующий первым месяцам хранения ОТВС в СХОЯТ после их выгрузки в контейнер из бассейна выдержки.

Результаты и их обсуждение. Автоматизированным подбором при минимизации функционала (1) получено значение $\lambda_э$ = 3,9 Вт/(м · К) при уровне среднеквадратичного отклонения 15,9 °С. Расчётные температуры в некоторых реперных точках для случая подробного учёта внутренней конструкции МГК и упрощённой геометрии при $\lambda_э$ = 3,9 Вт/(м · К) приведены в табл. 1.

Исследовано также влияние количества реперных точек и их расположения на значение $\lambda_э$. Если из рассмотрения в (1) исключить реперные точки на крышке и дне МГК, то значение в пределах погрешности 0,1 Вт/(м · К) останется неизменным. Та же картина наблюдается, если рассматривать реперные точки только на осях ОТВС и на направляющих трубах. Если из рассмотрения исключаются только реперные точки, расположенные на направляющих трубах, то найденное значение составляет 3,8 Вт/(м · К). Если рассматривать реперные точки только на осях ОТВС, то $\lambda_э$ = 3,7 Вт/(м · К). Очевидно, это объясняется тем, что в последних двух случаях существенно искажается информация о температурном поле, которую несут реперные точки: при исключении из рассмотрения направляющих труб, температура которых на 20–50 °С ниже температуры в центре ОТВС на том же уровне по высоте, теряется информация о существенной неравномерности температурного поля в горизонтальном сечении МГК. Таким образом, можно утверждать, что более близким к истинному является значение коэффициента эквивалентной теплопроводности корзины $\lambda_э$ = 3,9 Вт/(м · К).

Отметим, что полученная в результате решения обратной сопряженной задачи теплопереноса эквивалентная теплопроводность выше, чем рассчитанная путем усреднения по объёму теплопроводностей объектов внутри МГК [5, 6]: 3,9 против 2,025 Вт/(м · К). Такое расхождение может быть вызвано тем, что в качестве коэффициентов теплопроводности составляющих частей корзины, которые использовались в процессе вычисления эквивалентной теплопроводности путем среднеинтегрального усреднения по объёму, были взяты эквивалентные коэффициенты теплопроводности топлива и гелия, приведенные в [14]:

Таблица 1. Значения температуры для подробной и упрощенной геометрической модели

№ реперной точки	Температура, °С		Разность температур при использовании подробной и упрощенной геометрических моделей, °С
	при использовании подробной геометрической модели	при использовании упрощенной геометрической модели для $\lambda_э$ = 3,9 Вт/(м·К)	
2	139,44	153,68	–14,24
5	203,72	192,55	11,17
9	134,34	113,63	20,71
32	147,04	163,62	–16,58
35	221,84	209,54	12,30
39	144,77	122,78	21,99
75	216,29	222,52	–6,23
95	117,88	143,37	–25,49
135	246,56	251,76	–5,20

Материал	Теплопроводность, Вт/(мЧК)
Область топлива	1,04
Гелий («широкий» поток)	4,85
Гелий («узкий» поток)	0,19
Материал RX-277	1,73

Эти эмпирические значения получены компаниями Sierra Nuclear Corporation и Duke Engineering & Services (США) при испытаниях контейнера TN-24P фирмы Transnuclear с отработавшими тепловыделяющими сборками американского реактора PWR и рекомендованы разработчиками контейнеров ВКХ-ВВЭР к использованию при оценке их теплового состояния. Хотя реактор PWR близок по своим характеристикам к отечественным реакторам типа ВВЭР-1000, данные результаты следует использовать с осторожностью, так как по геометрии тепловыделяющих сборок и каналов корзины хранения контейнера TN-24P и контейнера ВКХ-ВВЭР существенно отличаются. Поэтому параметры течения гелия внутри корзины хранения, в том числе и эквивалентная теплопроводность, могут быть различными для этих двух типов контейнеров. Кроме того, в [14] для зон «узкого» потока (см. рис. 3) эквивалентная теплопроводность гелия приводится равной его чистой теплопроводности — 0,19 Вт/(м · К) при 150 °С, — несмотря на то что для теплообмена между двумя твердыми поверхностями, разделёнными движущейся газообразной средой, прежде всего, характерны конвективный и лучистый механизмы переноса тепла, а не кондуктивный.

Следовательно, есть все основания полагать, что использовавшееся ранее в расчетах [5, 6] значение коэффициента эквивалентной теплопроводности МГК, полученное усреднением по объему, занижено по сравнению с действительным. Тем не менее, это не означает, что полученные ранее результаты по тепловому состоянию контейнеров на площадке

СХОЯТ не являются консервативными. Занижение эквивалентной теплопроводности МГК приводит к завышению максимальных температур сборок внутри неё, по которым производится оценка допустимости эксплуатации контейнеров на площадке СХОЯТ в тех или иных условиях. Таким образом, выполненные ранее исследования проведены с некоторым запасом по максимальной температуре отработавших сборок.

Выводы

На основе решения обратной сопряжённой задачи теплопереноса разработана методика определения эквивалентной теплопроводности многоместной герметичной корзины при замене её изотропным однородным телом в упрощённой математической модели. Проведенные расчёты позволили сделать вывод, что для первых месяцев хранения ОТВС в СХОЯТ значение $\lambda_э$ следует принимать на уровне 3,9 Вт/(м · К).

Проблема определения эквивалентной теплопроводности МГК требует дальнейшего изучения. В частности, необходимо исследовать влияние на получаемую в результате решения обратной задачи эквивалентную теплопроводность корзины следующих факторов:

изменения мощности тепловыделения ОТВС с течением времени;

неравномерности тепловыделения по сборкам, загруженным в корзину.

Кроме того, желательно спланировать и провести экспериментальные исследования на контейнерах типа ВКХ-ВВЭР.

Список литературы

1. *Алёхина С. В.* Проблема экологической безопасности хранения отработавшего ядерного топлива в Украине / С. В. Алёхина, В. А. Воронина, В. Н. Голощапов, А. О. Костиков, С. А. Письменецкий, В. Г. Рудычев // Проблемы машиностроения. — 2008. — 11, № 5–6. — С. 75–78.

2. *Алёхина С. В.* Исследование тепловых процессов при сухом хранении отработавшего ядерного топлива: актуальные проблемы и пути их решения / С. В. Алёхина, В. Н. Голощапов, А. О. Костиков // Энергосбережение. Энергетика. Энергоаудит. — 2009. — № 3. — С. 24–30.

3. *Poskas P.* Thermal analysis of casks for interim storage of spent nuclear fuel / P. Poskas, V. Simonis, R. Makarevicius // MECHANICS. — 1999. — No. 2 (17). — P. 47–51.

4. *Ефимов В. К.* Разработка и верификация комплекса программ для исследования температурного состояния и осушения металлобетонного контейнера с отработавшим ядерным топливом / В. К. Ефимов, М. Б. Иванов, В. О. Иванова, О. Д. Черный // Математические модели для исследования и обоснования характеристик оборудования и ЯЭУ в целом при их создании и эксплуатации: Семинар секции динамики, Сосновый Бор, 18–22 сент., 2000: Тезисы докладов. — Гатчина, 2000. — С. 98–99.

5. *Алёхина С. В.* Решение сопряжённой задачи тепломассообмена при исследовании теплового состояния вентилируемого бетонного контейнера с отработавшим ядерным топливом / С. В. Алёхина, В. Н. Голощапов, А. О. Костиков, Ю. М. Мацевитый // Проблемы машиностроения. — 2005. — 8, № 4. — С. 12–20.

6. *Алёхина С. В.* Тепловое состояние вентилируемого контейнера хранения отработавшего ядерного топлива в условиях натекания внешнего воздушного потока / С. В. Алёхина, В. Н. Голощапов, А. О. Костиков, Ю. М. Мацевитый // Компрессорное и энергетическое машиностроение. — Сумы, 2009.

7. *Альохіна С. В.* Тепловий стан вентильованих контейнерів з відпрацьованими тепловидільними збірками реактора ВВЕР-1000 / С. В. Альохіна, В. М. Голощапов, А. О. Костіков // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2009. — Вип. 11. — С. 36–41.

8. *Бейнер К. С.* Анализ безопасности ВКХ-ВВЭР 1000 // Symposium within XV international youth nuclear festival «DYSNAI». — Visaginas, 2002. — С. 22–34.

9. *Fischer L. E.* Qualification of independent spent fuel storage installation / L. E. Fischer, A. Howe // Nuclear Engineering and Design. — 1999. — 192, № 2–3. — P. 217–228.

10. *Мацевитый Ю. М.* Обратные задачи теплопроводности: В 2-х т. — Т. 1. Методология. — К.: Наук. думка, 2002. — 408 с.

11. *Алифанов О. М.* Обратные задачи теплообмена. — М.: Машиностроение, 1988. — 280 с.

12. *Ганчин В. В.* Определение теплопроводности рельефных печатных плат / В. В. Ганчин, Н, М. Курская, О. С. Цаканян // Вопр. радиоэлектроники. Сер. Тепловые режимы, термостатирование и охлаждение. — 1990. — Вып. 12. — С. 12–21.

13. *Мацевитый Ю. М.* Обратные сопряженные задачи теплопереноса / Ю. М. Мацевитый, А. О. Костиков // Проблемы машиностроения. — 2007. — 10, № 5. — С. 19–26.

14. *Creer J.* M., et. Al., The TN-24P PWR Spent-Fuel Storage Cask: Testing and Analysis, Richland, Washington: Pacific Northwest Laboratory, 1987. PNL-6054.

Надійшла до редакції 28.07.2009

УДК666.3-187

С. В. Габелков, Р. В. Тарасов,
Н. С. Полтавцев, М. П. Старолат,
А. В. Пилипенко, А. Г. Миронова,
В. В. Макаренко, Ф. В. Белкин

ННЦ «Харьковский физико-технический институт»

Спекание кубического оксида циркония — матрицы для иммобилизации высокоактивных отходов

Исследовано спекание компактов из наноразмерного порошка кубического оксида циркония, содержащего 10 % масс. оксида иттрия (стабилизатор) и 15 % масс. оксида европия (имитатор актиноида америция). Керамическая матрица для иммобилизации актиноидов из кубического оксида циркония с относительной плотностью 95,4 %, с зернами размерами 4–6 мкм и порами трех интервалов размеров (0,85–1,1 мкм, 0,4–0,6 мкм и 0,2–0,3 мкм) получена при оптимальной температуре 1400 °С в течение 1 ч. Спекание проходит интенсивно при температурах 900–1200 °С и менее активно — при 1200–1400 °С с энергиями активаций 40,1 ± 2,1 кДж/моль и 7,1 ± 2,1 кДж/моль соответственно. В керамическом материале наблюдается умеренный (700–900 °С) и интенсивный (900–1400 °С) рост зерен с энергиями активаций 12,8 ± 5,1 кДж/моль и 191 ± 10 кДж/моль соответственно.

С. В. Габєлков, Р. В. Тарасов, М. С. Полтавцев, М. П. Старолат, О. В. Пилипенко, А. Г. Миронова, В. В. Макаренко, Ф. В. Белкін

Спікання кубічного оксиду цирконію — матриці для іммобілізації високоактивних відходів

Досліджено спікання компактів з нанорозмірного порошку кубічного оксиду цирконію, що містить 10 % мас. оксиду ітрію (стабілізатор) та 15 % мас. оксиду європію (імітатор актиноїду америцію). Керамічну матрицю для іммобілізації актиноїдів з кубічного оксиду цирконію з відносною густиною 95,4 %, із зернами розміром 4–6 мкм і порами трьох інтервалів розмірів (0,85–1,1 мкм, 0,4–0,6 мкм і 0,2–0,3 мкм) отримано при оптимальній температурі 1400 °С впродовж 1 год. Спікання відбувається інтенсивно в інтервалі температур 900–1200 °С і менш активно — при 1200–1400 °С з енергіями активацій спікання 40,1 ± 2,1 кДж/моль і 7,1 ± 2,1 кДж/моль відповідно. У керамічному матеріалі спостерігається помірне (700–900 °С) й інтенсивне (900–1400 °С) зростання зерен з енергіями активацій 12,8 ± 5,1 кДж/моль і 191 ± 10 кДж/моль відповідно.

Кубический оксид циркония благодаря привлекательности своих электротехнических, химических и механических свойств нашел применение в качестве топливных ячеек, нагревателей высокотемпературных печей, носителей катализаторов, тиглей и других изделий в энергетике, электротехнике и химической промышленности. Специалистов атомной энергетики привлекает повышенная радиационная и коррозионная стойкость оксида циркония. Благодаря этому он вызывает интерес у исследователей для создания материалов мишеней для трансмутации актиноидов, матричного топлива и матриц для изоляции радиоактивных отходов [1]—[5].

В течение последнего десятилетия в ряде исследовательских организаций Европы ведутся работы по трансмутации плутония и дочерних актиноидов нептуния, америция и кюрия в тепловых реакторах с использованием матриц из оксида циркония. Надежность проведения трансмутации плутония и актиноидов обеспечена высокой радиационной стойкостью кубического оксида циркония [2].

Для включения актиноидов в керамическую матрицу необходимо учитывать особенности всех процессов, происходящих при ее получении, в том числе и спекания кубического оксида циркония для получения монолитного беспористого материала, обеспечивающего надежную иммобилизацию радионуклидов. Актиноиды, как большинство искусственно созданных элементов, обладают высокой токсичностью и требуют повышенного внимания при обращении с ними. Особенно высокую токсичность имеют изотопы америция [4]. По этой причине эксперименты по иммобилизации плутония и дочерних актиноидов в оксидные матрицы довольно опасны и в связи с этим дорогостоящи. Учитывая вышеизложенное целесообразно максимально бóльшую часть научных разработок проводить на имитаторах.

Согласно теории Сиборга [6], лантаноиды — приемлемые физико-химические имитаторы актиноидов, поскольку как в ряду лантаноидов, так и в ряду актиноидов идет заполнение электронами не наружной, а внутренней 5f-оболочки. С этой точки зрения в силу подобия имитатором америция является европий. Поэтому при создании матриц для иммобилизации дочерних актиноидов целесообразно исследовать особенности спекания и формирования микроструктуры кубического оксида циркония с оксидом европия как имитатором оксида америция.

Целью работы является исследование спекания компактов из наноразмерного порошка кубического оксида циркония с введенным оксидом европия как имитатором оксида америция для получения высокоплотного матричного материала при иммобилизации высокоактивных отходов.

Методика эксперимента. В исследованиях использовали наноразмерный порошок кубического оксида циркония, полученный при термическом разложении гидроксидов циркония, иттрия и европия, совместно осажденных из смеси водных растворов их нитратов [7]. Синтез кубического твердого раствора проводили при 700 °С в течение 0,5 ч. Средний размер зерен порошка — 17 ± 2 нм. Нитраты циркония, иттрия и европия брали в соотношении, позволяющем получить в итоге порошок оксида циркония с 10 % масс. оксида иттрия и 15 % масс. оксида европия.

Образцы в форме таблеток диаметром 14,5 мм и высотой 5 мм готовили методом осевого холодного прессования на гидравлическом прессе. Термообработку образцов проводили в течение 1 ч при температурах 700—1200 °С (через 100 °С) на воздухе в печи СУОЛ-0,25.1/12-М1 и при 1300 и 1400 °С в вакууме в печи СШВЭ 1.2,5/25ИЗ.

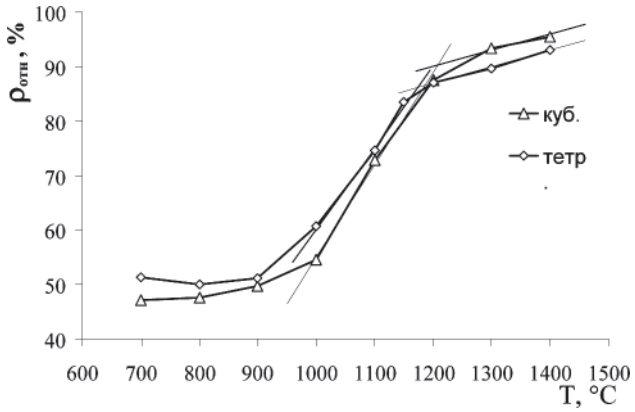


Рис. 1. Зависимость относительной плотности образцов оксида циркония от температуры спекания (куб. — кубический оксид циркония $(Zr_{0,875}Y_{0,064}Eu_{0,061})O_{1,937}$, тетр. — тетрагональный оксид циркония $(Zr_{0,97}Y_{0,03})O_{1,985}$ [9])

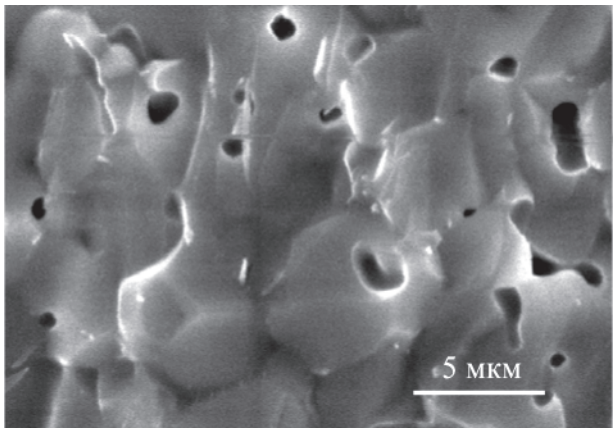


Рис. 2. Микрофотография кубического оксида циркония (сканирующаяся электронная микроскопия, скол, спекание 1400 °С, 1 ч)

Кажущуюся плотность образцов определяли методом гидростатического взвешивания. Относительную плотность рассчитывали как отношение кажущейся плотности к истинной. За истинную плотность брали рентгеновскую ($6,12 \pm 0,004$ г/см^3), определенную по параметрам кубической решетки ($a = 0,5148 \pm 0,0001$ нм).

Фазовый состав термообработанных образцов определяли методом рентгеновского фазового анализа (РФА) на дифрактометре ДРОН-1,5 (Cu K_a, никелевый фильтр), а по ширине наиболее интенсивной рентгеновской линии (111) на её полувысоте рассчитывали средний размер зерен [8].

Микроструктуру образцов кубического оксида циркония исследовали на растровом электронном микроскопе РЭММА-202. Образец керамики разрушали сколом, на поверхность которого термическим испарением в вакуумной камере наносился тонкий слой хрома для обеспечения стока электронов.

Экспериментальные результаты. Исходные образцы прессовали из наноразмерного порошка кубического оксида циркония методом осевого холодного прессования при давлении 256 МПа. Зависимость относительной плотности образцов оксида циркония от температуры термообработки имеет три участка (рис. 1). Относительная плотность

Таблица 1. Дифракционные данные кубического оксида циркония

2θ, град	*I*, %	β, град	*d*, Å	*h k l*
30,05	100	0,20	2,9714	111
34,75	32	0,25	2,5795	200
50,12	64	0,25	1,8186	220
59,55	48	0,30	1,5512	311
62,50	7	0,40	1,4848	222

Примечание. I — относительные интенсивности рентгеновских линий; β — ширины линий на их полувысоте; *d* — межплоскостные расстояния; *h, k, l* — индексы плоскостей отражения.

с увеличением температуры термообработки от 700 до 900 °С остается практически постоянной и составляет 47,6–49,7 %, от 1000 до 1200 °С — стремительно возрастает до 87,5 % и от 1200 до 1400 °С возрастает медленнее до 95,4 %. Приведенные результаты свидетельствуют о том, что до 900 °С образцы не спекаются. Спекание проходит в интервале температур 1000–1400 °С, причем наиболее интенсивно в интервале 1000—1200 °С. В интервале температур 1000–1200 °С энергия активации спекания составляет $40,1 \pm 2,1$ кДж/моль. Она значительно снижается до $7,2 \pm 2,1$ кДж/моль в интервале температур 1200–1400 °С.

Исследование микроструктуры образца, термообработанного при 1400 °С, методом электронной микроскопии (рис. 2) показало, что материал состоит из зерен округлой формы диаметром 4–6 мкм. Материал содержит поры трех интервалов размеров 0,85–1,1 мкм, 0,4–0,6 мкм и 0,2–0,3 мкм. Крупные поры имеют округлую, чаще овальную или неправильную форму, средние и мелкие — округлую.

