

ДП “ДЕРЖАВНИЙ НАУКОВО-ІНЖЕНЕРНИЙ ЦЕНТР
СИСТЕМ КОНТРОЛЮ ТА АВАРІЙНОГО РЕАГУВАННЯ”
МІНЕНЕРГОВУГІЛЛЯ УКРАЇНИ

ЯДЕРНА ЕНЕРГЕТИКА ТА ДОВКІЛЛЯ

Науково-виробничий журнал

NUCLEAR POWER AND THE ENVIRONMENT

Scientific and Industrial Journal

№ 2 (6), 2015

Виходить 1—4 рази на рік

Заснований у травні 2012 року

Київ — 2015

Науково-виробничий журнал “Ядерна енергетика та довкілля” публікує науково-дослідні, інженерно-технічні та експертно-аналітичні розробки у сфері радіаційної фізики, ядерної, радіаційної та екологічної безпеки, радіаційного матеріалознавства, безпеки та надійності ядерно-енергетичних установок, аналітичної та радіаційної хімії, використання нанотехнологій, IT-технологій і промислових технологій та з інших напрямків досліджень, які можуть бути використані для розвитку ядерно-енергетичної галузі, а також інформує населення щодо результатів контролю та моніторингу стану довкілля.

У журналі друкуються статті, які є завершеними роботами, що містять нові результати теоретичних та експериментальних досліджень і становлять інтерес для науково-технічних працівників ядерно-енергетичної галузі та широкого кола читачів, які цікавляться ядерною енергетикою та екологічними проблемами довкілля.

Статті приймаються до друку українською, російською та англійською мовами.

ЗАСНОВНИКИ:

ДП “Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування” (ДП “ДНІЦ СКАР”) Міненерговугілля України та Українське ядерне товариство (УкрЯТ)

Редакційна колегія:

Головний редактор: *Васильченко В. М.*, канд. техн. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Заступник головного редактора: *Масько О. М.*, канд. хім. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Відповідальний секретар: *Пуртов О. А.* (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Барбашев С. В., д-р. техн. наук (Українське ядерне товариство)

Бондарьков М. Д., канд. фіз.-мат. наук (ДНДУ “Чорнобильський центр з проблем ядерної безпеки, радіоактивних відходів та радіоекології”)

Громов Г. В., канд. техн. наук

Дубковський В. О., д-р техн. наук, професор (Одеський національний політехнічний університет)

Корольов О. В., д-р техн. наук, професор (Одеський національний політехнічний університет)

Куц В. М., канд. фіз.-мат. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Литвинський Л. Л., д-р фіз.-мат. наук (ТОВ “АЕСКАР”)

Маслов О. В., д-р техн. наук, професор (Одеський національний політехнічний університет)

Неклюдов І. М., академік НАНУ, д-р фіз.-мат. наук (ІНЦ “ХФТГ” НАНУ)

Новосолов Г. М., канд. фіз.-мат. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Носовський А. В., д-р техн. наук, професор (ДП “ДНТЦ ЯРБ”)

Печериця О. В., канд. техн. наук (ДП “ДНТЦ ЯРБ”)

Протасов О. О., д-р біол. наук, професор (ДУ “Інститут гідробіології НАН України”)

Пуртов О. А., канд. фіз.-мат. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Пшеничний В. А., канд. фіз.-мат. наук (ДП “ДНІЦ СКАР”)

Пишино Г. М., д-р хім. наук (ДУ “Інститут колоїдної хімії та хімії води ім. А. В. Думанського НАН України”)

Рязанов В. В., д-р фіз.-мат. наук (Інститут ядерних досліджень НАН України)

Сандул Г. О., канд. фіз.-мат. наук

Сімонов І. М., канд. техн. наук

Харченко В. С., д-р техн. наук, професор (Національний аерокосмічний університет ім. М. Є. Жуковського “Харківський авіаційний інститут”)

Ястребенецький М. О., д-р техн. наук, професор (ДП “ДНТЦ ЯРБ”)

Адреса редакції:

Державний науково-інженерний центр
систем контролю та аварійного реагування
проспект Героїв Сталінграду, 64/56
м. Київ, 04213
Тел./факс: (380-44) 411-92-70
Електронна адреса: npe@dnic.kiev.ua
<http://dnic.com.ua>

Editor's address:

State Scientific Engineering Center
of Control Systems and Emergency Response
Geroiv Stalingrady, 64/56
Kyiv, 04213, Ukraine
Tel./fax: (380-44) 411-92-70
E-mail: npe@dnic.kiev.ua
<http://dnic.com.ua>

Друкується за постановою науково-технічної ради ДП “ДНІЦ СКАР” (№ 14 від 21.12.2015)

Журнал включено до Переліку наукових фахових видань України

наказом Міністерства освіти і науки України № 1528 від 29.12.2014

Свідectво про державну реєстрацію друкованого засобу масової інформації

Серія КВ № 18914-7704пр від 06.05.2012

ЗМІСТ

Куц В. М. Перспективи галузевої стандартизації у ядерній енергетиці та атомно-промисловому комплексі	4
Скалозубов В. И., Васильченко С. В., Козлов И. Л., Габлая Т. В. Переоценка безопасности АЭС Украины при воздействии смерчей	7
Кутлахмедов Ю. А., Матвеева И. В. Опыт и перспективы применения технологии дезактивации почв "Turf Cutter"	11
Бондарь Ю. В., Кузенко С. В. Адсорбция стронция на композитные волокна с осажденным слоем ферригидрита	14
Сандул Г. А. Некоторые аспекты организации и работы научно-производственных коллективов предприятий ядерной энергетики	21
Рязанов В. В. Статистика иерархических систем и процессы в ядерном реакторе	29
Скалозубов В. И., Козлов И. Л., Клевцов С. В., Письменный Е. Н. Методические основы реализации принципов адекватности и достаточности для идентификации тяжелых аварий на ВВЭР с учетом уроков Фукусимской аварии	37
Березовский А. Д., Ващенко В. Н., Габлая Т. В., Козлов И. Л., Косенко С. И., Патлашенко Ж. И., Скалозубов В. И. Адаптация аварийного моделирования "непроектного" для ВВЭР ядерного топлива на основе критериального метода	44
Кравченко В. П., Дубковский В. А., Кравченко Е. В. Технико-экономическая оценка возможности использования солнечной электростанции, как источника надежного питания при обесточивании АЭС	48
Азаров С. І., Попович О. В., Сидоренко В. Л. Концептуальні напрями впровадження культури радіаційної безпеки	53
Королев А. В., Ищенко О. П. Потенциал отработанного ядерного топлива	61
Ольховик Ю. О. Щодо захисних властивостей зони аерації майданчика комплексу "Вектор"	65

CONTENTS

Kuts V. The perspectives on branch standardization in Nuclear Power and Atomic Industrial Complex	4
Skalozubov V., Vasilchenko S., Kozlov I., Gablaya T. Reassessment of NPP safety of Ukraine under influence of tornadoes	7
Kutlahmedov Yu., Matveeva I. Experience and perspectives of application with "Turf Cutter" soil decontamination technology	11
Bondar Yu., Kuzenko S. Adsorption of strontium onto composite fibres coated with ferrihydrite layer	14
Sandul G. Some aspects of the organization and operation of scientific and industrial staff of nuclear power enterprises	21
Ryazanov V. Statistics of hierarchical systems and processes in nuclear reactors	29
Skalozubov V., Kozlov I., Klevtsov S., Pysmennyi E. Methodological fundamentals to realize principles of adequacy and sufficiency for identification of WWER severe accidents subject to lessons of Fukushima accident	37
Berezovskiy A., Vashchenko V., Gablaya T., Kozlov I., Kosenko S., Patlashenko Zh., Skalozubov V. Adaptation of Accident Modelling of "Not Design" for WWERs Nuclear Fuel Based on Criterion Method	44
Kravchenko V., Dubkovsky V., Kravchenko I. Economic estimation of possibility of solar power plant using as a source of reliable power in case deenergizing of NPP	48
Azarov S., Popovich O., Sydorenko V. Conceptual directions of radiation safety culture implementation	53
Korolev A., Ischenko O. Potential of spent nuclear fuel	61
Olkhovik Yu. On protective properties of aeration zone for Vector facility site	65