Исследования фазового состава термообработанных образцов, проведенные методом рентгеновского фазового анализа, показали, что все дифрактограммы содержат рентгеновские линии только кубического оксида циркония (ASTM № 30-1468). Положение каждой рентгеновской линии на дифрактограммах и её относительная интенсивность с учетом точности измерений не зависят от температуры термообработки образца. Параметры решетки кубического оксида циркония для образцов, термообработанных при всех температурах, составляют $a = 0,5148 \pm 0,0001$ нм, а рассчитанная рентгеновская плотность равна $6,12 \pm 0,005$ г/см^3. Дифракционные данные образца, термообработанного при 1400 °С, приведены в табл. 1.

Рентгеновские линии на дифрактограмме образца, термообработанного при 700 °С, имеют значительное уширение. Их ширина на полувысоте составляет от 0,76° (при угле отражения 2θ, равном 30,05°) до 1,05° (при 2θ, равном 62,5°). Это указывает на малый размер (15—18 нм) областей когерентного рассеяния. С увеличением температуры термообработки образцов до 1300 °С уширение рентгеновских линий уменьшается до инструментального, равного 0,2°. Зависимость среднего размера зерен материала от температуры термообработки образцов представлена на рис. 3. Данные для образцов, термообработанных при температурах 700–1200 °С, рассчитаны по уширению рентгеновских линий на дифрактограммах, а для образца, термообработанного при 1400 °С, размер зерен определен по микрофотографии скола, полученной методом сканирующей электронной микроскопии (см. рис. 2). Видно, что точки, соответствующие интервалам

температур 700–900 °С и 900–1400 °С, достаточно хорошо ложатся на прямые линии. Угол наклона к оси абсцисс линии, соответствующей первому интервалу, меньше, чем угол наклона линии, соответствующей второму интервалу. С увеличением температуры от 700 °С начинается умеренный рост зерен, который ускоряется при 900 °С. Энергии активации роста зерен в интервалах температур 700–900 °С и 900–1400 °С равны соответственно 12,8 ± 5,1 кДж/моль и 191 ± 10 кДж/моль.

Обсуждение. Анализ результатов проведенных исследований показывает, что в интервале температур 700–900 °С сохраняется практически постоянное значение плотности на зависимости относительной плотности образцов кубического оксида циркония от температуры спекания (см. рис. 1) и отмечается умеренный рост зерен на зависимости среднего размера зерен от температуры (рис. 3). В интервалах температур 1000–1200 °С и 1200–1400 °С, в которых отмечается быстрый и медленный рост относительной плотности соответственно, интенсивный рост зерен происходит при 900–1400 °С. При этом фазовый состав керамического материала не меняется во всем исследованном интервале температур и совпадает с фазовым составом исходного наноразмерного порошка оксида циркония.

В ряде работ зарубежных авторов [4], [10], [11] указывается, что температура спекания 1400 °С также является оптимальной. При этом достигается относительная плотность 95–97 %. На зависимостях относительной плотности от температуры спекания также имеются интервалы температур быстрого и медленного роста плотности. Однако численные значения интервалов температур различны во всех работах и отличаются от наших данных. Так, по данным американских исследователей [4] быстрый и медленный рост плотности происходит в интервалах температур 1200–1400 °С и 1400–1500 °С, по данным японских специалистов [10] — в интервалах температур 1200–1300 °С и 1350–1500 °С, а по данным авторов работы [11] — в интервалах температур 1150–1300 °С и 1350–1500 °С. По нашим данным быстрый и медленный рост плотности происходит при более низких температурах — 1000–1200 °С и 1200–1400 °С, хотя при этом относительная плотность исходных образцов наших и зарубежных авторов составляла 45–48 %.

Сравнение зависимостей относительной плотности от температуры спекания кубического и тетрагонального оксидов циркония (см. рис. 1) свидетельствует о том, что хотя интервалы температур быстрого и медленного роста плотности совпадают, наклон касательной в интервале температур быстрого роста у кубического оксида больше, чем у тетрагонального. Наклоны касательных в интервале температур медленного роста относительной плотности для кубического и тетрагонального оксидов совпадают. Энергия активации спекания кубического оксида циркония в интервале температур быстрого роста относительной плотности несколько больше (40,1 кДж/моль), чем у тетрагонального (32,4 кДж/моль), а в интервале температур медленного роста плотности энергии активации обоих оксидов практически совпадают (7,2 кДж/моль и 7,1 кДж/моль). По-видимому, присутствие оксида европия в кубическом оксиде циркония приводит к увеличению энергии активации спекания в интервале температур быстрого роста плотности.

В работе иранских ученых [11] зависимость размера зерен от температуры термообработки, как и в нашей работе, имеет два участка: умеренного и интенсивного роста зерен, но в интервалах температур 950–1250 °С и 1300–1500 °С

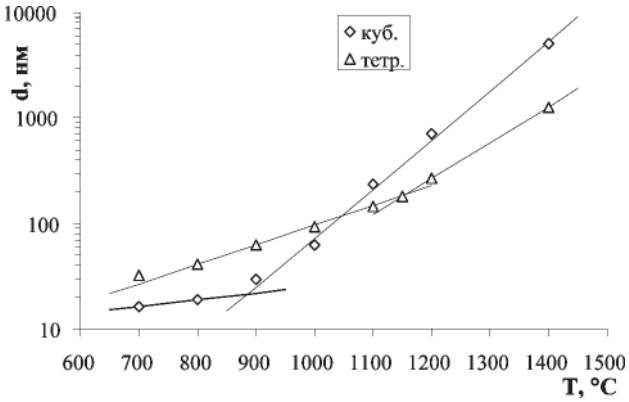


Рис. 3. Зависимость среднего размера зерен от температуры спекания (куб. — кубический оксид циркония $(Zr_{0,875}Y_{0,064}Eu_{0,061})O_{1,937}$; тетр. — тетрагональный оксид циркония $(Zr_{0,97}Y_{0,03})O_{1,985}$ [9])

соответственно, что существенно превышает аналогичные данные нашей работы: 700–900 °С и 900–1400 °С.

Зависимости среднего размера зерен от температуры спекания кубического и тетрагонального оксидов циркония (см. рис. 3) свидетельствует о том, что как интервалы температур умеренного и интенсивного роста размера зерен, так и наклон касательных к кривым различны. Если умеренный и интенсивный рост зерен кубического оксида находится в интервалах температур 700–900 °С и 900–1400 °С, то тетрагонального — 700–1150 °С и 1150–1400 °С соответственно. Наклон касательных в интервале температур умеренного роста зерен кубического оксида меньше, чем тетрагонального, а в интервале температур интенсивного роста — наоборот. Энергия активации роста зерен кубического оксида циркония в интервале температур умеренного роста существенно меньше (12,8 ± 5,1 кДж/моль), чем тетрагонального (51,5 ± 4,0 кДж/моль). В интервале же температур быстрого роста, наоборот, энергия активации роста зерен кубического оксида циркония больше (191 ± 10 кДж/моль), чем тетрагонального (135 ± 24 кДж/моль). Присутствие оксида европия в кубическом оксиде циркония способствует росту зерен в интервале температур 900–1400 °С (в интервале интенсивного роста зерен). Это подтверждает более активное протекание диффузионных процессов в кубическом оксиде циркония по сравнению с тетрагональным.

В работах [10], [11] средний размер зерен кубического оксида циркония, полученного при температуре 1500 °С, составил 2,5 и 2,14 мкм соответственно. Материал имел закрытые поры двух размеров — 0,25...0,35 мкм и 0,1...0,15 мкм — как внутри зерен, так и на их границах. По нашим данным, для кубического оксида циркония, полученного при температуре 1400 °С, эта величина равна 5 мкм. Структура материала содержит 4,6 % об. закрытых пор трех интервалов размеров 0,85–1,1 мкм, 0,4–0,6 мкм и 0,2–0,3 мкм. Размер зерен тетрагонального оксида циркония, полученного при этой же температуре, составил 1–1,4 мкм. Имеются закрытые поры двух интервалов размеров 0,8–1 мкм и 0,2–0,3 мкм [9]. Средний размер зерен кубического оксида циркония, содержащего оксид европия, при тех же температурах спекания больше, чем у кубического оксида циркония, стабилизированного только иттрием.

Наличие закрытой пористости на уровне нескольких процентов в матричном топливе, мишенях для трансмутации и в матрицах для изоляции радиоактивных отходов

обязательно [5]. В результате цепной реакции деления урана среди прочих продуктов деления образуются и инертные газы — аргон, криптон и ксенон. При α-распаде актиноидов газообразным продуктом распада является гелий. При воздействии потока нейтронов на актиноиды проходят реакции деления и радиационный захват нейтронов, приводящий к образованию тяжелых ядер. Закрытые поры, в основном округлой формы, служат стоками для газообразных продуктов деления и распада. Достаточное количество закрытых пор обеспечит удержание газообразных продуктов деления и распада в матрице и приемлемое их давление для исключения разрушения иммобилизирующего материала.

Полученные результаты дают основание считать, что америций будет способствовать более активному протеканию процессов спекания и роста зерен кубического оксида циркония подобно европию — его имитатору согласно теории Сиборга [6].

Выводы

Исследовано спекание компактов из наноразмерного порошка кубического оксида циркония, стабилизированного оксидом иттрия и содержащего оксид европия как имитатор оксида америция, в интервале температур 700–1400 °С. Термообработка при оптимальной температуре 1400 °С в течение 1 ч позволяет получить керамический материал с относительной плотностью 95,4 %, с зернами размерами 4–6 мкм и порами трех интервалов размеров: 0,85–1,1 мкм, 0,4–0,6 мкм и 0,2–0,3 мкм. Показано, что наиболее интенсивно спекание проходит в интервале температур 1000–1200 °С, менее активно — в интервале 1200–1400 °С. Энергии активации спекания составляют 40,1 ± 2,0 кДж/моль и 7,1 ± 2,0 кДж/моль соответственно.

Зависимость среднего размера зерен кубического оксида циркония от температуры термообработки имеет два участка: умеренного (700–900 °С) и интенсивного (900–1400 °С) роста зерен. Энергии активации роста зерен в указанных интервалах температур равны 12,8 ± 5,1 кДж/моль и 191 ± 10 кДж/моль соответственно.

Экспериментальные результаты по спеканию и формированию микроструктуры кубического оксида циркония с оксидом европия как имитатором америция убедительно показывают возможность включения радионуклидов америция в керамические матрицы из кубического оксида циркония. Эти данные позволят повысить надежность иммобилизации актиноидов, уменьшить риски для обслуживающего персонала при возможной переработке отработавшего ядерного топлива и, в конечном итоге, обеспечить защиту биосферы как среды обитания человечества от загрязнения высокотоксичными радионуклидами.

Список литературы

1. *Restani R., Martin M., Kivel N., Gavillet D.* Analytical investigation of irradiared inert matrix fuel // J. Nucl. Mat. — 2009. — Vol. 385. — P. 435–442.

2. *Degueldre C.* Zirconia inert matrix for plutonium utilization and minor actinides disposition in reactor // J. Alloys and Comp. — 2007. — Vol. 445. — P. 36–41.

3. *Gibb F. G. F., Taylor K. J., Burakov B. E.* The ‘granit encapsulation’ rout to the safe disposal of Pu and other actinides // J. Nucl. Mat. — 2008. — Vol. 374. — P. 364–369.

4. *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.

5. *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.

6. *Громов Б .В., Савельев В. И., Шевченко И. Б.* Химическая технология облученного ядерного топлива. — М:. Энергоатомиздат, 1983. — 352 с.

7. *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.

8. *Уманский Я. С., Скаков Ю. А., Иванов А. Н., Расторгуев Л. Н.* Кристаллография, рентгенография и электронная микроскопия. — М.: Металлургия, 1982. — 632 с.

9. *Габелков С. В., Тарасов Р. В., Полтавцев Н. С. и др.* Спекание тетрагонального оксида циркония // Вестник НТУ ХПИ, тем. вып. Химия, химическая технология и экология. — 2008. — № 39. — С. 136–144.

10. *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.

11. *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.

Надійшла до редакції 17.09.2009.

УДК621.039

В. И. Богорад, Т. В. Литвинская,
А. В. Носовский, А. Ю. Слепченко

Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности

Анализ международной практики внедрения принципа оптимизации при снятии с эксплуатации энергоблоков АЭС

Приведены результаты анализа современной практической деятельности по применению принципа оптимизации радиационной защиты. Рассматриваются общие организационные и методические рекомендации по внедрению оптимизационных процедур в деятельность по снятию энергоблоков АЭС с эксплуатации.

В. І. Богорад, Т. В. Литвинська, А. В. Носовський,
О. Ю. Слепченко

Аналіз міжнародної практики впровадження принципу оптимізації при знятті з експлуатації енергоблоків АЕС

Наведено результати аналізу сучасної практичної діяльності щодо застосування принципу оптимізації радіаційного захисту. Розглядаються загальні організаційні та методичні рекомендації із запровадження оптимізаційних процедур у діяльність зі зняття енергоблоків АЕС з експлуатації.

Радиационная безопасность считается обеспеченной, если соблюдаются основные принципы радиационной защиты (оправданности, непревышения, оптимизации), установленные Законом Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности» [1] и Нормами радиационной безопасности Украины НРБУ-97 [2]. Принцип оптимизации предусматривает поддержание на возможно достижимом низком уровне как индивидуальных, так и коллективных доз облучения, с учетом социальных и экономических факторов. В международной практике принцип оптимизации известен как принцип ALARA (As Low As Reasonably Achievable — настолько низко, насколько разумно достижимо).

Принцип оптимизации имеет важное практическое значение для обеспечения радиационной безопасности на всех этапах жизнедеятельности ядерной установки объекта, в том числе и на этапе снятия с эксплуатации [3]. В условиях АЭС, снимаемой с эксплуатации, процесс оптимизации состоит из ряда процедур, направленных на осознание руководством и персоналом АЭС важности снижения доз облучения, сокращения времени и уровней облучения, количества облучаемых лиц.

Целью статьи является обобщение международного и национального опыта применения принципа оптимизации радиационной защиты с целью его адаптации и практического использования при проведении работ по снятию с эксплуатации энергоблоков АЭС.

Общие подходы к оптимизации радиационной защиты

Оптимизация защиты — это концепция широкого применения, которая на верхнем уровне охватывает организационную структуру, необходимую для обеспечения правильного распределения обязанностей, а на нижнем — область, непосредственно связанную с конкретными работами на всех стадиях существования ядерной установки, заканчивая снятием с эксплуатации.

Поскольку снижение доз зачастую осуществляется при помощи мер, обеспечивающих улучшение рабочих условий, цели повышения эффективности и оптимизации радиационной защиты могут достигаться совместно. Возможна даже такая ситуация, когда улучшение результатов работы и снижение доз могут быть достигнуты при отсутствии финансовых затрат, если экономия вследствие повышения эффективности превышает затраты, связанные с мерами по радиационной защите.

Диапазон методов оптимизации радиационной защиты широк [3]. Некоторые из них разработаны по результатам исследований рабочих операций, некоторые построены на экономической основе, другие — на технической.

Снятие с эксплуатации ядерной установки является этапом жизненного цикла установки. Работы на данном этапе планируются заранее и выполняются на оборудовании, находившемся в эксплуатации на данной АЭС. Многие работы по снятию с эксплуатации оборудования мало чем отличаются от работ, уже проводимых при нормальной эксплуатации, ремонтах [4]. Несмотря на это все работы должны быть тщательно подготовлены и подвергнуты детальному анализу с точки зрения оптимизации радиационной защиты персонала при их выполнении.

Подготовка работ должна включать широкую оценку уровней коллективных и индивидуальных доз, непосредственно связанных с выполнением работ. Оценку должны проводить лица, которые будут реально выполнять данную работу, в тес-

ном сотрудничестве со специалистами по радиационной защите. Необходимо, чтобы оценка базировалась на техническом описании работы и была связана с оценкой радиологических условий, в которых будет выполняться работа.

Задачи предварительной оценки уровней облучения могут включать: получение информации для определения и уточнения дозиметрических целей, связанных с работой; определение условий облучения (т. е. того, когда, где и как облучаются работники); объединение усилий как непосредственных исполнителей работы, так и специалистов по радиационной защите; определение перечня операций, которые подлежат дальнейшему анализу в целях улучшения радиологической защиты.

Приверженность регулирующего органа оптимизации защиты начинается с интеграции принципа оптимизации в национальные нормативные документы. Поскольку оптимизация является стимулирующим и качественным методом, в нормах она может рассматриваться как общее требование, без формулирования при этом точной процедуры по достижению или установлению дозиметрических целей. Регулирующие органы на национальном уровне должны обязать эксплуатирующую организацию развивать культуру радиационной защиты, возложив на руководство АЭС ответственность за распределение необходимых ресурсов для соблюдения принципа оптимизации [5].

В основе принципа оптимизации лежит, в первую очередь, требование к поведению, и реализовывается он методами поощрений и консультаций: оператора могут привлечь к ответственности не за то, что он не сумел достичь определенного результата в отношении оптимальной дозы, а за то, что он не сумел применить рациональные меры в целях снижения дозы. В связи с этим можно предугадать возникновение многочисленных проблем, связанных с оценкой со стороны регулирующих органов. Регулирующие органы стран, где активно применяется на практике ALARA-философия, стараются проявлять определенную гибкость в требованиях выбора средств оптимизации, устанавливая при этом четкие численные критерии в терминах годовой индивидуальной дозы, коллективной дозы на единицу установленной мощности или на один энергоблок, вероятности критического события и риска здоровью. Кроме того, регулирующими органами некоторых стран требуются документальные подтверждения применения ALARA-подходов к оптимизации радиационной защиты.

Опыт применения принципа оптимизации в практической деятельности эксплуатирующей организации

Анализируя положительную практику внедрения принципа оптимизации в практическую деятельность лицензиатов тех стран, где этому вопросу уделяется должное внимание, следует отметить характерные для них общие подходы:

создание ALARA-структур, определение роли и задач руководства, подготовка персонала в области оптимизации (организационные аспекты);

обмен информацией и проведение инструктажей перед началом работ;

подготовка работ — их тщательное всестороннее планирование, составление графика работ, обучение на макетах;

контроль за процессом выполнения работ;

оценка и учет опыта работ.

Организационные аспекты внедрения принципа ALARA практически во всех странах сопряжены с выработкой политики в области ALARA и оглашением заявления о политике руководством; созданием комитета ALARA и распределением ответственности; разработкой программы ALARA на каждой станции; созданием инженерной группы ALARA, целью которой является пересмотр рабочих процедур; организацией обучения персонала; предоставлением возможности работникам участвовать в управлении работами и реализации принципа ALARA.

Изучение основных концепций ALARA и положительного опыта работы в области радиационной защиты дает важные знания для ответственной работы по применению принципа оптимизации и должно быть специально адаптировано для задействованного персонала.

Создание структурных подразделений, занимающихся проблемами оптимизации радиационной защиты на АЭС, характерно для стран, где начальный этап — осознание необходимости сокращения дозовых нагрузок и приобретение первого практического опыта в этой области — уже завершен и есть необходимость в переходе к планомерной и систематической деятельности по дальнейшему снижению доз и оптимизации всей деятельности по радиационной защите. Так, для АЭС России дальнейшее продвижение по пути внедрения идеологии ALARA потребовало:

создания на АЭС специальной структуры для практической реализации принципа ALARA (комитет ALARA, инженерная группа ALARA);

разработки специальной программы снижения облучаемости персонала;

разработки методических документов станционного уровня по реализации принципа ALARA;

внедрения особого порядка организации радиационно-опасных работ, включающего вовлечение персонала в процесс планирования и подготовки работ, выбор и планирование работ, подготовку к работе, выполнение работ, анализ и оценку работ, учет полученного опыта.

Персонал АЭС должен иметь представление о целях планируемых работ, а также о предполагаемых дозах, которые он получит во время их выполнения. На АЭС «Клинтон» (США) перед началом работ ремонтный персонал подрядной организации инструктируют начальники смен, ответственные за радиационную защиту, и представители группы, ответственной за применение принципа ALARA [6], после чего каждому выдается справочник, в котором приведены: номера телефонов лиц, ответственных за осуществление основных мероприятий; задачи и цели предстоящих работ; рекомендации по технике безопасности, радиационному контролю, очистке рабочего места, радиационной защите; планы (карты) основных рабочих зон, местоположение главных систем и т. д. Такие инструктажи документируются и охватывают порядок работы, анализ условий труда на месте работы, необходимые инструменты и средства защиты, специальные требования и обязанности персонала во время работ на участках с высокими уровнями радиоактивности.

Этап подготовки работ является самым важным, непосредственно влияя на их эффективность. Именно на этом этапе учитывается предыдущий опыт и все аспекты работы (график, рабочая среда, инструменты, обучение персонала и т. д.), чтобы оптимизировать продолжительность облучения, количество работников, подвергшихся облучению, и мощности доз при выполнении каждой конкретной работы [7].

Для обеспечения процесса планирования работ создается группа по планированию, включающая в себя представителей руководства АЭС, отделов по организации производства и технического обслуживания, безопасности и радиационной защиты, а в случае необходимости — представителей подрядных

организаций. Регулярные совещания, организуемые на этапе планирования, помогают координировать деятельность различных групп, задействованных в работах на АЭС [8, 9]. Большинство АЭС, которым удалось реализовать эффективные идеи по радиационной защите в процессе планирования, в обязательном порядке привлекали персонал по радиационной защите к организации планирования.

Для лиц, планирующих работы, важно извлекать уроки из допущенных ошибок и принимать меры для их исправления. Нужна система по выявлению проблем, с которыми сталкиваются исполнители работ, и отслеживанию исправления ошибок. На некоторых АЭС организуются совещания, посвященные анализу выполненных работ с позиций ALARA. Кроме того, полезны как анализ работ, осуществляемый бригадиром или персоналом по радиационной защите во время их выполнения, так и критические отчеты по завершении работ. После выявления недостатков и назначения ответственных за их устранение необходима постоянная проверка устранения несоответствий со стороны руководства.

При разработке порядка работ лица, ответственные за планирование, должны использовать наглядные базы данных по различным участкам проведения работ. Полная и систематизированная информация в централизованной графической базе данных снижает необходимость непосредственного визуального осмотра, что способствует уменьшению дозы.

Для АЭС, снимаемой с эксплуатации, особенно важно создание комплексной информационной системы, позволяющей осуществлять сбор, анализ и хранение данных. Эти данные не ограничиваются дозиметрической информацией, а связаны (наряду с прочими факторами) с технологией выполнения работ и рабочими условиями, измененными в связи с выполненными работами. Наиболее эффективный способ получения данных — использование регистрационных документов, подготавливаемых как в ходе работы, так и по ее окончании либо сотрудниками по радиационной защите, либо мастером, производящим работы.

При подготовке работ важна оптимизация участка работ с целью улучшения условий труда. Исследовательский центр CEPN (Франция), проанализировав ряд специализированных операций по техническому обслуживанию и дезактивации оборудования ядерного реактора на пяти АЭС во Франции [10], установил, что при недостаточной освещенности участков работы, отсутствии надежной связи между работниками, находящимися на большом расстоянии друг от друга, стесненном пространстве зоны работ продолжительность их выполнения (а значит, время облучения) увеличивается на 20 %, а в некоторых случаях — и до 40 %.

Непосредственное влияние некоторых факторов измерить трудно. Тем не менее, анализ показал, что в среднем от 20 до 30 % коллективной дозы могут быть вызваны плохой подготовкой работ, например неприспособленностью строительных лесов, ошибками в графиках, неподогнанными или неисправными инструментами, недостаточной подготовкой работников. Такая количественная оценка необходима для оптимизации мероприятий по радиационной защите.

Важным аспектом является оптимизация объема работ в зонах с высокой радиацией, например путем переноса выполнения определенных стадий какой-либо работы в зоны с низкой радиацией.

Известно, что на производительность труда может повлиять стресс, возникающий в случае производства работ в условиях высокого уровня радиации. Для снижения потенциального воздействия мощности дозы на технические показатели работы персоналу необходимо пройти специальное обучение.

Анализ данных, касающихся выполнения некоторых специализированных операций по техническому обслуживанию в различных радиологических условиях, указывает на еще один вид воздействия мощности дозы, который можно назвать «эффектом небрежности»: оказывается, чем меньше доза облучения на рабочем месте, тем больше времени затрачивается на выполнение работы. Это доказывает необходимость осуществления точной оценки коллективной дозы перед началом каждой работы с учетом фактической мощности дозы на рабочем месте, а также необходимость должного информирования работников перед началом работ.

Одно из эффективных средств ALARA — использование форм анализа работ или контрольного списка, позволяющих контролировать основные факторы, которые могут повлиять на выполнение работ. Например, на станции «Куберг» (Южная Африка) группой ALARA с обязательным участием лиц, ответственных за выполнение работ, проводится предварительный анализ работ, при производстве которых прогнозируемая доза превышает 30 чел.· мЗв, а также работ, которые будут выполняться на участках с высокой мощностью дозы. Во внимание принимаются и радиологические аспекты (источники, загрязненность, мощность доз и т. д.), и организационные, и технические (обучение персонала, оборудование и специальные инструменты, рабочие условия, средства защиты и пр.) [11].

Для обеспечения регулярного контроля со стороны службы радиационной защиты, особенно при выполнении работ, изменяющих радиационные условия, в порядок работ могут быть включены «точки сдерживания радиационной защиты» — меры, требующие прямого вмешательства руководства для удовлетворительного завершения какого-либо этапа или работы. Цель таких точек — заставить работника прервать работу до тех пор, пока специалист по радиационной защите не осуществит проверку радиологических условий.

На станции «Клинтон» (США) «точки сдерживания радиационной защиты» устанавливаются при выполнении рабочей операции, которая может вызвать значительное увеличение мощности дозы на участке работы (например, выше 10 мЗв/ч) или стать причиной неконтролируемого выброса в окружающую среду. При этом работник должен получить письменное разрешение специалиста по радиационной защите на продолжение работы.

Как один из способов радиационной защиты можно рассматривать использование разрешений на работу в радиационно-опасной обстановке (наряд-допуск) [3]. Во-первых, для выдачи нарядов-допусков необходимо осуществить планирование и прогнозирование требуемых мер радиационной защиты. Во-вторых, персонал службы радиационной защиты получает информацию обо всех планируемых работах в зоне контроля и следит за ходом работ во время остановки в работе станции. В-третьих, информация, содержащаяся в разрешениях, знакомит бригадиров и рабочих с радиационной обстановкой на их участке работы. В-четвертых, разрешения на работу в радиационно-опасной обстановке можно использовать для контроля (и следовательно, ограничения) доступа. Такие разрешения могут служить базой данных о дозах, связанных с выполнением конкретных работ.

Важное значение для поддержания доз на разумно низком уровне в соответствии с принципом ALARA имеет также тщательное составление графиков работ и их анализ, ведь дозы облучения можно снизить без каких-либо затрат, правильно определив порядок работ и сроки их выполнения. Необходимо планировать работы так, чтобы извлечь пользу из других работ, которые уже выполняются или же недавно закончены.

Другим важным моментом является планирование установки временных защитных экранов. На станции «Клинтон» разработана специальная процедура по их конструированию и использованию. Каждый, кому требуется временный защитный экран, заполняет специальную заявку и направляет ее в группу ALARA, которая принимает решение о том, какой тип защитного экрана требуется установить. После установки защитного экрана специалист по радиационной защите проводит исследование и документально свидетельствует фактическое снижение дозы и изменение радиационной обстановки на участке. По завершении работы на участке группа ALARA дает разрешение на демонтаж защитного экрана.

Для поддержания низкой мощности доз на участках работ необходимо оборудовать промежуточное хранилище с защитным экраном для удаления образовавшихся радиоактивных отходов, а сам процесс удаления РАО, особенно высокоактивных, нужно тщательно готовить и планировать.

К работе в радиационно-опасных зонах лучше подготовлены те, кто прошел обучение на макетах: они выполняют операции быстрее, тем самым уменьшая дозу облучения. Эффективность обучения напрямую связана с выполнением следующих трех условий:

макет должен быть выполнен в натуральную величину и находиться в обстановке, приближенной к рабочей;

физические ограничения и условия (леса, защитные экраны и т. д.) должны быть установлены, как при выполнении реальной работы;

работники должны использовать соответствующие средства индивидуальной защиты.

При техническом планировании могут использоваться визуальные средства: физические масштабные модели, изображения, видеозаписи или специальные компьютеризированные цифровые графические базы данных. Изображения можно сопровождать информацией о радиационной обстановке.

Снижение расходов, времени и дозы зависит от:

1) эффективного контроля за рабочим процессом (способствует достижению целей, поставленных на стадии планирования работ);

2) предоставления работникам необходимой информации, как радиологической, так и в отношении конкретной работы (способствует снижению дозы облучения);

3) получения информации по обратной связи (способствует управлению работами в реальном времени и облегчает подготовку аналогичных работ, которые будут проводиться в будущем);

4) мотивации работников.

В целях предотвращения незапланированного облучения рекомендуется устанавливать ограничения индивидуальной дозы и проверять дозы работников на выходе из зон радиационного контроля. На станции «Клинтон» при получении дозы, превышающей 0,5 мЗв за один вход/выход, в помещении службы радиационной защиты рядом с главным входом отображается сигнал тревоги. В таком случае работник должен обратиться к персоналу радиационной защиты. Если предполагаемая доза, указанная в разрешении на работу в радиационно-опасной обстановке, превышает 10 чел.· мЗв, а работник получил дозу, превышающую 80 % указанной величины, в компьютерной системе появляется соответствующее извещение. Если фактическая доза достигла 100 % предполагаемой, необходимо обратиться к персоналу радиационной защиты. Если фактическая доза превышает 150 % предполагаемой, ему запрещается вход в зону контроля.

На станции «Рингхалс» (Швеция) сигнал тревоги, предназначенный для запрета входа любого лица в зону контроля, срабатывает при дозе в 2 мЗв, которая определяется с помощью электронного дозиметра. Однако предельная доза, при которой срабатывает сигнал тревоги, может быть увеличена в случае выполнения работ, связанных с более высокими дозами облучения. Если работник во время выполнения работ получает дозу, превышающую 1 мЗв, его имя высвечивается на экране компьютера в диспетчерской службы радиационной защиты в момент его выхода из зоны контроля [8].

На станции «Филиппсбург» (Германия) предельная персональная доза, полученная за один вход в зону контроля, обычно составляет 0,5 мЗв в день, но может быть изменена службой радиационной защиты в зависимости от предполагаемой и одобренной дозы для работы, которую необходимо выполнить во время данного входа в зону [9].

На станции «Куберг» (Южная Африка) координатор ALARA проводит расследование, если в течение одного дня работник получает незапланированную индивидуальную дозу, превышающую 2 мЗв.

Очень важна роль инспекторов и руководителей работ, контролирующих ход их выполнения. Чтобы контроль был эффективным, руководитель работ должен проводить достаточно времени на участках и находиться в курсе всех проблем, а между инспекторами и группой по радиационной защите необходимо поддерживать тесное сотрудничество [11].

Контроль над входом в зону контроля и количеством проведенного в ней времени предназначен для избежания излишних доз. С помощью электронных средств его можно осуществлять посредством выдачи разрешений на работу в радиационно-опасной обстановке, которые дают право на доступ в зону контроля только в тот день, на который они выданы. Если же разрешение рассчитано на достаточно долгое пребывание, подобная система контроля доступа может оказаться недостаточной, и в таком случае рекомендуется назначить человека, который контролировал бы доступ в эту зону.

Еще одна задача управления работами во время их выполнения состоит в том, чтобы предоставить работникам всю необходимую информацию и характеристику рабочего участка в целях снижения транзитных доз, т. е. доз, получаемых работником за время его прохождения к месту работы. Подробные план-карты, вывешенные у входа в здание ядерной установки, могут помочь уменьшить время, затрачиваемое работниками на то, чтобы добраться до места выполнения работы по безопасному маршруту. Информация относительно мощности доз также полезна, особенно если по пути следования имеются участки повышенной радиоактивности.

При проведении оценки работы следует применять разнообразные исходные данные и показатели, например наряду с показателем распределения коллективной дозы и индивидуальной дозы — такие показатели, как трудоемкость, численность персонала, продолжительность работы, необходимость повторного выполнения работы, задержки и трудности и т. д. Данные анализа ALARA до начала и по завершении работы, данные за прошлый период и данные с других участков используются для сравнительной оценки показателей.

Важное значение имеет подготовка отчетов о ходе работ, которые включают в себя технические данные и данные по радиационной защите. Такие отчеты должны содержать анализ причин отклонений от требуемых результатов (положительных или отрицательных), рекомендации по усовершенствованию, примеры положительного опыта и распространяться среди всех лиц, задействованных в работах.

После завершения работ рекомендуется провести одно или несколько совещаний, посвященных анализу их выполнения,

определению последующих необходимых мероприятий и назначению лиц, ответственных за их осуществление.

Опыт применения ALARA-методологии активно использовался при управлении работами по снятию с эксплуатации на АЭС в Козлодуе (Болгария). Поддержание облучения персонала на уровне ALARA требовало тщательной инженерной, технической и административной подготовки наиболее ответственных операций в контролируемой зоне [12], включая:

создание дозиметрических карт в зонах работ;

компьютерное моделирование планируемых операций;

оценку необходимости применения контрмер для снижения фона — дезактивации, установления передвижной защиты, использования дистанционного инструмента, дополнительных вентиляционных мощностей, дополнительных ограничительных зон и т. д.; в этом случае стоимость контрмер сопоставлялась с выигрышем в снижении коллективной дозы (cost-benefit анализ);

тщательный учет опыта однотипных операций, который анализировался для выполнения подобных операций в дальнейшем.

Компьютерное моделирование оказалось эффективной технологией для подготовки операций в сложных условиях, таких как высокие уровни доз и большое количество подвергающихся облучению работников. Моделировались следующие составляющие: геометрия и механические характеристики (толщина, материал и пр.) оборудования; распределение источников; организация выполнения задач (время выполнения операций, передвижения работников и т. д.). Были построены трехмерные компьютерные модели элементов оборудования первого контура и вспомогательных систем; оценены отложения активности на этих элементах оборудования энергоблоков; построены изодозные кривые вокруг элементов оборудования; рассчитаны индивидуальные дозы в зависимости от специфики работы и продолжительности операций; оценены коллективные дозы; проведены сравнения доз для различных вариантов сценариев проведения работ. В результате моделирования источников рассчитаны прогнозные дозы облучения персонала при выполнении работ без проведения и с проведением дезактивации; выявлены наиболее опасные места; продумана стратегия выполнения работ; установлены коэффициенты дезактивации для различного оборудования в зависимости от вклада в дозу; на основании расчетных значений мощности дозы установлены контрольные уровни мощности дозы на рабочих местах, контрольные уровни суточных индивидуальных и коллективных доз персонала; выбраны инструменты с дистанционирующими ручками и средства индивидуальной защиты; составлен план мониторинга работ и радиационного контроля.

На стадии подготовки отслежена дозиметрическая история персонала, привлекаемого к работам в контролируемой зоне. К фактическим индивидуальным и коллективным дозам добавлены дозы, полученные расчетным путем при планировании работ. Проанализировав имевшиеся превышения, сделаны корректировки персонального состава бригад, подготовленных для выполнения радиационно-опасных работ.

Выводы

Многолетний международный опыт по внедрению принципа оптимизации радиационной защиты в практическую деятельность регулирующих органов и эксплуатирующих организаций свидетельствует о том, что его использование позволит более эффективно управлять радиационной безопасностью при проведении работ по снятию с эксплуатации энергоблоков АЭС Украины. В соответствии с целями ALARA политика в отношении индивидуальных и коллективных доз персонала АЭС, снимаемой с эксплуатации, должна основываться на двух ключевых аспектах:

1) *регулирующей деятельности* по внедрению принципа оптимизации, охватывающей:

выработку политики регулирующего органа, сформированной на гибких методах регулирования и консультаций, которая предоставляет свободу эксплуатирующей организации оптимально строить производственный процесс с целью соблюдения требований норм и правил;

установление критериев для ведения деятельности по оптимизации и критериев эффективности примененных мероприятий;

2) *деятельности эксплуатирующей организации* по оптимизации радиационной защиты, охватывающей:

тщательную подготовку работ с изучением всех деталей;

использование опыта подобных работ;

контроль над процессом выполнения работ;

оценку опыта и выработка корректирующих мер.

Список литературы

1. Закон України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку» від 08.02.95 № 39/95-ВР.

2. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97): Державні гігієнічні нормативи: ДГН 6.6.1-6.5.001-98 / Комітет з питань гігієнічного регламентування; Нац. комісія з радіаційного захисту населення України. — К., 2000. — 135 с.

3. Носовский А. В., Богорад В. И., Слепченко А .Ю. и др. Радиационная безопасность и защита на атомных электрических станциях: Монография / Под ред. А. В. Носовского. — Х.: Оберіг, 2008. — 356 с. — (Серия «Безопасность атомных станций»).

4. Носовский А .В. Досвід зняття з експлуатації енергоблоків атомних електричних станцій // Наукові вісті НТУУ «КПІ». — 2003. — № 5 (31). — С. 27—35.

5. Положительный опыт при управлении работами: Руководство, подготовленное для Комитета по радиационной защите и охране здоровья АЯЭ группой экспертов ISOE по воздействию управления работами на профессиональное облучение. — 1996.

6. ШиберК. Радиационная защита и организация остановок в работе блоков на АЭС Клинтон (США): Доклад CEPN R-229, сентябрь 1994 г.

7. Шибер К. Общее введение к управлению работами на примере опыта Франции и международного опыта: Практикум по оптимизации радиационной защиты при проектировании и эксплуатации АЭС, сентябрь 1997 года, Прага.

8. Маржери Г., Шибер К. Радиационная защита и организация остановок в работе блоков на АЭС Рингхалс (Швеция): Доклад CEPN R-232, сентябрь 1994 г.

9. Маржери Г., Шибер К. Радиационная защита и организация остановок в работе блоков на АЭС Филиппсбург (Германия): Доклад CEPN R-231, сентябрь 1994 г.

10. Шибер К. Оптимизация радиационной защиты и организация работ: Доклад CEPN R-227, сентябрь 1994 г.

11. Маржери Г., Лефор К. Радиационная защита и организация остановок в работе блоков на АЭС Куберг (ЮАР): Доклад CEPN R-230, сентябрь 1994 г.

12. Phare Project BG 9809-02-03. Radiation protection concept (RPC). — Козлодуй, Болгария, 2003.

Надійшла до редакції 04.08.2009.

УДК621.039.586:004.942+532

Вахид Хасани Могаддам,
И. В. Казачков

Национальный технический университет Украины «Киевский политехнический институт»

Особенности распространения и фрагментации струй расплава кориума в подреакторном бассейне охладителя во время тяжелых аварий на АЭС

Дан анализ взаимодействия струй расплава кориума с охладителем в подреакторном бассейне пассивных систем защиты от тяжелых аварий на АЭС. Рассмотрены особенности внедрения струй в бассейн охладителя в зависимости от отношения плотностей, вязкостей расплава и жидкости в бассейне, а также других физических свойств и факторов.

Вахід Хасані Могаддам, І. В. Казачков

Особливості розповсюдження та фрагментації струменів розплаву коріума в підреакторному басейні охолоджувача під час тяжких аварій на АЕС

Наведено аналіз взаємодії струменів розплаву коріума з охолоджувачем у підреакторному басейні пасивних систем захисту від тяжких аварій на АЕС. Розглянуто особливості проникнення струменів у басейн охолоджувача в залежності від співвідношення густин, в'язкостей розплаву та рідини в басейні, а також інших фізичних властивостей та факторів.