УДК 621.039

В. М. Куц

*ДП “Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування” (ДП “ДНІЦ СКАР”)
Міненерговугілля України, м. Київ*

ПЕРСПЕКТИВИ ГАЛУЗЕВОЇ СТАНДАРТИЗАЦІЇ У ЯДЕРНІЙ ЕНЕРГЕТИЦІ ТА АТОМНО-ПРОМИСЛОВОМУ КОМПЛЕКСІ

Аналізуються нормативні документи ядерно-промислового комплексу, які належать Міністерству енергетики та вугільної промисловості України. Обговорюються перспективи робіт із галузевої стандартизації.

Ключові слова: нормативний документ, стандарт, ядерно-промисловий комплекс.

Галузева стандартизація — може бути досить містким поняттям, але звісно це, у першу чергу, сукупність чинних нормативних документів відповідного рівня затвердження. У цій статті мова йде про нормативні документи, які були затверджені Міненерговугілля України та установами, правонаступником яких сьогодні виступає Міненерговугілля (Мінпаливенерго України, Міненерго України, Держкоматом України тощо) та які відносяться до компетенції управління з питань ядерної енергетики та атомно-промислового комплексу. Тут не розглядаються нормативно-правові акти — документи Міністерства задля здійснення регуляторної діяльності. Темою цієї статті є нормативні документи різних видів (стандарти, положення, методики тощо) суто технічної направленості, так звані “галузеві стандарти”.

ДП “ДНІЦ СКАР” за дорученнями Міністерства з 1999 року і по цей час веде фонд нормативних документів ядерно-промислового комплексу України, здійснює їх реєстрацію та експертизу проєктів нормативних документів перед затвердженням.

Галузеві нормативні документи, які залишились у спадок від Радянського Союзу. За часів Радянського Союзу центральні органи виконавчої влади безпосередньо керували економікою країни і атомна енергетика та атомна промисловість не були виключенням. Стандартам та іншим нормативним документам всіх рівнів, як інструменту технічної політики, приділялась велика увага. Значна кількість нормативних документів технічної направленості затверджувалася саме міністерствами. У грудні 1991 року після розпаду Радянського Союзу українські підприємства атомної енергетики були об’єднані у концерн “Укратоменергопром”, який у січні 1993 було реорганізовано у Державний комітет України з використання ядерної енергії — Держкоматом України. Фонд технічних нормативних документів галузевого рівня затвердження, який дістався у спадок від Радянського Союзу, налічував у той час понад 2000 документів. Звісно, що легітимність цих документів постійно ставилася під сумнів.

Держстандарт України у 1998 році в своєму листі надав роз’яснення, що документи, затверджені органами державної виконавчої влади колишнього СРСР, можуть використовуватись, як інформаційні, у частині, що не суперечить законодавству України. В разі потреби в них, на заміну документам колишнього СРСР повинні бути розроблені документи України.

Постановою Кабінету міністрів України від 3 січня 2002 р. № 2 “Про порядок та терміни дії галузевих стандартів і прирівняних до них інших нормативних документів колишнього СРСР” було впорядковано застосування в Україні галузевих стандартів і прирівняних до них інших нормативних документів колишнього СРСР. У цій Постанові були визначені умови продовження терміну дії документів колишнього СРСР та встановлений кінцевий термін їх використання — 5 років з дня набрання чинності цією Постановою. Органам центральної виконавчої влади пропонувалось закріпити за собою галузеві стандарти та інші прирівняні до них нормативні документи колишнього СРСР, склавши та затвердивши переліки документів, які і надалі будуть використовуватися в їх діяльності. За 5 років треба було розробити їм на заміну документи України.