Одной из пассивных систем защиты от тяжелых аварий является подреакторный бассейн с водой, который должен принять струю расплава, а после ее разрушения на капли, последующего их охлаждения и застывания — удерживать частицы в охлаждаемом состоянии достаточно длительное время [1—3]. Распространение ламинарных и турбулентных струй в жидких и газообразных средах, а также вопросы устойчивости таких струй и их распада (диспергирование) были в фокусе внимания исследователей на протяжении последних двух столетий. В нашем случае изгибные возмущения тонких струй [3—5] важны для определения особенностей распада струй на фрагменты вследствие роста изгибных возмущений оси струй, поскольку этот процесс определяет глубину проникания струи в подреакторный бассейн с водой, а также размер частиц топлива. Так, в диапазоне чисел Рейнольдса $5{\cdot}10^3 \div 2{\cdot}10^6$, чисел Вебера $235 \div 2{,}7{\cdot}10^5$ и при отношениях плотностей жидкости и газа в пределах 690—860, в условиях малого непосредственного влияния вязкости (например, число Онезорге не превышало $5{,}3{\cdot}10^{-3}$) наблюдалось три типа распада струй:

Рэлей-неустойчивость при малых числах Вебера и Рейнольдса;

турбулентный распад при умеренных числах Вебера;

аэродинамический сдвиговый режим распада при больших числах Вебера.

Турбулентный распад имеет основную моду распада (первую гармонику), соизмеримую с диаметром струи, а аэродинамический сдвиговый распад зависит от уровня аэродинамического воздействия на струю и его вида. В целом моды колебаний и типы распада струй довольно разнообразны, как и дисперсионный состав получаемых при этом капель (частиц — после застывания расплава) и фрагментов [3—23]. Например, глубина проникания неразрушенной части струи и виды распада круглых струй жидкости в неподвижной газовой среде при нормальных атмосферных условиях и температуре исследовались для оценки длины сплошной и дисперсной частей струй, а также видов и особенностей дисперсий и их распределения по размерам [8—21]. Дисперсионный состав капель существенно влияет на тепловое состояние капель, особенно при их интенсивном охлаждении и застывании, как в случае с расплавом кориума при тяжелых авариях на АЭС.

Так, ранние исследования длины нераспавшейся части жидкого цилиндра в спокойной воздушной среде по данным [10, 17, 18] выявили корреляцию длины нераспавшейся части струи на основе анализа размерности. Впоследствии этот результат получили на основе механистического анализа [23]. Формирование капель и их размеры определяли на основе анализа вихревого разрушения свободной поверхности струй и отделения таких вихрей от струй. Разумная корреляция теории и эксперимента была получена, хотя многие физические явления, связанные с устойчивостью и распадом струй, остались недостаточно хорошо изученными, и в частности каплеобразование, тогда как оно в значительной мере предопределяет процесс распространения дисперсной системы капель в среде и, особенно, — закономерности охлаждения, дальнейшего дробления и застывания капель в частицы. Последнее явление служит ключевым моментом в оценке протекания тяжелой аварии, поскольку интенсивность охлаждения расплава кориума и вид получаемых после застывания частиц обусловливают особенности дальнейшего поведения топливных масс и в конечном итоге — завершающую стадию тяжелой аварии. После распада струи на капли описание поведения дисперсной массы еще более усложняется. Облако капель и в дальнейшем частиц (после застывания в результате охлаждения)

имеет хаотически широкий дисперсионный состав и не поддается точному описанию, тогда как в протекании тяжелой аварии этот процесс крайне важен. Процессы развития неустойчивости струй и их распада изучены достаточно подробно, но только не завершающая стадия этого процесса — каплеобразование в результате распада струи на капли (фрагменты). Эта задача отличается особой сложностью, связанной с неопределенностью исходных данных для процесса каплеобразования после распада струи и сложностью поведения деформируемых свободных поверхностей капель.

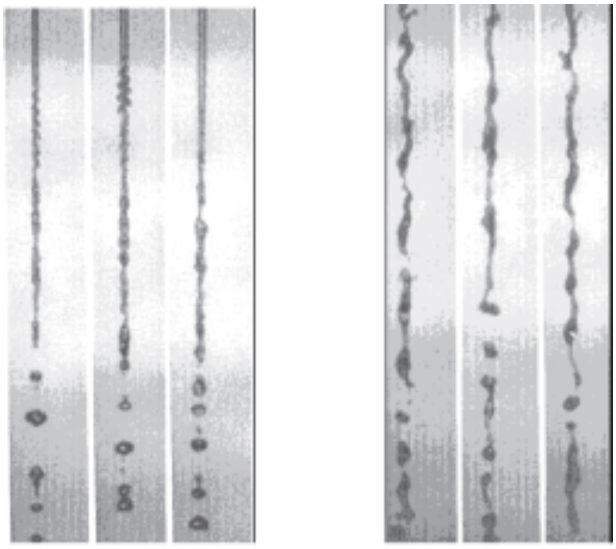
Основные результаты и нерешенные проблемы

В некоторых работах задачи внедрения струй в бассейн и распада струй в результате неустойчивости решались экспериментальным путем [6—8], например с использованием одно- и двухимпульсной теневой техники и голографии. В качестве источников света применялись два лазера сдвоенной частоты (модель Spectra Physics GCR-130 с длиной волны 532 нм и длительностью импульса 7 нс, мощностью до 300 МДж на импульс), что позволило производить импульсы со скважностью до 100 нс (измерялись цифровым осциллоскопом).

Экспериментальные исследования. Параметры и условия экспериментов по распаду жидких струй в воздухе приведены ниже:

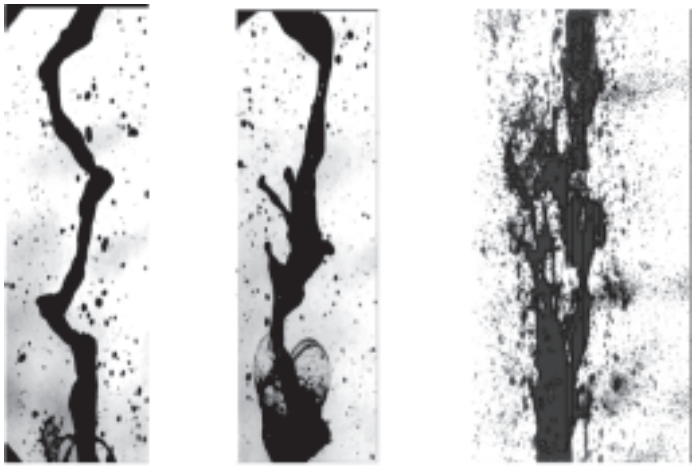
Жидкости	Вода, этанол
Начальный диаметр струи	1,9; 4,8; 8,0 мм
Средняя скорость истечения струи	3—40 м/с
Отношения плотностей жидкость/газ	860 (вода), 690 (этанол)
Число Рейнольдса по струе на выходе	5000—200000
Число Вебера	235—270000
Число Онезорге	0,0015—0,0053
Безразмерная длина струи (к диаметру)	50—300

Результаты экспериментальных исследований представлены на рис. 1, 2. Малые числа Онезорге свидетельствуют



а *б*

Рис. 1. Пульсационные теневые фото Рэлеевского распада в воздухе круглых водяные струй диаметром $d = 1{,}9$ мм при:
а — малых числах Вебера (Re = 5030, We = 235);
б — умеренных числах Вебера (Re = 13690, We = 1670)



а *б* *в*

Рис. 2. Пульсационные теневые фото больших изгибных возмущений струй воды диаметром $d = 4{,}8$ мм, при больших числах Вебера:
а, *б* — на расстоянии 1040 мм от среза сопла (Re = 97100, We = 33100);
в — на расстоянии 1300 мм от среза сопла (Re = 129000, We = 271000)

о незначительном влиянии вязкости жидкостей на распад струй. Полученные данные измерений показали хорошее соответствие ранее проведенным экспериментам [11, 23].

Регистрация и обработка данных. Теневые фото снимали, используя 100—125-миллиметровый формат пленки с увеличением до 7,1 камерой с фокусировкой на средней плоскости струи. Фотографии получены с открытым затвором камеры в темной комнате, так что продолжительность лазерного импульса управляла экспозицией и была достаточно малой, чтобы остановить жидкую поверхность и движение капли. Использование различных уровней импульсов позволило получить хорошее разрешение. Данные получены обработкой фотографий на компьютерно управляемой x—y траверсной системе. Экспериментальные данные по касательным и нормальным скоростям, обобщенные по более чем 40−240 каплям, использовались для вычисления среднемассовых скоростей. Неопределенность экспериментальных данных (95 % доверительный интервал) не превышала 5 % и 20 % для касательных и нормальных к траектории скоростей, соответственно. Окончательно осредненные касательные и нормальные скорости найдены суммированием соответствующих скоростей 40−400 капель с неопределенностью экспериментов (95 % доверие) менее 20 %. Неопределенность экспериментальных измерений лимитировалась ограничениями конкретных случаев. Закрутка струи с доминантной модой 4 продемонстрирована на рис. 3.



Рис. 3. Возмущение струи с закруткой (доминантная мода 4)

Вычислительный эксперимент. На рис. 4 представлены результаты вычислительного эксперимента по распаду струи церробенда в воде вследствие изгибных возмущений оси

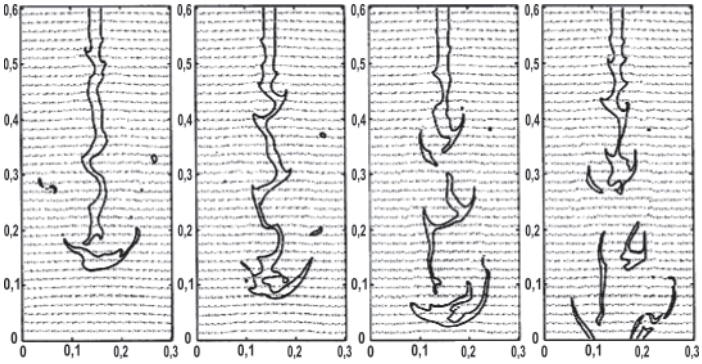


Рис. 4. Струя диаметром 25 мм с начальной скоростью 3 м/с

струи, проведенного с использованием кода SIPHRA в KTH, откуда видно, что фрагменты разрушенной струи могут быть вытянутыми, длинными. Из-за потери устойчивости эти фрагменты будут в дальнейшем разрушены аналогично струям.

Основные нерешенные проблемы, имеющие важное значение для систем пассивной защиты АЭС от тяжелых аварий, связаны с определением длины нераспавшейся части струи в бассейне, взаимного влияния параметров на эту величину, размера и формы получаемых при распаде струи капель, глубины проникания струи в бассейн и размеров области смешения струи с жидкостью в бассейне, влияния испарения воды в бассейне на закономерности распространения струи и ее распад на капли. Их решение поможет правильно выбрать требуемые размеры бассейна и дисперсный состав частиц, получаемых при охлаждении струй расплава в бассейне охладителя

Точность моделей внедрения струй в бассейн

Неустойчивость Рэлея—Тэйлора. Еще Вебер (1931), анализируя Рэлеевскую неустойчивость струй, получил простое соотношение длины нераспавшейся части струи к ее диаметру [11]:

$$L_c/d = C_r \mathrm{We}^{1/2}, \quad (1)$$

где C_r — эмпирический параметр, имеющий порядок единицы.

Грант и Миддлеман уточнили эту формулу [22, 23]:

$$L_c/d = 8{,}51\,\mathrm{We}^{0{,}32}. \quad (2)$$

Из анализа данных получено [6, 7, 16]:

$$L_c/d = C_b\,(\rho_l/\rho_g)^{1/2}, \quad (3)$$

где C_b — эмпирический параметр; ρ_l/ρ_g — отношение плотностей жидкости и газа.

В формуле (1) $C_r = 5$ для диапазона чисел Вебера We < 400, для We = 100÷10000 наилучшее соответствие получается при $C_r = 2{,}1$ с коэффициентом стандартного отклонения C_r, равным 0,2 в диапазоне We = 670÷13700. Наилучшее соответствие формулы (2) для струи этанола в воздухе, основываясь на корреляции (3), получено в виде $L_c/d = 11{,}0\,(\rho_l/\rho_g)^{1/2}$ с коэффициентом стандартного отклонения C_b, равным 0,3 в диапазоне We > 30000. Другая корреляция получена для струи воды в воздухе (рис. 5 [6]). Несмотря на различие в отношении плотностей жидкостей, разница между этими двумя случаями, как видно из представленных данных, находилась в пределах погрешности измерений.

Гидравлический диаметр d_h для круглых струй совпадает с диаметром струи. Здесь представлены средние скорости вдоль течения струи и поперечные скорости в связи с распадом турбулентной струи жидкости в газе. Измеренные скорости включали осредненные во времени локальные скорости на поверхности струи вдоль течения, отнесенные к скорости истечения струи ($\bar{u}_s/u_0$), и осредненные среднемассовые скорости вдоль и поперек течения струи для капель после турбулентного распада струи, отнесенные к локальной осредненной по времени скорости жидкой поверхности ($\bar{u}/\bar{u}_s$, $\bar{v}/\bar{u}_s$). Результаты приведены как функции продольной координаты, корреляции осредненного диаметра Сотье (диаметр капли, имеющей то же соотношение площади поверхности к занимаемому объему для распыла как целого [24]), $x/(\Delta\mathrm{We}^{0,5})$. Кроме того, представлены пределы неразрушенной части струй как для режима распада струй из-за изгибных возмущений, так и для распада турбулентных струй. Причем изгибный распад струй представлен как область (полоса), поскольку для них неспецифично представление в координатах $x/(\Delta\mathrm{We}^{0,5})$. На рис. 5 приведены два набора измерений для различных скоростей: измерения для почти плоских струй (кольцевых) [19] и для круглых струй [6].

Очевидно, что представленные в таком нормализованном виде данные для турбулентных круглых и плоских струй практически неразличимы. Причем отношение $\bar{u}_s/u_0$ почти не зависит от расстояния вдоль струи и составляет 0,89 с дисперсией данных порядка 0,04. Аналогично средняя скорость капель вдоль течения струи близка к скорости струи и приближенно равна $\bar{u}_s/u_0$ =0,88 с дисперсией данных порядка 0,03 на протяжении всего участка неразрушенной части струи.

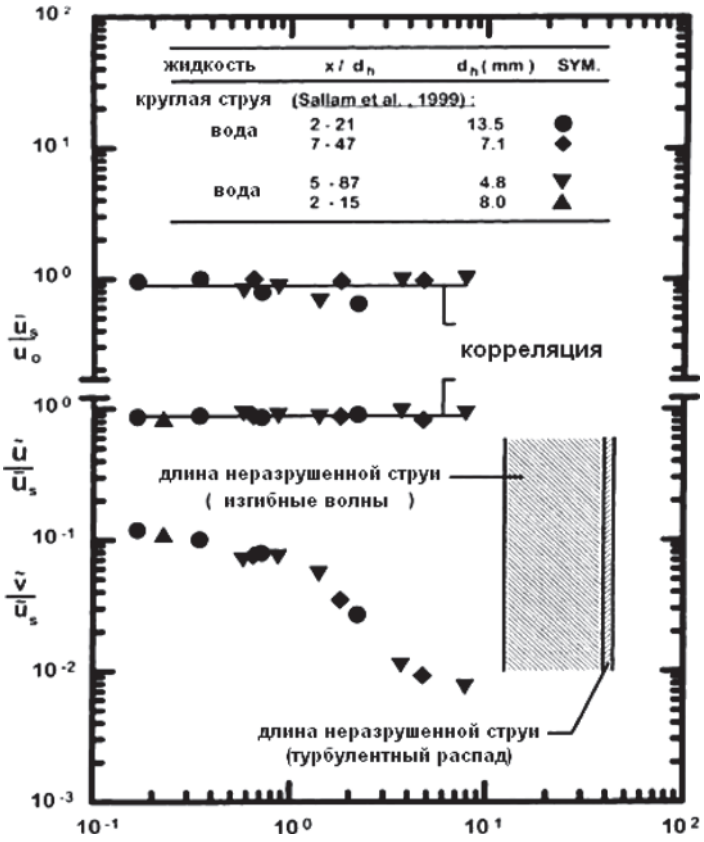


Рис. 5. Средние поверхностные скорости струи

Модель объемной жидкости (VOF-модель). Среди множества моделей для описания многокомпонентных потоков [25—31] для рассматриваемого процесса хорошо подходит, например, модель объемной жидкости [30] (VOF-модель). Она предназначена для расчета взаимодействия многокомпонентных несмешивающихся жидкостей и позволяет отследить изменение межфазовых границ между фракциями смеси. В VOF-модели для представления каждой фракции вводится дополнительная переменная, обозначающая содержание данной фракции в расчетной ячейке. Сумма всех переменных в пределах конечного объема равна 1. Теплофизические свойства можно задавать для каждой фракции отдельно в зависимости от температуры. Теплофизические свойства жидкости, использующиеся в уравнениях неразрывности и импульса, определяются с учетом всех фракций жидкости, присутствующих в расчетном элементе. Например, плотность в расчетном элементе вычисляется по формуле

$$\rho = \sum_{i=1}^{n} \alpha_i \rho_i, \qquad (4)$$

где α_i, ρ_i — объемное содержание и плотность i-й фракции; n — количество фракций.

Одну газовую фракцию решатель программы позволяет назначить сжимаемой, т. е. ее плотность будет зависеть от температуры и давления среды. Уравнения неразрывности в VOF-модели [30] применяются для каждой из фракций жидкости. Для i-й фракции это уравнение имеет следующую форму:

$$\frac{\partial \alpha_i}{\partial \tau} + \nabla \cdot \overline{w} \alpha_i = \frac{S_{\alpha_i}}{\rho_i}, \qquad (5)$$

где S_{α_i} — массовая добавка (источник массы, используется в модели кипения/конденсации) i-й фракции; τ — время; $\overline{w}$ — вектор скорости; ρ_i — плотность i-й фракции; $\nabla \cdot \overline{w} = \frac{\partial w_x}{\partial x} + \frac{\partial w_r}{\partial r} + \frac{w_r}{r}$ — оператор дивергенции для двумерной осесимметричной системы, в которой x — продольная координата, r — радиальная координата цилиндрической системы координат (r, φ, x), где φ — угловая координата.

Уравнение импульса в VOF-модели применяется для описания всех фракций жидкости одновременно, и теплофизические свойства, используемые в уравнении, определяются аналогично выражению (5) для определения плотности среды. Уравнение импульса в VOF-модели имеет следующий вид:

$$\frac{\partial (\rho \overline{w})}{\partial \tau} + \nabla \cdot (\rho \overline{w} \overline{w}) = -\nabla p + \left[\mu \left(\nabla \overline{w} + \nabla \overline{w}^T \right) \right] + \rho \overline{g} + S, \qquad (6)$$

где $\overline{g}$ — вектор гравитации (в данной задаче направлен по направлению оси x); μ — коэффициент динамической вязкости среды; p — гидростатическое давление; S — пористость среды.

Уравнение энергии в VOF-модели, аналогично уравнению сохранения количества движения, применяется для описания всех фракций жидкости одновременно:

$$\frac{\partial (\rho E)}{\partial \tau} + \nabla \cdot \left(\overline{w} (\rho E + p) \right) = -\nabla \cdot \left(k_{eff} \nabla T \right) + q_v, \qquad (7)$$

где T — температура; q_v — объемное энерговыделение (используется в модели кипения/затвердевания) для учета скрытой энергии фазового перехода); k_{eff} —эффективный коэффициент теплопроводности.