Міненерго України у встановленому порядку затвердило та надало у Держстандарт передбачені цією Постановою переліки документів колишнього СРСР, термін дії яких продовжувався. Було складено два окремі переліки для ядерної енергетики і атомної промисловості, які налічували приблизно по 700 документів у кожному. Але документи України на заміну цих документів СРСР так і не були розроблені, оскільки не було виділене фінансування робіт. Схожа ситуація склалася і в інших галузях економіки. Крапку в цій історії поставила Постанова КМУ від 20.08.2005 № 788, згідно якої Постанова КМУ від 3 січня 2002 р. № 2 втратила чинність.

Звісно, за час, що пройшов, більшість навіть технічних положень цих нормативних документів СРСР вже застарілі. Але питання щодо їх чинності

виникають і досі. Наприклад, ще у 2014 році до ДП “ДНІЦ СКАР” був переданий для надання інформації по суті питання лист ДП “НАЕК “Енергоатом”. У цьому листі ДП “НАЕК “Енергоатом”, де постійно ведеться робота з актуалізації свого власного переліку нормативних документів експлуатуючої організації, звертався у Міненерговугілля за роз’ясненнями щодо чинності окремих технічних галузевих нормативних документів колишнього СРСР.

Українські нормативні документи ядерно-промислового комплексу. У складі Держкоматому і Міненерго діяла галузева служба стандартизації, були призначені головні і базові організації зі стандартизації за окремими напрямками діяльності і почалося активне розроблення та затвердження галузевих нормативних документів. Для позначення цих документів Держспоживстандарт України погодив використання коду 95, який за часів СРСР належав Міністерству середнього машинобудування. Документи мали позначення: ГНД 95, КНД 95. За видами документів це були переважно положення різних служб, методики виконання та номенклатури показників окремих технологічних процесів, стандарти на продукцію, що застосовувалася у виробничій діяльності.

Проте з роками кількість нормативних документів, що затверджувалися Міністерством, почала постійно скорочуватися. Це було відображення процесу повної передачі функцій господарювання від Міністерства до суб’єктів підприємницької діяльності (ДП “НАЕК “Енергоатом” та ДК “Ядерне паливо”). Тобто замість галузевих стандартів почали переважно розробляти стандарти підприємств. Виключення робилося у тих випадках, коли стандарти потребували погодження з іншими міністерствами.

Остання реорганізація у сфері галузевої стандартизації була проведена Мінпаливенерго України у 2006 році. Були затверджені нові стандарти з порядку розроблення та затвердження стандартів Мінпаливенерго:

СОУ-Н МПЕ 001:2006 Правила розроблення нормативних документів;

СОУ-Н МПЕ 002:2006 Правила побудови, викладення, оформлення та вимоги до змісту нормативних документів;

СОУ-Н МПЕ 003:2006 Правила затвердження, реєстрації та підготовки до видання нормативних документів.

ДП “ДНІЦ СКАР” наказом Мінпаливенерго від 27.12.2006 № 531 “Про призначення головних та базових організацій із стандартизації в ядерно-промисловому комплексі” у черговий раз було призначене організацією з експертизи, реєстрації та ведення фонду нормативних документів ядерно-промислового комплексу.

Суттєво змінив ситуацію у галузевій стандартизації новий Закон України “Про стандартизацію” від 05.06.2014 р. № 1315-VII, який набув чинності з 01.01.2015. Згідно пункту 3 “Прикінцевих і перехідних положень” цього Закону галузеві нормативні документи “застосовуються до їх заміни на технічні регламенти, національні стандарти, кодекси усталеної практики чи скасування в Україні, але не більш як 15 років з дня набрання чинності цим Законом”. Подальше розроблення нових галузевих стандартів Законом не передбачається. Протягом 15 років з дня набрання чинності цим Законом центральні органи виконавчої влади мають право у відповідних сферах діяльності та в межах своїх повноважень здійснювати діяльність із галузевої стандартизації, крім розроблення і затвердження нових галузевих нормативних документів.