Техника энтальпийной пористости. В алгоритмах расчета затвердевания/плавления компонент жидкости используется техника энтальпийной пористости, согласно которой границу расплав — твердое тело не определяют явно, а рассматривают три зоны: «твердую», «мягкую» и «жидкую». Количество жидкой фазы в элементе представлено переменной, которая определяет долю расплавленного объема материала в элементе по отношению к полному объему элемента (пористость элемента). В «жидкой» зоне доля жидкой фазы и пористость элемента равна единице. В полностью затвердевших областях пористость равна нулю: скорость движения жидкости в этих областях тоже становится нулевой. «Мягкая» зона — это область, в которой пористость системы находится в диапазоне между 0 и 1. Математические модели теплогидравлических процессов включают уравнения (4)—(7) с соответствующими начальными и граничными условиями в каждом конкретном случае. Целью проведения вычислительных экспериментов по данным моделям являются:

определение характера взаимодействия расплавленной топливной композиции с водой;

определение закономерностей фрагментации струи расплава в ходе ее взаимодействия с водой;

определение полей температуры и давления в системе «пар — вода»;

сравнение полученных результатов с экспериментальными данными и установление адекватности построенной математической модели.

В проведенных вычислительных экспериментах [32] исследовались процессы, протекающие в первые 10 секунд взаимодействия расплава с водой. Эволюция изменения поля плотности показана на рисунках. В расчетах с использованием герметичной системы «емкость — тигель» получено, что при входе струи расплава в воду парообразование невелико. От удара о дно бассейна струя расплавленной топливной композиции начинает фрагментироваться (рис. 6, *а*, 7, *а*). Полученные капли высокотемпературного расплава значительно увеличивают площадь контакта топлива с водой, вызывая интенсивное кипение воды. Образовавшийся пар поднимает воду вверх, действуя подобно поршню (рис. 6, *б*). В ходе этого процесса общий уровень бассейна значительно повышается, давление в емкости превышает давление в тигле, пар периодически начинает заходить в полость тигля, затормаживая слив кориума (рис. 6, *б, в, г*), тем самым уменьшая скорость слива расплава.

В дальнейшем столб воды, подброшенный паром, начинает двигаться вниз, пузыри пара, проходя через слой воды, частично конденсируются, и в емкости образуется пароводяная смесь (рис. 6, *г, д*), которая постепенно начинает оседать на дно. В момент образования пароводяной смеси значительная масса расплава находится в тигле (рис. 6, *д*). Далее интенсивность взаимодействия снижается, пароводяная смесь стратифицируется, на дне емкости начинает формироваться слой нефрагментированного расплава (рис. 6, *д, е*). В расчетах установлено, что количество фрагментированного кориума составляло 33 кг (60 % общей массы кориума). При движении в воде поверхность струи расплава неустойчива. Это объясняется тем, что вода при контакте с расплавом вскипает. Парообразование протекает интенсивно, образованный пар движется с большой скоростью, создает локальные неравномерности давления,

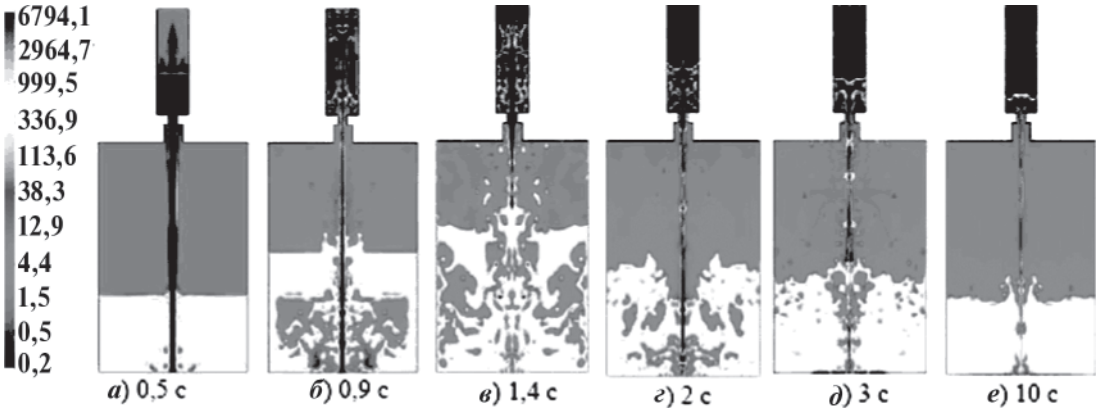


Рис. 6. Изменение поля плотностей, кг/м^3, материалов в герметичной системе

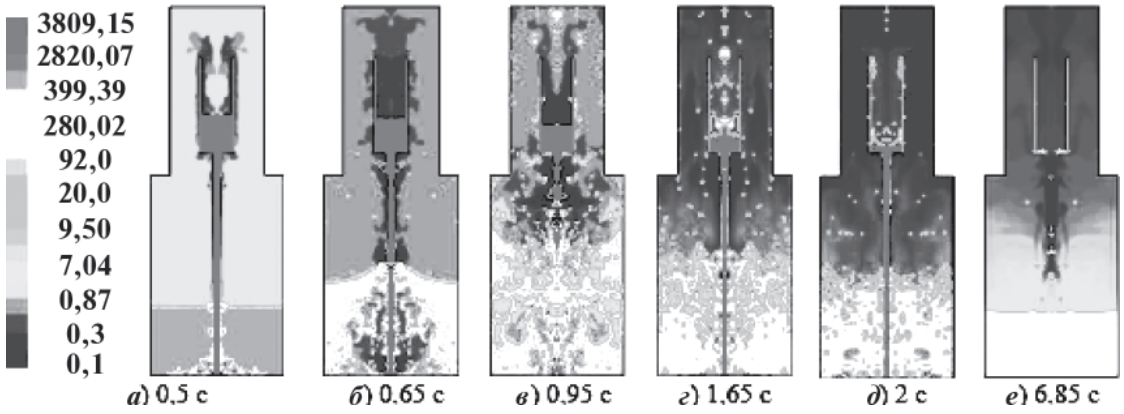


Рис. 7. Изменение поля плотностей, кг/м^3, материалов в негерметичной системе

возмущая свободную поверхность струи. Далее рост неустойчивых возмущений поверхности струи приводит к ее распаду на капли (фрагментация).

При прохождении струи расплава сквозь пароводяную смесь теплообмен между кориумом и теплоносителем ухудшается, так как пароводяная смесь состоит из пара и воды (пористая среда), скорость струй образованного при кипении пара снижается, что в свою очередь стабилизирует течение кориума. Поэтому с момента образования в устройстве приема расплава (УПР) пароводяной смеси фрагментация расплава становится значительно ниже. Начало процесса взаимодействия расплава с водой (первые 0,5 секунды) в расчетах с негерметичной схемой не имеет отличий от процесса взаимодействия расплава с водой в герметичной системе (рис. 7, *а*). Обнаружено, что по мере развития процессы фрагментации и кипения при взаимодействии расплава с теплоносителем протекают интенсивнее в негерметичной системе. Это объясняется тем, что пар, образовавшийся в результате кипения воды в УПР, сообщается с газом, заполняющим тигель, вследствие чего давление в емкости и тигле выравнивается, ускоряя слив расплава (рис. 7, *б, в*).

Высокая скорость струи расплава интенсифицирует процесс кипения воды. Образовавшийся пар поднимает воду вверх, возрастает площадь взаимодействия воды со струей расплава (рис. 7, *в*). Это улучшает теплообмен между расплавом и водой, приводя к фрагментации и разрушению струи (рис. 7, *в, г*). По результатам расчета в негерметичной системе получено, что в момент образования пароводяной смеси основная масса расплава находится на дне водяного бассейна (рис. 7, *д, е*), т. е. расплав успевает вылиться из тигля до момента образования пароводяной смеси в емкости. Фрагментация струи изменяется в зависимости от состояния теплоносителя (вода, пар, пароводяная смесь), скорости движения струи и давления при сливе расплава, качественно меняя процесс фрагментации. Однако заметим, что на качественные и количественные особенности фрагментации струи расплава большое влияние оказывают также физические свойства расплава кориума (вязкость, коэффициент поверхностного натяжения, теплоемкость, плотность и т. д.), которые могут варьироваться в широком диапазоне, затрудняя оценку происходящих процессов и, следовательно, моделирование сценария развития тяжелой аварии.

Теоретические решения о проникании струй расплава в воду и их сравнение с экспериментом

Тонкие струи расплава кориума в бассейне с водой. Тонкие струи расплава кориума истекают в подреакторный бассейн с водой лишь на протяжении небольшого начального этапа развития тяжелой аварии. Затем разрыв корпуса реактора увеличивается, и струя становится значительной в диаметре. Значит, большая часть аварии будет протекать в режиме истечения толстых (широких) струй кориума в воду. Поэтому важно знать особенности распространения таких струй. Процессы эти отличаются крайней сложностью, поэтому, несмотря на значительные успехи, остается немало проблем, требующих углубленных исследований [3—6, 25—28, 32, 33].

Таблица 1. Отношение плотностей струи и охладителя и число Вебера (по плотности охладителя)

Пары жидкостей		ρ_j/ρ_c	We
Струя	Охладитель		
Вода	Парафиновое масло	1,14	500
Расплав соли	Парафиновое масло	2,4	225
Церробенд	Расплав соли	4,7	25
Церробенд	Вода	9,5	1000
Церробенд	Парафиновое масло	10,8	885

Так, процессы пленочного и взрывного кипения, неустойчивости струй и их фрагментации на капли, дисперсионный состав получаемых капель, их устойчивость и дальнейшее дробление, охлаждение капель, застывание капель и т. д. еще далеко не поняты, нередко даже на качественном уровне. В Швеции для реакторов с кипящей водой (BWR) различные сценарии тяжелых аварий такого рода исследовались Чу с сотрудниками [34], используя пакет прикладных программ THIRMAL-1 (компьютерный код, по западной терминологии). Обзоры механизмов распада струй в изотермических условиях и при пленочном кипении воды можно найти, например, в [3, 33], где представлены также данные по распаду струй. Неустойчивость и распад струй исследовались теоретически в IKE (Штутгарт, Германия) Бюргером с сотрудниками [34], во Франции в проекте CENG (Гренобль) Бертудом с сотрудниками. Взаимодействие расплава с охладителем исследовали экспериментально в Испре (Италия) в проекте FARO и в Германии в проекте PREMIX в известном Исследовательском центре Карлсруе (FzK), используя как прототипные, так и термитные расплавы. А в JEFRI экспериментах IKE (Штутгарт) использовали металл Вуда как модельный расплав и фреон R113 в качестве охладителя.

Подходы к анализу и моделированию струй. Три подхода к анализу распада струй было выделено Т. Н. Динхом [33]:

корреляционный подход, основанный на анализе экспериментальных данных и теории размерностей, который может привести к неверным результатам при экстраполировании на прототипные условия реактора;

одномерные модели, построенные на линейной теории устойчивости, дающей достаточные условия неустойчивости, направленные на изучение физических закономерностей перехода от сплошной струи к капельному потоку (Кельвин—Гельмгольц-неустойчивость за счет касательных напряжений на свободной поверхности, Релей—Тейлор-неустойчивость вследствие возмущения массовых сил, теплогидравлические модели с учетом испарения охладителя). Одномерность слишком сильно упрощает задачу, и поэтому прогресс этих моделей был невелик;

вычислительная гидродинамика, численное решение полных уравнений гидродинамики и теплообмена с учетом процесса перехода сплошной струи в дисперсную систему капель.

В отделе ядерной безопасности Королевского технологического института (KTH) были проведены экспериментальные исследования распада изотермических и неизотермических струй с использованием разных пар моделирующих жидкостей: церробенд — вода, расплав соли — парафиновое масло, вода — парафиновое масло, церробенд — парафиновое масло, церробенд — расплав соли (табл. 1). Температура расплава не превышала 575 K для исключения любой возможности парового взрыва. Диаметр струи варьировался от 2,5 до 25 мм, скорость — до 4 м/с. Сопло помещалось под поверхность охладителя для предотвращения подсоса воздуха струей в бассейн с охладителем, что могло бы снизить возможности визуализации.

В экспериментах с водой и парафиновым маслом температура воды варьировалась от 2 до 99 °C, так что коэффициент динамической вязкости жидкости струи μ_j изменялся в 7 раз (и соответственно число Рейнольдса Re_j). Влияние вязкости охладителя изучалось в экспериментах с парами церробенд — вода и церробенд — парафиновое масло, где вязкость охладителя изменялась на три порядка величины ($\mu_c = 3 \cdot 10 \div 10^{-3}$ для воды и $\mu_c = 0{,}29$ для парафинового масла). В этом случае число Рейнольдса для струи оставалось неизменным, тогда как для охладителя значительно варьировалось (на три порядка). Случай распада струи в неизотермических условиях с кипением охладителя изучался на церробенде при температуре струи 550 K в воде, температура которой близка к температуре насыщения, в качестве охладителя. В большинстве проведенных экспериментов по распаду изотермической струи использовались сплав Вуда (аналогичный церробенду-70) и вода в качестве охладителя [35]. Динх с сотрудниками исследовали значительно более широкий диапазон параметров, влияющих на распад струй [33].

В прототипных условиях взаимодействия расплава с охладителем числа Вебера для воды We_a достигают значений 25000, а числа Рейнольдса для струи расплава и охладителя достигают, соответственно, $2{,}4 \cdot 10^6$ и $1{,}5 \cdot 10^6$. Интересно отметить, что числа Вебера We_a значительно снижаются при расчете параметров охладителя как гомогенизированной смеси кипящей жидкости. Но числа Вебера для случая реактора значительно превышают критические значения порядка 100, когда предсказывается режим распыла струи. Как видно из табл. 1, эти случаи охвачены в экспериментах. При малых скоростях и диаметрах струи воды в парафиновом масле на начальном этапе наблюдалось образование грибовидной головки в передней части струи (рис. 8), которая исчезала по достижении стационарного состояния струи. Это явление не наблюдалось при высоких числах Вебера, когда влияние капиллярных сил мало по сравнению с инерционными силами.

Не наблюдалось распада головной части струи при достаточно высоком отношении плотностей $\rho_j/\rho_c > 2{,}4$, что, по-видимому, связано со снижением давления окружающей среды на головную часть струи. Влияние вязкости жидкости струи оказалось слабым в условиях описанных экспериментов, тогда как при малых отношениях плотностей струи и окружающей жидкости варьирование вязкости окружающей жидкости значительно влияет на режимы распада струй. Отсюда можно заключить, что влияние вязкости струи нивелируется более сильными эффектами от изменения свойств охладителя.

Механизм неустойчивости Кельвина—Гельмгольца. Во многих исследованиях установлено, что распад струй основывается на механизме неустойчивости Кельвина—Гельмгольца, заключающемся в действии сдвиговых напряжений на свободной поверхности струи, которые вызывают деформацию поверхности, приводящую к росту неустойчивых мод колебаний, вызывающих распад струи. Влияние вязкости окружающей жидкости проявляется в том, что

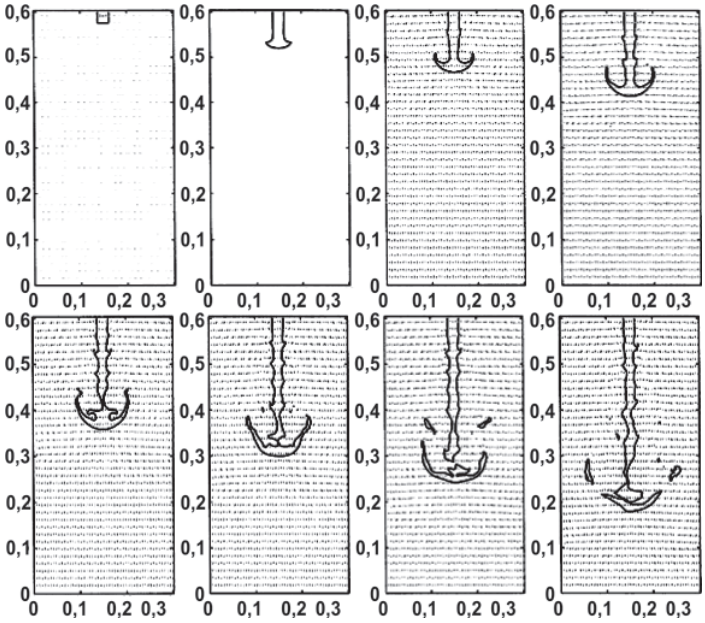
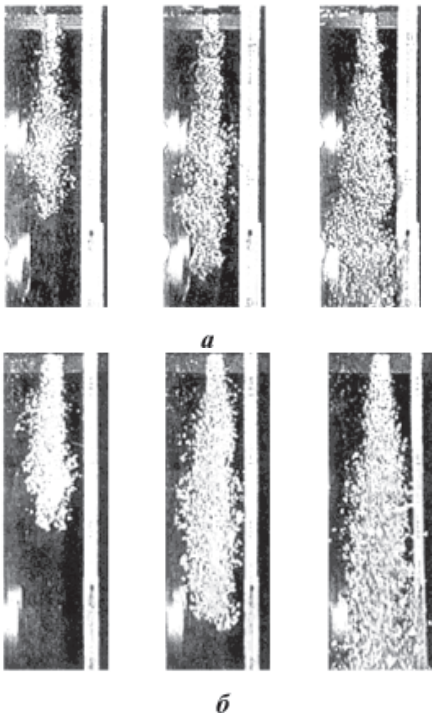


Рис. 8. Образование грибовидной головки струи

в менее вязкой среде облако капель после распада струи шире, тогда как число Вебера по охладителю практически не влияет на распад струи [33], как видно из рис. 9. В диапазонах чисел Вебера $We_a = 50 \div 70$ и $We_a = 800 \div 1000$ существенных различий не обнаружено, что свидетельствует о малом влиянии капиллярных сил окружающей среды на процесс распада струй, где определяющими являются инерционные и капиллярные силы струи. Последние также определяют процесс каплеобразования после распада струи. Исследовалось также влияние теплообмена и фазовых переходов на распад струй в изотермических условиях ($T_j = T_a = 100$ °C) в воде при температурах ниже ($T_a = 20$, 40 °C) и значительно ниже ($T_a = 4$ °C) температуры затвердевания церробенда-70. Начальная температура расплава была $T_j = 100$ °C. Для струй диаметром $d_j = 15$ мм физическая картина распада струй подобна для случаев воды разной температуры, однако размер капель при $T_a = 100$ °C составляет порядка 0,3–0,5 мм, тогда как при $T_a = 4$ °C — уже 3–5 мм. Возможно, это следствие охлаждения струи расплава и быстрого застывания капель при низких температурах охладителя, что препятствует дальнейшему дроблению капель.



а

б

Рис. 9. Эксперименты КТН [33] по распаду струй церробенда $d_j = 25$ мм, скорость струи $u_j = 4$ м/с, $T_j = 100$ °C, $We_a = 1000 \div 1200$:
а — в парафиновом масле с температурой $T_a = 25$ °C,
б — в воде с температурой $T_a = 20$ °C

Выводы

Отношение плотностей струи и окружающей жидкости — важный параметр, влияющий на закономерности распада струй. Например, формула (3) выражает длину нераспавшейся части струи как корень квадратный из отношения плотностей. При малых числах Вебера ($We_a < 100$) аналогичные зависимости были получены на основе анализа неустойчивости Кельвина—Гельмгольца. Для малых отношений плотности участок нераспавшейся части короткий, его длину нельзя однозначно идентифицировать по одной только зависимости от чисел Вебера. Существенны и другие параметры. При падении струй из сопла над поверхностью охладителя значительное количество воздуха вовлекается в слой смешения, что затрудняет визуализацию. Но и в этом случае существенной разницы в поведении струй в слое охладителя и по длине нераспавшейся части струй не обнаружено.

Вязкость струи снижает скорость роста возмущений вследствие диссипации энергии возмущений и сдвигает наиболее быстро растущие волны в сторону больших длин. Так, для водяной струи в воздухе ($d_j = 15$ мм, $u_j = 40$ м/с) увеличение ее вязкости в 10 и 100 раз может снизить скорость роста возмущений в 1,3 и 4 раза, соответственно. Струи тяжелого расплава, характерные для кориума ($\rho_j > 8000$ кг/м^3), обычно устойчивы примерно до значений относительных скоростей $u_{rel} = u_j - u_v > 20$ м/с. Для струй малого диаметра неустойчивость определяется симметричной модой, тогда как для струй большого диаметра ($d_j > 20$ мм) одна из несимметричных мод может определять максимальный рост возмущений и длину наиболее быстро растущих возмущений.