На виконання цього закону Міненерговугілля визнало такими, що втратили чинність, власні стандарти з порядку розроблення нормативних документів:

СОУ-Н МПЕ 001:2006, СОУ-Н МПЕ 002:2006, СОУ-Н МПЕ 003:2006.

З 01.01.2015 не було затверджено жодного нового галузевого нормативного документа у ядерно-промисловому комплексі.

Проте, наказом Міненерговугілля від 20.05.2015 № 305 “Про організацію робіт зі стандартизації у паливно-енергетичному комплексі” були призначені головні організації зі стандартизації за напрямками діяльності. ДП “ДНІЦ СКАР” знову призначене головною організацією зі стандартизації у ядерній енергетиці. Державне підприємство “Український науково-дослідний та проектно-вишукувальний інститут промислової технології” (м. Жовті води) призначене головною організацією зі стандартизації у атомно-промисловому комплексі. Цей наказ має свідчити про намір Міністерства продовжувати діяльність з галузевої стандартизації. Подив у цьому наказі викликає суттєве нововведення — розширення сфери діяльності головних організацій зі стандартизації на нормативні документи (стандарти), які належать підприємствам і організаціям галузі. Це абсолютно новий підхід до стандартизації, бо досі та сама установа або організація, яка затверджувала стандарт, і далі несла відповідальність за його перевірку і перегляд, актуальність покажчику своїх чинних нормативних документів.

Станом на жовтень 2015 року у фонді нормативних документів ядерно-промислового комплексу налічується 141 чинний нормативний документ (документи галузевого рівня затвердження без обмеження терміну дії та щодо яких відсутні накази про скасування). Сюди не входять нормативно-правові акти і, також, нормативні документи

із загальної електроенергетики, фізичного захисту, охорони праці і пожежної безпеки, які відносяться до компетенції відповідних управлінь Міненерговугілля України.

Висновки

По-перше, назріла необхідність критичного аналізу і перегляду фонду нормативних документів ядерно-промислового комплексу. Відповідно до нового Закону України “Про стандартизацію” галузеві нормативні документи повинні бути замінені на національні стандарти або стандарти підприємств, чи скасовані. ДП “ДНІЦ СКАР” пропонує виконати перевірку чинних нормативних документів з висновками по кожному документу, розсилку матеріалів до зацікавлених організацій галузі і обробку відгуків. Направлені матеріали можуть бути винесені на колегіальне обговорення, наприклад, на засідання секції Науко-технічної ради Міненерговугілля, на якому будуть прийняті рішення по кожному чинному нормативному документу ядерно-промислового комплексу. В подальшому ці рішення можуть бути затверджені наказом Міненерговугілля. Пропозиція ДП “ДНІЦ СКАР”, щодо такої роботи, направлена до плану науково-технічних робіт Міненерговугілля на 2015 рік.

По-друге, у світлі нового Закону України “Про

стандартизацію” майбутнє галузевої стандартизації виглядає досить туманним. За 15 років не повинно залишитись галузевих нормативних документів. Ця норма закону безперечно свідчить про курс на ліквідацію галузевої стандартизації. Але питання щодо робіт у перехідний період залишилось відкритим. На протязі цих 15 років центральні органи виконавчої влади мають самі визначитися з роботами по стандартизації у своїх сферах діяльності і в межах своїх повноважень. Тож залишається чекати, поки Міненерговугілля сформує більш детальне бачення робіт із стандартизації в галузі. Причому слід зазначити, що у цій статті розглядалася тільки порівняно невелика частина з усіх галузевих нормативних документів. Навіть у ядерно-промисловому комплексі, крім розглянутих у цій статті документів, ще застосовуються нормативні документи із загальної електроенергетики, фізичного захисту, охорони праці і пожежної безпеки. А ще є тепла генерація, відновлювальна енергетика, гідроелектроенергетика, нафтогазовий комплекс, вугільна промисловість. Поки що, наказ Міненерговугілля від 20.05.2015 № 305 “Про організацію робіт зі стандартизації у паливно-енергетичному комплексі” викликає більше запитань, ніж дає відповідей щодо продовження робіт із стандартизації в енергетиці України.