Список литературы

1. *Bolshov L. A., et al.* Numerical models of molten core spreading processes in nuclear reactor safety problems/ Proc. of the 4th Int. Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics.- Operations and Safety. April. — Taipei. — Taiwan. — 1994. — P. 7.

2. *Казачков И. В.* Современное состояние и некоторые проблемы моделирования тяжелых аварий на зарубежных АЭС// Ядерная и радиационная безопасность. — 2003. — № 1. — С. 25–34.

3. *Казачков И. В., Али Хасан Могаддам.* Моделирование теплогидравлических процессов при тяжелых авариях на АЭС: Монография. — К.: НТУУ «КПИ», 2008. — 172 с.

4. *Haraldsson H. O., Kazachkov I. V., Dinh T. N. and Sehgal B. R.* Analysis of thin jet breakup length in immiscible fluids/ Abstr. 3rd Int.

Conf. Adv. in Fluid Mechanics 2000, 24—26 May, Montreal, Canada. — P. 43—47.

5. *Dinh T. N., Bui V. A., Nourgaliev R. R., Okkonen T. and Sehgal B. R.* // Nucl. Eng. and Design. — 1996. — 163. — P. 191.

6. *Sallam K. A., Dai Z., Faeth G. M.* Liquid breakup at the surface of turbulent round liquid jets in still gases // International Journal of Multiphase Flow. — 2002. — 28. — P. 427—449.

7. *Dai Z., Chou W.-H., Faeth G. M.* Drop formation due to turbulent primary breakup at the free surface of plane liquid wall jets// Phys. Fluids. — 1998. — 10. — P. 1147—1157.

8. *De Juhasz K. J., Zahn Jr. O.F., Schweitzer P. H.* On the formation and dispersion of oil sprays// Engineering Experimental Station, The Pennsylvania State University, University Park, PA. — Bulletin No. 40. — 1932.

9. *Ervine D. A., Falvey H. T.* Behavior of turbulent water jets in the atmosphere and in plunge pools/ Proc. Inst. Civ. Eng. — 1987. — 83. — Pt. 2. — P. 295—314.

10. *Faeth G. M.* Spray combustion phenomena/ Proc. Combust. Inst. — 1996. — 26. — P. 1593—1612.

11. *Grant R. P., Middleman S.* Newtonian jet stability/ AIChE J. — 1966. — 12. — P. 669—678.

12. *Hiroyasu H., Shimizu M., Arai M.* The breakup of a high speed jet in a high pressure gaseous environment/ ICLASS-82, University of Wisconsin. — Madison, WI. — 1982.

13. *Hoyt J. W., Taylor J. J.* Waves on water jets// J. Fluid Mech. — 1977. — 88. — P. 119—123.

14. *Hsiang L.-P., Faeth G. M.* Near-limit drop deformation and secondary breakup // Int. J. Multiphase Flow. — 1992. — 18. — P. 635—652.

15. *Lee D. W., Spenser R. C.* Photomicrographic studies of fuel sprays / NACA Technical Note 454. — Washington, DC. — 1933.

16. Mazallon J., Dai Z., Faeth G. M. Primary breakup of non-turbulent round liquid jets in gas crossflows // At. Sprays. — 1999. — 9. — P. 291—311.

17. *McCarthy M. J., Malloy N. A.* Review of stability of liquid jets and the influence of nozzle design// Chem. Eng. J. — 1974. — 7. — P. 1—20.

18. *Phinney R. E.* The breakup of a turbulent jet in a gaseous atmosphere // J. Fluid Mech. — 1973. — 60. — P. 689—701.

19. *Sallam K. A., Dai Z., Faeth G. M.* Drop formation at the surface of plane turbulent liquid jets in still gases// Int. J. Multiphase Flow. — 1999. — 25. — P. 1161—1180.

20. *Schweitzer P. H.* Mechanism of disintegration of liquid jets // J. Appl. Phys. — 1937. — 8. — P. 513—521.

21. *Townson J. M.* Free-Surface Hydraulics, first ed. — Unwin Hyman. — London (Chapter 6). — 1988.

22. *Weber C.* Zum zerfall eines flussigkeitsstrahles // Z. Angew. Math. Mech. — 1931. — 2. — P. 136—141.

23. *Wu P.-K., Faeth G. M.* Onset and end of drop formation along the surface of turbulent liquid jets in still gases // Phys. Fluids A. — 1995. — 7. — P. 2915—2917.

24. *Simmons H. C.* The correlation of drop-size distributions in fuel nozzle sprays // J. Eng. Power. — 1977. — 99. — P. 309—319.

25. *Kolev N. I.* Verification of IVA5 computer code for melt-water interaction analysis/ Proc. NURETH-9. — 1999. — P. 90—99.

26. Итоговый отчет по проекту COTELS за 2000 год РГП НЯЦ РК, инв. № 54 от 22.11.05 г.

27. Математическое моделирование теплогидравлических процессов, тяжелых аварий на ядерных реакторах: Аналит. обзор РГП НЯЦ РК, инв. №83 от 26.10.04 г.

28. *Kunugi T. et al.* CASPER code for modeling/ Proc. of 11th CFD Symposium. — 1997. — E2—4.

29. *Yabe T. & Aoki T.* A universal solver for hyperbolic equations by cubic-polynomial interpolation. I. One-dimensional solver // Computer Physics Communication. — 1991. — 66. — P. 219—232.

30. *Hirt C. W. & Nichols B.D.* Volume of fluid numerical method // J. Comput. Physics. — 1981. — 39. — P. 201.

31. *Lee, Wen Ho.* A Pressure Iteration Scheme for Two-Phase Modeling, LA-UR-79-975, Los Alamos Scientic Laboratory, Dept. of Energy, Contract W-7405-ENG-36, 1979.

32. *Акаев А. С., Васильев Ю. С., Зверев В. В., Нугуманов Д. К.* Применение «FLUENT» для описания теплогидравлических процессов в экспериментальных устройствах, моделирующих развитие тяжелой аварии в ядерном реакторе// Вестник НЯЦ РК. — Вып. 3. — 2005. — С. 24—31.

33. *Dinh T. N., Bui V. A., Nourgaliev R R., Green J. A. and Sehgal B. R.* // Nucl. Eng. and Design. — 1999. — 189. — P. 299—327.

34. *Chu C. C., Sienicki J. J., Spencer B. W., Frid W., Lowenhielm G.* Ex-vessel Melt-Coolant Interactions in Deep Water Pool: Studies and Accident Management for Swedish BWRs// Nucl. Eng. Des. — 1995. — 155. — P. 159—213.

35. *Buerger M., Cho S. H., Berg E. V., Schatz A.* Breakup of Melt Jets as Pre-condition for Premixing: Modeling and Experimental Verification // Nucl. Eng. Des. — 1995. — 155. — P. 215—251.

Надійшла до редакції 20.05.2009.

УДК81'255.2:621.039

К. М. Шевцов[1], И. В. Бодрова[1],
Ю. В. Есипенко[1], В. Ю. Ковальчук[1],
О. В. Петренко[1], О. Н. Шевцова[2]

[1]*Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности*
[2]*Институт ядерных исследований НАН Украины*

Некоторые проблемы терминологической эквивалентности в области ядерной и радиационной безопасности

Рассматриваются проблемы научно-технического перевода документов в области ядерной и радиационной безопасности (ЯРБ), возникающие из-за несогласованности украинской и зарубежной терминологической базы и отсутствия стандартизации терминологической системы в целом. Показана необходимость организации системной работы по созданию национального терминологического стандарта по ЯРБ с учетом международного опыта.

К. М. Шевцов, И. В. Бодрова, Ю. В. Есипенко, В. Ю. Ковальчук, О. В. Петренко, О. М. Шевцова

Деякі проблеми термінологічної еквівалентності у сфері ядерної та радіаційної безпеки

Розглянуто деякі проблеми науково-технічного перекладу документів у сфері ядерної та радіаційної безпеки (ЯРБ), що виникають з причин неузгодження української та міжнародної термінологічної бази та відсутності стандартизації термінологічної системи в цілому. Показано необхідність організації системної роботи зі створення національного термінологічного стандарту з ЯРБ з урахуванням міжнародного досвіду.

Повышение степени интернационализации науки в XIX в. привело к очевидной для ученых потребности иметь набор правил для формирования названий (терминов) в определенных предметных областях. Эта потребность была зафиксирована на соответствующих международных конференциях ботаниками в 1867, зоологами в 1889 и химиками в 1892 годах. Быстрое развитие инженерных наук в XX в. вызвало необходимость не только введения новых наименований, но и согласования используемых терминов. Первая международная ассоциация по стандартизации — Международная электротехническая комиссия (International Electrotechnical Commission, или IEC) — была основана в Миссури в 1904 г., и ее первой рабочей группой стала группа по терминологии.

Среди современных международных организаций, обеспечивающих координацию деятельности в данном направлении, следует упомянуть Международный информационный центр по терминологии при ЮНЕСКО и Международный институт терминологических исследований в Вене, Австрия.

В настоящее время важность проблемы подтверждается разработкой более чем 20 общих терминологических стандартов ISO, рядом совместных стандартов ISO-IEC, а также инициативами по созданию международных терминологических сетей и банков данных.

Помимо научных проблем и прагматических потребностей обеспечения коммуникации и стандартизации, перед многими государствами и, соответственно, специалистами по терминологии стоит задача так называемого *language planning*, т. е. развития национальных языков с современной, логически последовательной терминологией для обеспечения взаимодействия специалистов во всех отраслях. Задачей этого направления является замена терминов, заимствованных из языков технологически доминирующих стран, и формирование национальной словарной базы. Данная задача решается на государственном уровне не только в развивающихся государствах, но и в таких развитых странах, как Испания и Канада.

Обеспечение безопасности ядерных установок, являющихся технически сложными системами с потенциально высоким риском для населения и окружающей среды, в особенности требует использования единой и однозначной терминологии в проектных, эксплуатационных и регулирующих документах. Поэтому работа над стандартизацией терминологических систем велась почти с самого начала развития ядерной отрасли как на национальном, так и на международном уровнях. В 1957 г. в рамках Международного института стандартов ISO был создан Подкомитет № 1 (SC-1) Технического комитета № 85 «Ядерная энергия», который занимался проблемами терминологии и определений. В том же году вышел американский стандарт по ядерной терминологии ASME, впоследствии по данной тематике были разработаны более 10 государственных терминологических стандартов СССР (ГОСТ), 8 стандартов DIN 25401 в Германии, NUREG 0770 и 0544 в США и др.

Около 10 последних лет в Испании при Национальном ядерном обществе работает Комитет по ядерной терминологии, который собирается дважды в месяц и вводит в национальную систему более 40 терминов ежегодно.

На международных конференциях МАГАТЭ, США, и рабочих встречах более низкого уровня происходит согласование использования экспертами новых терминов, однако единого принятого мировым ядерным сообществом стандарта, который регламентировал бы значение определенных терминов ЯРБ, на данный момент не существует.

Терминология: слова имеют значение.
ВИКИПЕДИЯ

Одному дается Духом слово мудрости,
другому слово знания,
... иному разные языки,
иному истолкование языков.
НОВЫЙ ЗАВЕТ,
Первое послание
к коринфянам, гл. 12, ст. 4, 7-11

Одной из частных задач терминологии является обеспечение коммуникативной функции и эквивалентности перевода. Ситуация осложняется тем, что в разных странах применение разных концепций приводит к разным определениям. Так, определение *радиоактивные отходы* в документах Департамента энергетики США (DOE) не охватывает *отработавшее топливо* (в отличие от документов Комиссии ядерного регулирования США — NRC), поскольку, согласно действующей концепции, DOE рассматривает отработавшее ядерное топливо как ядерный материал, который подлежит переработке с извлечением отдельных компонентов для последующего использования. Соответственно, термин *переработка* по отношению к ядерному материалу должен переводиться как *reprocessing* при извлечении ядерного материала и *treatment* — при подготовке отходов к захоронению. Данный пример наглядно демонстрирует несогласованность в определенных терминах, хотя такая несогласованность и не создает коммуникативной проблемы, поскольку корректное понимание этих терминов в обоих случаях обеспечивается наличием собственных стандартизированных определений.

Ниже на частных примерах из практики будут рассмотрены проблемы, возникающие в случае: 1) отсутствия эквивалентного термина в национальной системе; 2) несоответствия термина и его определения и 3) нечеткого либо неполного определения, а также проведен краткий анализ возможных последствий данных проблем.

Отсутствие эквивалентного термина либо определения. Экспертам по ЯРБ хорошо знакомы такие термины, как *results, findings, insights.* Все они, как правило, переводятся как *результаты*, если не идут последовательно в одном документе и не возникает конфликта терминов. Несмотря на отсутствие прямых аналогов, анализ применения двух последних терминов и консультации экспертов США показывают, что *expert finding* имеет значение, аналогичное содержанию раздела «Выводы и рекомендации» в национальных экспертных документах. Термин *insights*, широко используемый в физике в целом и в ВАБ (PRA) в частности, означает результаты, дающие определенное понимание процесса. (В эксперименте мы получаем *results.*)

В качестве следующего примера приведем термин *criticality staff,* используемый в документах МАГАТЭ и, в частности, в документе «Безопасность установок ядерного топливного цикла» (NS-R-5) [10]. Ни определения, ни перевода данного термина в национальных нормативных документах нет. В общем случае, согласно [4], термин *criticality* означает состояние среды, в которой протекающая ядерная цепная реакция становится самоподдерживающейся (или критической). Это слово переводится как *критичность.*

Термин *staff* означает группу лиц, которые являются наемными работниками, ответственными за выполнение определенных обязанностей. Этот термин имеет несколько вариантов перевода, но в данном случае переводится как *персонал*, поскольку в тексте вышеупомянутого документа идет речь о том, что «...эксплуатирующая организация должна назначить *criticality staff*, который является компетентным в вопросах физической ядерной критичности и соответствующих правилах безопасности ..., а также ознакомлен с операциями, которые проводятся на установке». Кроме того, *criticality staff* «... должен оказывать поддержку в подготовке персонала, давать технические указания и проводить экспертную оценку при разработке рабочего регламента, а также проверять и утверждать все операции, при которых может быть необходимым контроль критичности». Следовательно, возможным переводом термина является *персонал по вопросам критичности.* Однако анализ документа по организационной структуре АЭС [3] и консультации с экспертами показали, что на АЭС Украины нет *персонала по вопросам критичности*, а специалисты, которые исполняют указанные обязанности, относятся к эксплуатационному персоналу*, который занимается вопросами ядерной безопасности (ВИУР — ведущий инженер управления реактором, НСРЦ — начальник смены реакторного цеха, НСБ — начальник смены блока и др.). Следовательно, *criticality staff* целесообразно переводить как *персонал по ядерной безопасности.*

Еще одним примером, который указывает на несовершенство национального терминологического поля, может служить словосочетание *dose constraint*, которое часто переводится как *предел дозы,* точно так же, как и словосочетание *dose limit.*

В [2, прил. 11 «Основные термины, используемые в НРБУ»] находим следующее определение для *dose limit*: «предел дозы — основной радиационно-гигиенический норматив, целью которого является ограничение облучения лиц категории А, Б и В от всех индустриальных источников ионизирующего облучения в ситуациях практической деятельности». Так как термин *dose constraint* в национальных документах не определен, трудно на первый взгляд сказать, какая разница между этими словосочетаниями. Обратимся к международным источникам, в частности к документу МАГАТЭ [6]: «*Dose constraint* — планируемое и связанное с конкретным источником ограничение индивидуальной дозы, получаемой от этого источника, которое применяется в качестве граничного значения при оптимизации защиты и безопасности данного источника. Для профессионального облучения — это связанное с источником значение индивидуальной дозы, используемое для ограничения диапазона вариантов, учитываемых в процессе оптимизации. Для облучения населения — это верхняя граница годовых доз, которые лица из состава населения должны получить в результате запланированной эксплуатации любого нового контролируемого источника».

В этом же документе находим определение термина *dose limit*: это «эффективная или эквивалентная доза, получаемая отдельными лицами, которая не должна превышаться в результате осуществления контролируемой практической деятельности».

Даже не анализируя оба эти определения можно сказать, что приведенные термины несут разное смысловое значение и не могут переводиться одинаково. С учетом вышесказанного, корректным переводом термина *dose constraint* при его введении в национальные документы может быть *ограничивающее значение дозы* или *граничная доза.*

Таким образом, коммуникативная проблема, порождаемая отсутствием эквивалентных определений в национальном

* Эксплуатационный персонал — работники, которые осуществляют эксплуатацию лицензированной установки.

терминологическом поле, требует, во-первых, идентификации проблемы и, во-вторых, анализа документов, в которых используются данные термины, а также совместной работы переводчиков и экспертов по согласованию значений.

Несоответствие между термином и его определением. Несоответствие между термином и его определением возникает при отсутствии терминологического анализа и применении термина в контексте конкретного документа. При наличии расширенного определения эта ситуация не представляет серьезной коммуникативной проблемы, хотя некоторая часть информации теряется.

Одним из примеров такого термина является *overpack*, который часто переводится при помощи транслитерации как *оверпак*. В [1, разд. 2 «Термины и определения», п. 2.34], данный термин трактуется так: «Транспортный пакет (*Overpack*) — средство (оболочка), например ящик, коробка или мешок, предназначенное для размещения и укладки одной или нескольких упаковок с целью формирования отдельной единицы груза, которая применяется одним грузоотправителем для удобства при грузовых операциях и перевозке».

Однако, во-первых, это определение не учитывает защитных функций *overpack* при перевозке и хранении. И, во-вторых, сложно представить, как многотонный контейнер (*canister*), содержащий пеналы (*cartridges*) с многометровыми пучками (*bundles*) отработавших ТВС, помещают в *пакет**.

Анализ функционального применения данного термина показывает, что именно защитная функция является основной функцией *overpack* — от применения при транспортировке и хранении опасных материалов до такого «гражданского» применения, как «защитная накидка» *(Poncho overpack*).

Для обеспечения указанных защитных функций «пакета», например для захоронения высокоактивных радиоактивных отходов в глубоких подземных хранилищах, должна быть обеспечена его герметичность, стойкость по отношению к ударным воздействиям, коррозии и давлению, для чего используются титановые сплавы и композиты, причем сам *overpack*, как и *упаковка,* может быть технически сложной многослойной конструкцией. Исходя из этого, на первый взгляд представляется, что адекватным вариантом национального термина может быть *внешний защитный контейнер*.

Однако *overpack* не обязательно является последним, или внешним, защитным барьером по отношению к транспортируемому или хранимому грузу. Например, согласно [12], защитные контейнеры (*overpack*) с трансурановыми отходами помещают в лицензированный NRC контейнер TRUPACT-II (упаковка типа «В») для трансурановых отходов. Поэтому корректным значением (и переводом) термина *overpack* в документах, касающихся обеспечения безопасности при транспортировке и хранении опасных грузов, в том числе ОЯТ и РАО, должен быть *защитный контейнер* или *дополнительный защитный контейнер*.

Еще один пример. В документах по ЯРБ часто встречается термин *containment* (*контайнмент)*, происходящий от корня *-tain*, т. е. *-держ* (con*tain* — содержать, de*tain* — задерживать, re*tain* — удерживать; тот же корень имеет и термин *контейнер*, обозначающий конструкцию, выполняющую данные функции). Наиболее полный на сегодняшний день «Webster's New Universal Unabridged Dictionary» дает следующее значение термина: «Контайнмент — система, спроектированная для предотвращения аварийного выброса радиоактивных веществ» («Containment — a system designed to prevent the accidental release of radioactive matter.) С другой стороны, в национальных документах в значении защитной системы в последнее время активно применяется термин *конфайнмент*. Термин *confinement* обычно используют в значении разделения, разграничения чего-либо, например re*fine* — разграничение вещества и примеси, de*fine* — разграничение смысла терминов и т. п. Тот же словарь Вебстера дает значения *confinement* как *действие* или *состояние* («Confinement — 1) the act of confining; 2) the state of being confined»). Таким образом, отсутствие минимального терминологического анализа привело к несоответствию между термином и его определением, хотя эксперты, связанные с данной тематикой, правильно понимают его значение, поскольку в соответствующих документах было дано его определение в таком применении.