Список використаної літератури

1. Про стандартизацію : Закон України від 05.06.2014 № 1315-VII // Відомості Верховної Ради України. — 2014. — № 31. — С. 1058.
2. Про порядок та терміни дії галузевих стандартів і прирівняних до них інших нормативних документів колишнього СРСР : Постанова Кабінету міністрів України від 3 січня 2002 р. № 2 // Офіційний вісник України. — 2002. — № 2. — Ст. 231.
3. Про визнання такими, що втратили чинність, деяких постанов Кабінету Міністрів України : Постанова Кабінету міністрів України від 20 серпня 2005 р. № 788 // Офіційний вісник України. — 2005. — № 34. — Ст. 120.

Отримано 29.09.2015

УДК 629.031

В. И. Скалозубов¹, С. В. Васильченко², И. Л. Козлов³, Т. В. Габлая¹¹ *Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, г. Киев*² *Институт поддержки эксплуатации АЭС, г. Киев*³ *Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса***ПЕРЕОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ АЭС УКРАИНЫ
ПРИ ВОЗДЕЙСТВИИ СМЕРЧЕЙ**

В статье приведены основные положения регламентирования смерчеопасности для ядерных установок, а также анализ известных результатов оценок воздействия смерчей на безопасность АЭС Украины, полученных в “до” и “постФукусимский” периоды. В результате проведенного анализа установлена недостаточная обоснованность расчетных оценок частоты прохождения смерчей и исключения из рассмотрения аварийных событий с затоплением промплощадок под воздействием смерчей не менее 2-го класса интенсивности. Определена необходимость переоценки безопасности АЭС Украины с учетом обоснованно установленных характеристик смерчеопасных зон и уроков Фукусимской аварии.

Ключевые слова: смерчеопасные зоны, безопасность АЭС.

Под смерчем (торнадо, тромб) обычно подразумевается сильный, обладающий большой разрушительной силой маломасштабный атмосферный вихрь диаметром до 1000 м, в котором воздух вращается с большой скоростью (до 100 м/с) [1].

Определяющими газодинамическими характеристиками мощности смерчей являются:

максимальная горизонтальная скорость вращательного движения стенки смерча V ;
 поступательная скорость движения смерча U ;
 длина L_k и ширина W_k пути прохождения смерча;
 перепад давления между периферией и центром вращения воронки Δp .

Диапазоны изменения основных газодинамических характеристик соответствуют определенному классу интенсивности смерчей по F-шкале Фуджиты-Пирсона [2] (см. табл. 1).

Максимальное расчетное значение ветрового давления при воздействии смерчей следует учитывать в виде векторной суммы максимальной горизонтальной скорости вращательного движения стенки смерча V и поступательной скорости движения смерча U .

Перепад атмосферного давления в зависимости от расстояния (радиуса) r от центра вихря смерча определяется соотношением [1]:

$$p_a(r) = \rho \frac{V_m^2}{2} \left(2 - \frac{r^2}{R_m^2} \right); 0 \leq r \leq R_m; \quad (1)$$

$$p_a(r) = \rho \frac{V_m^2}{2} \cdot \frac{R_m^2}{r^2}; r \geq R_m, \quad (2)$$

где V_m — максимальная тангенциальная скорость ветра; R_m — радиус, соответствующий максимальной скорости вращения воздушного потока; ρ —

плотность воздуха.

Для ядерной установки (ЯУ) под смерчеопасным событием подразумевается прохождение через территорию размещения ЯУ смерча, способного вызвать повреждения ЯУ с возможными радиационными последствиями; смерчеопасный район — территория, на которой вероятность прохождения смерчей через фиксированную точку превышает допустимый предел смерчеопасного события; эффективный период наблюдений — интервал времени, в течение которого частота появления смерчей в районе постоянна и совпадает с частотой появления смерчей в течение периода регулярных наблюдений.