Наличие нечеткого или неполного определения. Данный случай является наиболее сложным для обеспечения эквивалентного перевода и последующей коммуникации, причем, как правило, проблема не сразу осознается ни переводчиками, ни экспертами.

Например, термин *double contingency principle* отсутствует в действующих национальных стандартах и к тому же не может быть переведен дословно — использование переводчиком словаря, даже специализированного, будет недостаточным для корректного перевода. При этом в зарубежных документах имеется несколько определений, имеющих на первый взгляд незначительные отличия. В документе МАГАТЭ [4] приведено следующее определение: *«Принцип двойного сбоя (double contingency principle)* является принципом, применяемым, например, при разработке процессов для установок топливного цикла таким образом, чтобы проект процесса обязательно предусматривал достаточные запасы безопасности, при которых авария с возникновением критичности не будет возможной в случае, если в режиме протекания процесса одновременно произойдут, по меньшей мере, два маловероятных и независимых друг от друга изменения». В [9, разд. 4.2.2] дается следующее определение: «*Double contingency principle* means that process designs should incorporate sufficient factors of safety to require at least two unlikely, independent, and concurrent changes in process conditions before a criticality accident is possible» (т. е. «*принцип двойного сбоя* означает, что проекты процесса должны предусматривать достаточные запасы безопасности таким образом, чтобы до возникновения аварии с возникновением критичности произошло, по меньшей мере, два маловероятных, независимых, одновременных изменений в условиях процесса»).

Имеется также ряд других аналогичных определений, но в данном случае проблема состоит не в отсутствии эквивалентного термина для перевода, а в нечеткости и неоднозначности определений, поскольку в одном случае авария допускается только после возникновения двух маловероятных, независимых одновременных событий, а в другом авария не должна возникнуть даже при таком совпадении. Остается процитировать*, что «при отсутствии ясного критерия становится неочевидной и истина, а расхождение во

* См.: *С. И. Ожегов, Н. Ю. Шведова*. Толковый словарь русского языка. **ПАКЕТ** — 1. Бумажный сверток, упаковка с чем-н. 2. Бумажный мешок для продуктов, кулек. 3. Конверт с письмом официального назначения. 4. В нек-рых сочетаниях: комплект документов, официальных бумаг. 5. Стопка грузов, уложенная на поддон (спец.)

* Автором считается Секст Эмпирик — древнегреческий философ (III в. н. э.).

мнениях об истине заставляет воздерживаться от суждения». Поскольку Украина в настоящий момент не производит ядерное топливо и только планирует создание соответствующих установок, с которыми связан «принцип двойного сбоя», наши эксперты не знакомы с применением данного термина и вопрос корректного определения на сегодня остается открытым.

Другим частным примером ситуации нечеткого определения, где обсуждение с экспертами в конечном итоге способствовало решению проблемы, является термин *trim*, обозначающий один из узлов клапана. При использовании определения «*Trim: The internal components of a valve that modulate the flow of the controlled fluid*», приведенного в [7], следует предположить, что, согласно [5, п. 7.22] (терминологический ГОСТ), данный термин может быть переведен как «*Проточная часть*: Тракт, по которому протекает рабочая среда, сформированный корпусом арматуры и запирающим или регулирующим элементом». Однако корректным переводом, что было выяснено после обсуждения документа в США, является *затвор*, и ключевым отличием корректного определения, приведенного в [11], является словосочетание *closure element*, отражающее функциональное назначение данного узла: «*The trim of the valve is the parts of the closure element that are exposed to the process flow...*». Таким образом, термин следует переводить согласно [5, п. 7.3] — «*Затвор*: Совокупность подвижных и неподвижных элементов арматуры, образующих проходное сечение и соединение, препятствующее протеканию рабочей среды».

Итак, неполное или нечеткое определение при отсутствии стандартизированного перевода приводит к существенным коммуникативным потерям при взаимодействии экспертов и к искаженному пониманию смысла документа специалистами, непосредственно не связанными с данной тематикой.

Говоря о необходимости терминологической стандартизации не только с точки зрения однозначности функционального смысла термина, а и с точки зрения затрат на обеспечение коммуникации, отметим, что зарубежные компании обычно подсчитывают стоимость перевода исходя из стоимости слова (в среднем $0,25). Подсчитано, что если терминологию стандартизировать путем исключения синонимов, затраты уменьшатся. Например, в программном обеспечении для операции закрытия программы можно использовать один термин *close* вместо терминов *quit*, *end* и *terminate*. В [8, разд. 4 «Terminology management. A practical case for managing source-language terminology»] указано, что с учетом объемов документации, необходимости уточнения эквивалентности и последующего перевода на несколько языков такая стандартизация может существенно сократить сроки подготовки документации по использованию программ и соответствующие затраты (более чем на $5000 на комплект).

Таким образом, отсутствие стандартизации не только снижает эффективность взаимодействия, но и повышает затраты по обеспечению такого взаимодействия на международном уровне.

Выводы

Переводчики практически ежедневно сталкиваются с отсутствием прямых аналогов, допускающих буквальный перевод, поэтому примеры, приведенные в данной статье, можно дополнить множеством других. Отсутствие единого терминологического стандарта или совокупности таких стандартов, требуемых для общего развития направления ЯРБ, очевидно, служит препятствием к обобщению терминологических данных с позиции единого формализованного научного подхода, а также развитию нормативной документации как таковой. Помимо этого, вследствие развития науки и технологии, на международном уровне постоянно происходит ввод новых понятий и связанных с ними терминов. Поэтому работа по анализу терминов и их введению в национальное терминологическое поле с проверкой корректности определений, обозначением сферы их применения и определением границ применимости является чрезвычайно важной.

Для развития процесса стандартизации национальной терминологии, ее синхронизации, гармонизации с международными стандартами и дальнейшего развития представляется необходимым систематизировать терминологические подсистемы по отдельным направлениям ЯРБ, нормализовать значения существующих терминов, проанализировать имеющиеся дефициты и, при необходимости, разработать рекомендации относительно введения новых терминов с проведением необходимого терминологического анализа. С целью достижения вышеупомянутых целей работа должна проводиться либо координироваться неким специально созданным органом на постоянной основе с использованием международного опыта.

Список литературы

1. Закон України “Про затвердження Правил ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів” (ПБПРМ-2006).

2. НРБУ-97/Д 2000. Норми радіаційної безпеки України.

3. Положення про організаційну структуру НАЕК «Енергоатом» ПЛ-С.0.06.003-04.

4. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. Терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты. — Вена: МАГАТЭ, 2008. – 303 с.

5. ГОСТ Р 52720-2007. Арматура трубопроводная промышленная. Термины и определения.

6. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения. — Вена: МАГАТЭ, 1997.

7. Control Valve Handbook. Emerson Process Managemen. — Fisher Controls International LLC, 2005.

8. *Kieran J. Dunne, ed.* Perspectives on Localization. John Benjamins, Amsterdam/Philadelphia, 2006, 356 p.

9. Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Material Outside Reactors”, ANSI/ANS 8.1-1998, American Nuclear Society, La Grange Park, Il.

10. Safety of nuclear fuel cycle facilities : Safety requirements. — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2008.

11. *P. Smith, R. Zappe.* Valve Selection Handbook. 5th edition — Elsevier, Inc, 2004.

12. US Patent 5998800 – Pipe overpack container for trasuranic waste storage and shipment (http://www.patentstorm.us/patents/5998800/claims.html).

Надійшла до редакції 30.09.2009.

Ювілеї

Михайло Онисимович Ястребенецький



Михайло Онисимович Ястребенецький народився в Москві 10 вересня 1934 р. Після закінчення школи в 1951 р. вступив до Харківського політехнічного інституту, котрий закінчив з відзнакою в 1956 р. за спеціальністю «Автоматичні, телемеханічні та електромеханічні прилади та пристрої».

Із 1956 по 1958 р. працював на посаді інженера в Харківському філіалі проектно-конструкторського бюро ПКБ-12, де ним було створено стенд для експериментального зняття частотних характеристик гідравличних автоматичних регуляторів і проведено роботи з експериментального та аналітичного аналізу динамічних характеристик цих регуляторів.

Подальша діяльність була пов'язаною з Центральним науково-дослідним інститутом комплексної автоматизації — ЦНДІКА (м. Москва), створеним у 1956 р. як головний інститут у СРСР з питань автоматизації технологічних процесів у різних галузях промисловості. В 1958 р. М. О. Ястребенецького приймають до першого набору аспірантури ЦНДІКА під керівництвом доктора техн. наук, проф. Є. Г. Дудникова.

У 1961 р. М. О. Ястребенецький за пропозицією директора ЦНДІКА Є. П. Стефані створив і очолив у м. Харкові відділ, який пізніше увійшов до складу Харківського філіалу ЦНДІКА.

У 1963 р. захистив кандидатську дисертацію в ученій раді теплоенергетичного факультету Московського енергетичного інституту за тематикою динаміки електрогідравлічних регуляторів.

Далі відбувся перехід до нової за тих часів тематики — надійності, — за кількома напрямками. Перший — розробка загальних математичних моделей і методів теорії надійності. Аналіз поводження реальних систем управління під час експлуатації привів до постановки й розв'язання нових математичних задач і моделей. Велике значеннння у виконанні цих робіт відіграла багаторічна співпраця М. О. Ястребенецького з основоположниками теорії надійності — академіком Б. В. Гнеденко, професорами А. Д. Соловйовим та І. А. Ушаковим.

Другий напрямок — методи та моделі оцінки й забезпечення надійності автоматизованих систем управління технологічними процесами (АСУТП). Під керівництвом М. О. Ястребенецького розробляються математичні й організаційні способи підвищення достовірності інформації, включаючи статистичну перевірку однорідності інформації. Проведено статистичний аналіз потоку відмов різноманітних систем в умовах експлуатації, показано наявність нестаціонарності та післядії в цих потоках.

Третій напрямок — участь у створенні державних стандартів СРСР, галузевих нормативних документів Міністерства приладобудування СРСР і Міністерства енергетики та електрифікації СРСР, документів Державного комітету науки й техніки СРСР, міжнародних документів Ради економічної взаємодопомоги, що містили вимоги до надійності АСУТП і технічних засобів, оцінки й випробувань надійності, організації експлуатації.

Практична діяльність М. О. Ястребенецького в ЦНДІКА полягала в проведенні оцінки й забезпеченні надійності АСУТП на всіх атомних електростанціях СРСР та Болгарії з реакторами ВВЕР-1000, енергоблоці РБМК-1500 Ігналінської АЕС, теплових електростанціях СРСР і Китаю, деяких хімічних виробництвах тощо.

Докторська дисертація, захищена в ученій раді Харківського політехнічного інституту в 1974 р., була присвячена надійності загальнопромислових автоматичних систем і засобів управління.

У 1993 р. колектив Харківського відділу надійності ЦНДІКА влився у створений за рік до цього Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки (ДНТЦ ЯРБ) Державного комітету ядерного регулювання України. З того часу М. О. Ястребенецький очолює відділ аналізу безпеки керуючих та інформаційних систем АЕС. Його діяльність пов'язана з важливими для безпеки АЕС системами аварійного захисту, контролю щільності нейтронного потоку, управління потужністю реактора тощо. Проведені наукові роботи охоплюють широке коло науково-технічних завдань, за результатами яких створено нормативні документи Державного комітету ядерного регулювання України.

Відповідно до розроблених вимог, гармонізованих з міжнародними, підприємства України розробили важливі для безпеки інформаційні та керуючі системи (ІКС) — як для модернізації вітчизняних діючих енергоблоків, так і для двох нових енергоблоків ВВЕР-1000, введених в експлуатацію в 2004 р., та впровадили ряд систем на закордонних атомних станціях — у Росії, Болгарії, Чехії, Вірменії та ін.

Результати наукових робіт використовуються в процесі виконання державних експертиз ядерної та радіаційної безпеки. Розроблено методологію цих експертиз і процедуру оцінювання безпеки. Під керівництвом та за участі М. О. Ястребенецького ДНТЦ ЯРБ підготовлено близько 700 експертних висновків, у яких виконано оцінки безпеки ІКС, розроблених як підприємствами України, так і великими зарубіжними компаніями — «Вестингауз» (США), «Сименс» (Німеччина), «Шкода-Контролс» (Чехія) та ін.

М. О. Ястребенецький є членом координаційно-експертної ради Національної енергогенеруючої компанії «Енергоатом» з питань АСУТП, заступником голови Технічного комітету Держстандарта України ТК 79 «Атомна енергія».

Із 1980 р. М. О. Ястребенецький провадить педагогічну діяльність у Національному технічному університеті «Харківський політехнічний институт». У 1986 р. рішенням Вищої атестаційної комісії СРСР йому присвоєно вчене звання професора. Він є членом спеціалізованої вченої ради із захисту докторських дисертацій. У співавторстві з доцентом Московського енергетического інституту Г. М. Івановою видав навчальний посібник для студентів вузів «Надежность автоматизированных систем управления технологическими процессами» (М.: Энергоатомиздат, 1989), який і зараз використовується в навчальному процесі университетів України та Росії.

Починаючи з 1995 р. М. О. Ястребенецький бере активну участь у діяльності Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ). Будучи членом робочої групи МАГАТЕ з питань ІКС АЕС, яка вивчає діяльність країн-учасників, надає їм підтримку в галузі розробки, впровадження, ліцензування, модернізації, експлуатації ІКС АЕС, готує пропозиції МАГАТЕ шодо планування дослідницьких програм, аналізує нові проекти і т. д. Брав участь у розробці низки документів МАГАТЕ.

Із 2002 р. є експертом Міжнародної електротехнічної комісії (МЕК) за напрямком «Ядерне приладобудування». Бере участь у формуванні технічної політики та створенні міжнародних стандартів МЕК, що стосуються важливих для безпеки ІКС АЕС.

Член редколегій науково-технічних журналів «Nuclear Measurement Information Technologies», «Reliability Risk Analysis: Theory and Applications», «Ядерна та радіаційна безпека», Вісника Національного технічного університету «ХПІ» «Системный анализ, управление и информационные технологии».

Організатор і голова Міжнародного програмного комітету международных науково-технічних конференцій «Інформаційні та керуючі системи АЕС: аспекти безпеки», що проводяться в м. Харкові ДНТЦ ЯРБ разом з Державним комітетом ядерного регулювання Україні, Національною академією наук України, Міністерством палива та енергетики України, Національною атомною енергогенеруючою компанією «Енергоатом».

Своє 75-річчя ювіляр зустрічає наповнений творчими планами, як завжди, енергійний та працелюбний, продовжуючи ініціювати нові напрямки досліджень і не менш активно займатися науково-організаційною та педагогічною діятельністю.

Вітаємо Михайла Онисимовича зі знаменною датою, зичимо міцного здоров'я, творчих успіхів і подальшої плодотворної діяльності на благо розвитку ядерної енергетичної галузі України.

Колектив Державного науково-технічного центру з ядерної та радіаційної безпеки

Редакція журналу «Ядерна та радіаційна безпека»

Summaries

I. Neklyudov, G. Gromov, N. Valygun, A. Nosovskyi

On the Issue of Enhancement of Scientific and Technical Support System of the State Nuclear Regulatory Authority of Ukraine

This article provides brief overview of the current national and international experience gained by technical support organizations of the regulatory authorities for nuclear and radiation safety. The requirements and strategic tasks are formulated as regards enhancement of the system of scientific and technical support of the State Nuclear Regulatory Committee of Ukraine.

O. Kuchin, Y. Ovdiyenko, V. Khalimonchuk

Conservative RIA analysis with the use of spatial kinetic model

Description of the methodology of conservative RIA analysis with the use of spatial kinetic reactor core model is presented. It is shown that its application yields more conservative assessment of reactor core parameters for which acceptance criteria for the rod ejection RIA are established, in comparison with the point-one-dimensional kinetic model.

Application of the methodology based on using point-one-dimensional kinetic model and power peaking factor obtained from stationary calculations of states that can be realized during RIA is also allowable if choice of the given state is substantiated. But, as it is shown, the choice of reactor core state for power peaking factor definition is not trivial, and it can be calculated on the basis of rod ejection RIA analysis with the use of 3-D spatial kinetic reactor core model. Performed studies lead to a conclusion that the necessity to use spatial kinetic software for RIA analysis shall be put in the regulatory documents.

G. Gromov, A. Sevbo

On the issue of determination of integrated core damage frequency

This article deals with comparison of the results of probabilistic safety assessment for Ukrainian nuclear power plants with the probabilistic safety criteria. It is shown, that the probabilistic safety criteria are intended for comparison with the full scale risk assessments concerned with operation of nuclear power plants during a calendar year. The approach for quantification of integral core damage frequency is proposed.

V. Bogorad, T. Litvinska, A. Nosovskyi, V. Ryazantsev, R. Trypailo

Analysis of national and international safety requirements to the use of ionizing radiation sources in gamma defectoscopy

The article provides the analysis of results of current practice on radionuclide defectoscopy, national regulatory rules and standards, international standards and recommendations of International Commission on Radiological Protection and International Atomic Energy Agency. The results can be used for further improvement of national safety requirements in gamma defectoscopy.

N. Vlasenko, M. Korotenko, S. Lytvynenko, V. Stovbun, I. Morozov, R. Morozova, V. Skorochod, V. Medvedyev

Neutron-shielding properties of high-hydrogen titanium and zirconium hydrides

The MCNP-4B code is used for analytical comparison of the neutron-shielding properties of high-hydrogen titanium and zirconium hydrides anagogic properties some traditional neutron-absorbing materials such as RX-277 (USA) used in dry-storage containers at the Zaporizhzhya NPP. The analysis confirms the high shielding properties of titanium and zirconium hydrides.

O. Ligotskyy, A. Nosovsky, I. Chemerys

Analysis of international approaches which are used at development of the operational safety performance indicators

Description of international approaches and experience of the use of the operational safety performance indicators system is provided for estimation of current status of safety and making a decision on corrections in the operation practice. The state of development of the operational safety performance indicators system by the operating organization is overviewed. The possibility of application of international approaches during development of the integral safety performance indicators system is analyzed. Aims and tasks of future researches are formulated in relation to development of the integral safety performance indicators system.

Summaries

Z. Alekseeva, T. Vasilenko, S. Kondratyev, Eu. Nikolaev, N. Burzak, T. Kutuzova, B. Zlobenko, L. Spasova

Safety assurance aspects under siting of radioactive waste disposal facilities

This paper analyses general provisions of the normative document «Requirements on siting of radioactive waste disposal facilities", which establishes the technical requirements and managerial procedures for siting of near surface and geological disposal facilities.

S. Alyokhina, V. Voronina, V. Goloschapov, A. Kostikov

Determination of equivalent heat conductivity of the multi-placed sealed basket for the spent nuclear fuel storage by solution of the inverse problem

The technique of determination of equivalent heat conductivity of a basket with spent nuclear fuel is developed on the basis of solving the inverse conjugate heat transfer problem. The equivalent heat conductivity of the basket of cask, which is used at Zaporizhya NPP, is calculated. The influence of selection of the reference points' location on the obtained value of equivalent heat conductivity is investigated.

S. V. Gabelkov, R. V. Tarasov, N. S. Poltavtsev, M. P. Starolat, A. V. Pilipenko, A. G. Mironov, V. V. Makarenko, F. V. Belkin

Sintering of cubic zirconia — matrix for immobilization of high level waste

Sintering of compacts from nanosized cubic zirconia powder containing 10 % mas. oxide of yttrium (stabilizer of structure) and 15 % mas. oxide of europium (dummy chemical of actinide americium) was investigated. The ceramic matrix for immobilization of actinide from cubic zirconia with relative density of 95,4 %, with grains having size 4–6 mm and pores of three intervals of sizes (0,85–1,1 mm, 0,4 –0.6 mm and 0,2–0,3 mm) was produced at optimum temperature 1400 °C within 1 hour. Sintering runs intensively at temperatures between 900–1200 °C and is less active in the range of 1200—1400 °C. Activation energies of sintering equal 40,1 ± 2,1 kJ/mol and 7,1 ± 2,1 kJ/mol accordingly. Ceramic material has moderated (700–900 °C) and intensive (900–1400 °C) grain growth. Activation energies of grain growth in the specified intervals of temperatures equal 12,8 ± 5,1 kJ/mol and 191 ± 10 kJ/mol accordingly.

V Bogorad, T. Litvinska, A. Nosovskyi , A Slepchenko

Analysis of international practice of implementation of optimization principle at NPP decommissioning

The analysis results are presented for current practice on application of radiation protection optimization principle. General organizational and methodological recommendations are considered on implementing optimization procedures into NPP decommissioning practice.

Vahid Hasani Moghaddam, I. V. Kazachkov

The peculiarities of corium melt spreading and fragmentation in the coolant pool under reactor vessel during severe accidents at NPP

The paper contains an analysis of the problem of corium melt jets' spreading and interaction with coolant in a pool under reactor vessel, in the passive protection system against severe accidents at NPP. The features of the melt jets' penetration into a coolant pool are considered for the diverse melt-coolant density ratio, viscosity ratio, and some other physical properties and factors.

K. Shevtsov, I. Bodrova, Yu. Yesypenko, V. Kovalchuk, O. Petrenko, O. Shevtsova

The problem of terminological equivalence in nuclear and radiation safety documents

This article covers some typical problems that arise during translation of nuclear and radiation safety documents and caused by some gaps between Ukrainian and international terminology, as well as absence of unified nuclear terminology system in this area. It is shown the necessity of systematic work on development of a national nuclear terminology standard with the use of international good practice.

Тематичний покажчик, т. 12, 2009 р.*

Загальні проблеми використання атомної енергії

В. О. Биков, Н. П. Валігун. **Система управління якістю державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки у сфері використання ядерної енергії. ♦1,** 3—11.

А. В. Носовський. **Розвиток атомної енергетики Росії та України як фактор стійкої міждержавної співпраці. ♦1,** 59—62. (Рос. мовою).

А. В. Носовський, В. М. Васильченко, О. О. Ключников. **Керування ядерними знаннями — необхідна умова реалізації енергетичної стратегії України. ♦2,** 56—60. (Рос. мовою).

Ядерна енергетика (теорія та розрахунок реакторів, експлуатація АЕС, дослідницькі реактори, проблеми інженерної безпеки, реакторні вимірювання)

О. П. Шугайло, С. П. Костенко, Ол-др П. Шугайло, В. Б. Крицький, Д. І. Рижов, Л. В. Хамровська. **Щодо питання перепризначення допустимої кількості циклів навантаження тепломеханічного обладнання. ♦2,** 20—23. (Рос. мовою).

О. В. Корольов. **Використання інжектора в системі САЗЗ для підвищення її функціональної надійності. ♦2,** 38—39. (Рос. мовою).

Д. І. Рижов, О-й П. Шугайло, О-р П. Шугайло, В. Б. Крицький, В. С. Бойчук, Р. Я. Буряк. **Аналіз доцільності перегляду національних регулюючих документів стосовно локалізуючих систем безпеки атомних станцій на основі їх порівняльного аналізу з сучасними європейськими стандартами. ♦3,** 15—19.

О. І. Лігоцький, А. В. Носовський, І. О. Чемерис. **Порівняльний аналіз вимог міжнародних стандартів та нормативно-правових актів України стосовно безпеки дослідницьких реакторів. ♦3,** 20—25.

А. І. Бережний, О. Є. Севбо, І. О. Семенюк. **Розробка вимог до використання імовірнісних методів для оптимізації технічного обслуговування та ремонтів обладнання. ♦3,** 40—45.

О. В. Кучин, Ю. М. Овдієнко, В. А. Халімончук. **Консервативний аналіз реактивнісних аварій (RIA) із застосуванням моделі просторової кінетики. ♦4,** 10—22 (Рос. мовою).

М. І. Власенко, М. М. Коротенко, С. Л. Литвиненко, В. В. Стовбун, І. А. Морозов, Р. О. Морозова, В. В. Скороход, В. І. Медведєв. **Нейтронно-захисні властивості гідридів титану та цирконію з підвищеним вмістом водню. ♦4,** 33—37 (Рос. мовою).

Ядерне паливо та конструкційні матеріали, тепловидільні елементи

В. О. Давидов, О. В. Маслов, О. В. Недєлін. **Оцінка якості відновлення розподілу вигоряння по об'єму ТВЗ методами пасивної комп'ютерної томографії. ♦1,** 23—27. (Рос. мовою).

М. В. Максимов, С. М. Пелих, О. В. Маслов, В. Є. Баскаков. **Вплив невизначеності вихідних даних на оцінку довговічності оболонки твела при змінному режимі експлуатации. ♦2,** 13—19. (Рос. мовою).

С. В. Габєлков, Р. В. Тарасов, М. С. Полтавцев, Ю. П. Куріло, О. Г. Ледовська, Ф. В. Белкін. **Еволюція фазового складу при термічній обробці сумісно осаджених гідроксидів цирконію, ітрію та європію. ♦2,** 40—44. (Рос. мовою).

С. Ю. Саєнко, Ж. С. Ажажа, Г. О. Холомєєв, О. В. Пилипенко, С. В. Габєлков, Р. В. Тарасов. **Капсулювання гарячим ізостатичним пресуванням пошкоджених твелів: технологічний підхід та макетні експерименти. ♦3,** 36—39. (Рос. мовою).

Загальні питання безпеки

Алі Калванд, І. В. Казачков. **Проблема охолодження розплава коріуму в контейнменті в пасивних системах захисту від тяжких аварій. Частина 1. ♦1,** 34—41. (Рос. мовою).

С. І. Азаров, Г. А. Сорокін. **Розрахунок температурних процесів, що відбуваються в захисній оболонці АЕС при авіакатастрофі. ♦2,** 24—30.

Алі Калванд, І. В. Казачков. **Проблема охолодження розплава коріуму в контейнменті в пасивних системах захисту від тяжких аварій. Частина 2. ♦2,** 51—55. (Рос. мовою).

М. Х. Гашев, О. І. Лігоцький, Л. М. Печериця, А. В. Носовський. **Аналіз порушень в роботі АЕС України, які сталися протягом 2008 року. ♦3,** 3—8.

О. В. Печериця, О. В. Зелений, О. М. Дибач. **Взаємозв'язок детерміністичних та імовірнісних підходів під час вирішення питань, пов'язаних з безпекою АЕС. ♦3,** 9—14.

А. С. Костромін, А. М. Абдуллаєв, С. В. Марехін, С. Н. Слепцов. **Аналіз аварії з розривом паропроводу для реакторної установки ВВЕР-1000/В-320. ♦3,** 26—31. (Рос. мовою).

* Перша цифра після назви статті означає номер журналу, наступні цифри — сторінки, на яких вона розміщена.

І. М. Прохорець, С. И. Прохорець, Є. В. Рудичев, Д. В. Федорченко, М. А. Хажмурадов. **Дослідження ядерної безпеки об'єктів методом Монте-Карло. ♦3,** 32–35. (Рос. мовою).

С. В. Клевцов, Н. П. Валігун, А. В. Носовський, І. С. Комаров. **Культура безпеки у сфері використання ядерної енергії. ♦3,** 56–64.

І.М. Неклюдов, Г. В. Громов, Н. П. Валігун, А. В. Носовський. **Щодо вдосконалення системи науково-технічної підтримки Держатомрегулювання України. ♦4,** 3–9.

Г. В. Громов, О. Є. Севбо. **До питання визначення інтегральної частоти пошкодження активної зони. ♦4,** 23–26. (Рос. мовою).

О. І. Лігоцький, А. В. Носовський, І. О. Чемерис. **Аналіз міжнародних підходів до розробки систем показників безпеки. ♦4,** 38–41.

Вахід Хасані Могаддам, І. В. Казачков. **Особливості розповсюдження та фрагментації струменів розплаву коріума в підреакторному басейні охолоджувача під час тяжких аварій на АЕС. ♦4,** 61–68. (Рос. мовою).

Зняття з експлуатації ядерних установок

В. М. Наваліхін, А. В. Носовський, О. В. Половинкін, Л. М. Салій. **Вибір стратегії зняття з експлуатації енергоблоків Рівненської АЕС. ♦1,** 28–33. (Рос. мовою).

Ю. М. Лобач, М. В. Лисенко, В. М. Макаровський. **Обґрунтування вибору стратегії зняття з експлуатації дослідницького ядерного реактора ВВР-М. ♦3,** 46–51.

Поводження з відпрацьованим ядерним паливом і радіоактивними відходами

С. М. Кондратьєв, О. О. Кіліна, Є. П. Кадкін, В. М. Домніков. **Достовірність сортування радіаційно забруднених грунтів при виконанні земляних робіт на проммайданчику об'єкта «Укриття» Чорнобильської АЕС. ♦1,** 42–48.

В. М. Гавриш, Д. О. Ткачов. **Оцінка витрат на поводження с радіоактивними відходами при знятті з експлуатації енергоблоків Чорнобильської АЕС. ♦3,** 52–55.

З. М. Алєксєєва, Т. М. Василенко, С. М. Кондратьєв, Є. О. Ніколаєв, Н. А. Бурзак, Т. Я. Кутузова, Б. П. Злобенко, Л. В. Спасова. **Питання забезпечення безпеки при виборі майданчика розташування сховищ для захоронення радіоактивних відходів. ♦4,** 42–47.

С. В. Альохіна, В. А. Вороніна, В. М. Голощапов, А. О. Костіков. **Визначення еквівалентної теплопровідності багатомісної герметичної корзини зберігання відпрацьованого ядерного палива шляхом розв'язання оберненої задачі. ♦4,** 48–51. (Рос. мовою).

С. В. Габєлков, Р. В. Тарасов, М. С. Полтавцев, М. П. Старолат, О. В. Пилипенко, А. Г. Миронова, В. В. Макаренко, Ф. В. Белкін. **Спікання кубічного оксиду цирконію — матриці для іммобілізації високоактивних відходів. ♦4,** 52–55. (Рос. мовою).

Радіаційна безпека

Ю. В. Бончук, Г. Г. Ратіа, О. В. Кашпаров. **Викиди при нормальній експлуатації АЕС і опромінення населення. ♦1,** 12–17. (Рос. мовою).

Т. О. Павленко, І. П. Лось. **Існуючі дози опромінення населення України. ♦1,** 18–22. (Рос. мовою).

П. Б. Арясов, С. Ю. Нечаєв, О. В. Дмитриєнко, С. М. Константиненко. **Програма моніторингу радіоактивних аерозолів із застосуванням персональних імпакторів при виконані робіт на об'єкті «Укриття». ♦1,** 49–54. (Рос. мовою).

Л. І. Асламова, К. М. Солодовник. **Вплив умов рентгенологічних досліджень на визначення дози медичного опромінення пацієнтів. ♦1,** 55–58.

В. М Шевель, Ю. М Лобач, Ю. М. Нестерук, І. В. Хомич. **Забезпечення контролю радіаційної безпеки дослідницького реактора ВВР-М. ♦2,** 31–37. (Рос. мовою).

В. І. Богорад, Т. В. Литвинська, А. В. Носовський, О. Є. Трофімова. **Загальні підходи до розробки програми радіаційного захисту при перевезенні радіоактивних матеріалів. ♦2,** 45–50.

В. І. Богорад, Т. В. Литвинська, А. В. Носовський, В. Ф. Рязанцев, Р. Ф. Тріпайло. **Аналіз національних та міжнародних вимог з безпеки при використанні джерел іонізуючих випромінювань у гамма-дефектоскопії. ♦4,** 27–32.

В. І. Богорад, Т. В. Литвинська, А. В. Носовський, О. Ю. Слепченко. **Аналіз міжнародної практики впровадження принципу оптимізації при знятті з експлуатації енергоблоків АЕС. ♦4,** 56–60. (Рос. мовою).

Інформаційні та керуючі системи

О. М. Нікуліна, В. П. Северин. **Багатокритеріальний синтез систем управління реакторної установки шляхом мінімізації інтегральних квадратичних оцінок. ♦2,** 3–12. (Рос. мовою).

Інше

К. М. Шевцов, І. В. Бодрова, Ю. В. Есипенко, В. Ю.Ковальчук, О. В. Петренко, О. М. Шевцова. **Деякі проблеми термінологічної еквівалентності у сфері ядерної та радіаційної безпеки. ♦4,** 69–72. (Рос. мовою).

Ювілеї. Михайло Онисимович Ястребенецький. **♦4,** 73–74.

Авторський покажчик, т.12, 2009 р.

А
Абдуллаєв А. М. **3,** 26–31
Ажажа Ж. С. **3,** 36–39
Азаров С. І. **2,** 24–30
Алєксєєва З. М. **4,** 42–47
Альохіна С. В. **4,** 48–51
Арясов П. Б. **1,** 49–54
Асламова Л. І. **1,** 55–58

Б
Баскаков В. Є. **2,** 13–19
Белкін Ф. В. **2,** 40–44; **4,** 52–55
Бережний А. І. **3**, 40–45
Биков В. О. **1,** 3–11
Богорад В. І. **2,** 45–50; **4,** 27–32; 56–60
Бодрова І. В. **4,** 69–72
Бойчук В. С. **3,** 15–19
Бончук Ю. В. **1,** 12–17
Бурзак Н. А. **4,** 42–47
Буряк Р. Я. **3,** 15–19

В
Валігун Н. П. **1,** 3–11; **3,** 56–64; **4,** 3–9
Василенко Т. М. **4,** 42–47
Васильченко В. М. **2,** 56–60
Власенко М. І. **4,** 33–37
Вороніна В. А. **4,** 48–51

Г
Габєлков С. В. **2,** 40–44; **3,** 36–39; **4,** 52–55
Гавриш В. М. **3,** 52–55
Гашев М. Х. **3,** 3–8
Голощапов В. М. **4,** 48–51
Громов Г. В. **4,** 3–9; 23–26

Д
Давидов В. О. **1,** 23–27
Дибач А. М. **3,** 9–14
Дмитриєнко О. В. **1,** 49–54
Домніков В. М. **1,** 42–48

Є
Єсипенко Ю. В. **4,** 69–72

З
Зелений О. В. **3,** 9–14
Злобенко Б. П. **4,** 42–47

К
Кадкін Є. П. **1,** 42–48
Казачков І. В. **1,** 34–41; **2,** 51–55; **4,** 61–68
Калванд Алі, **1,** 34–41; **2,** 51–55
Кашпаров О. В. **1,** 12–17
Кіліна О. О. **1,** 42–48
Клевцов С. В. **3,** 56–64
Ключников О. О. **2,** 56–60
Ковальчук В. Ю. **4,** 69–72
Комаров І. С. **3,** 56–64
Кондратьєв С. М. **1,** 42–48; **4,** 42–47
Константиненко С. М. **1,** 49–54
Корольов О. В. 2, 38–39
Коротенко М. М. **4,** 33–37
Костенко С. П. **2,** 20–23
Костіков А. О. **4,** 48–51
Костромін А. С. **3,** 26–31
Крицький В. Б. **2,** 20–23; **3,** 15–19
Куріло Ю. П. **2,** 40–44
Кутузова Т. Я. **4,** 42–47
Кучин О. В. **4,** 10–22

Л
Ледовська О. Г. **2,** 40–44
Лисенко М. В. **3,** 46–51
Литвиненко С. Л. **4,** 33–37
Литвинська Т. В. **2,** 45–50; **4,** 27–32; 56–60
Лігоцький О. І. **3,** 3–8; **3,** 20–25; **4,** 38–41
Лобач Ю. М. **2,** 31–37; **3,** 46–51
Лось І. П. **1,** 18–22

М
Макаренко В. В. **4,** 52–55
Макаровський В. М. **3,** 46–51
Максимов М. В. **2,** 13–19
Маслов О. В. **1,** 3–27; **2,** 13–19
Могаддам Вахід Хасані **4,** 61–68
Медведєв В. І. **4,** 33–37
Миронова А. Г. **4,** 52–55
Морозов І. А. **4,** 33–37
Морозова Р. О. **4,** 33–37

Н
Наваліхін В. М. **1,** 28–33
Недєлін О. В. **1,** 23–27
Неклюдов І. М. **4,** 3–9
Нестерук Ю. М. **2,** 31–37
Нечаєв С. Ю. **1,** 49–54
Ніколаєв Є. О. **4,** 42–47
Нікуліна О. М. **2,** 3–12
Носовський А. В. **1,** 28–33; 59–62; **2**, 45–50; 56–60; **3,** 3–8; 56–64; **4,** 3–9; 27–32; 38–41; 56–60

О
Овдієнко Ю. М. **4,** 10–22

П
Павленко Т. О. **1,** 18–22
Пелих С. М. **2,** 13–19
Петренко О. В. **4,** 69–72
Печериця Л. М. **3,** 3–8
Печериця О. В. **3,** 9–14
Пилипенко О. В. **3,** 36–39; **4,** 52–55
Половинкін О. В. **1,** 28–33
Полтавцев М. С. **2,** 40–44; **4,** 52–55
Прохорець І. М. **3,** 32–35
Прохорець С. І. **3,** 32–35

Р
Ратіа Г. Г. **1,** 12–17
Рижов Д. І. **2,** 20–23; **3,** 15–19
Рудичев Є. В. **3,** 32–35
Рязанцев В. Ф. **4,** 27–32

С
Саєнко С. Ю. **3,** 36–39
Салій Л. М. **1,** 28–33
Севбо О. Є. **3,** 40–45; **4,** 23–26
Северин В. П. **2,** 3–12
Семенюк І. О. **3,** 40–45
Скороход В. В. **4,** 33–37
Слепцов С. М. **3,** 26–31
Слепченко О. Ю. **4,** 56–60
Солодовник К. М. **1,** 55–58
Сорокін Г. А. **2,** 24–30
Спасова Л. В. **4,** 42–47
Старолат М. П. **4,** 52–55
Стовбун В. В. **4,** 33–37

Т
Тарасов Р. В. **2,** 40–44; **3,** 36–39; **4,** 52–55
Ткачов Д. О. **3,** 52–55
Тріпайло Р. Ф. **4,** 27–32
Трофімова О. Є. **2,** 45–50

Ф
Федорченко Д. В. **3,** 32–35

Х
Хажмурадов М. А. **3,** 32–35
Халімончук В. А. **4,** 10–22
Хамровська Л. В. **2,** 20–23
Холомєєв Г. О. **3,** 36–39
Хомич І. В. **2,** 31–37

Ч
Чемерис І. О. **3,** 20–25; **4,** 38–41

Ш
Шевель В. М. **2,** 31–37
Шевцов К. М. **4,** 69–72
Шевцова О. М. **4,** 69–72
Шугайло О-й П. **2,** 20–23; **3,** 15–19
Шугайло О-р П. **2,** 20–23; **3,** 15–19

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, 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 dpi. 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, вчений 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 анотація – 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;

формування мети статті – опис головної ідеї даної публікації, чим вона відрізняється, доповнює та поглиблює 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 й практики, перспективи подальших досліджень;

список літератури – перелік літературних джерел, на які є посилання в тексті статті; вказати автора та назву твору, місце публікації (для книжки – місто та видавництво, для статті – назву 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 зазначеним 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 2009 і 2010 роках

У **2009 р.** вийшли в світ чотири номери журналу. Розповсюдження журналу здійснюється по замовленнях зацікавлених організацій. Для одержання журналу слід перерахувати на рахунок ДНТЦ ЯРБ вартість потрібної кількості примірників з позначкою "Журнал ЯРБ" та наведенням номера (номерів) журналу. Можлива оплата на підставі надісланого редакцією рахунку-фактури. Вартість одного примірника журналу "ЯРБ" на 2009 р. становить 79 грн 50 коп. з урахуванням поштових витрат на пересилання журналу в межах України. Вартість річного комплекту з чотирьох номерів складає 318 гривень.

Вартість одного примірника журналу "ЯРБ" для зарубіжних передплатників становить еквівалент 79 грн 50 коп. у доларах США за поточним курсом та вартість поштових витрат на пересилання журналу бандероллю (залежно від країни призначення).

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). 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.