Статистические данные о прохождении смерчей через территорию выбранной площадки размещения и сооружения ЯУ определяют решение о принятии допустимого предела вероятности возникновения смерчеопасного события P_0 . С учетом рекомендаций [1] P_0 можно принимать равным 10^{-4} .

Смерчеопасность территории размещения ЯУ оценивается путем установления годовой вероятности P_s возникновения смерчеопасного события в районе размещения и сооружения ЯУ в пределах окружающей площадку объекта территории площадью 1000 км² [1].

Если для района размещения ЯУ в пределах окружающей площадку объекта территории площадью 1000 км², расположенной в зоне с однородными физико-географическими условиями образования смерчей, установлена годовая вероятность прохождения смерчей более P_0 ($P_s > P_0$), то территория является смерчеопасной, что требует определения основных характеристик смерчей.

При анализе параметров смерчеопасности территории сооружения ЯУ следует учитывать,

Таблиця 1. Соответствие классов интенсивности смерчей диапазонам определяющих газодинамических характеристик

Класс интенсивности k	Диапазоны характеристик				
	Максимальная горизонтальная скорость вращения движения стенки смерча V , м/с	Поступательная скорость движения смерча U , м/с	Длина пути прохождения смерча L , км	Ширина пути прохождения смерча W , м	Перепад давления между периферией и центром воронки смерча Δp , ГПа
0	До 33	До 8	До 1,6	До 16	До 13
1	33 — 49	8 — 12	1,6 — 5,0	16 — 50	14 — 31
2	50 — 69	13 — 17	5,1 — 16,0	51 — 160	32 — 60
3	70 — 92	18 — 23	16,1 — 50,9	161 — 509	61 — 104
4	93 — 116	24 — 29	51 — 160	510 — 1600	105 — 166
5	117 — 140	30 — 35	161 — 507	1601 — 5070	167 — 249

начиная с 3 класса интенсивности смерча, предметы, переносимые смерчем, в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ [2]:

автомобиль массой 1800 кг;

200 мм бронебойный артиллерийский снаряд массой 125 кг;

сплошная стальная сфера диаметром 2,5 см.

Площадь действия нагрузки принимается равной площади поперечного сечения предмета. Направление движения предмета при соударении с сооружением принимается наиболее неблагоприятным, т.е. перпендикулярным к наружной поверхности сооружения. Место соударения может быть произвольным, т.е. в любой точке на наружной поверхности сооружения.

Годовая вероятность P_s возникновения смерчеопасного события в районе размещения и сооружения ЯУ в пределах окружающей площадку объекта территории площадью 1000 км², расположенной в районе площадью A с однородными физико-географическими условиями образования смерчей, определяется по формуле [1]:

$$P_s = \frac{S \cdot 10^3}{AT}, \quad (3)$$

где S — суммарная площадь зоны разрушений от смерчей в районе площадью A ; T — эффективный период наблюдений.

Для оценки эффективного периода наблюдений T в рассматриваемом районе (зоне) путем анализа хронологического графика зарегистрированных смерчей необходимо выбрать максимальный однородный по частоте прохождения смерчей период T_0 , в течение которого зарегистрировано m_0 смерчей. Величину T следует определять из условия постоянной частоты прохождения смерчей по формуле:

$$T = T_0 \frac{m}{m_0}, \quad (4)$$

где m — полное число смерчей, зарегистрирован-

ных в районе.

Годовая вероятность прохождения смерча с классом интенсивности k через район площадью A , в котором находится площадка ЯУ, должна определяться на основе соотношения:

$$P = P_s [1 - F(k)], \quad (5)$$

где $F(k)$ — вероятность неперевышения класса k среди смерчей, зарегистрированных в данном районе.

Общее число смерчей N , прошедших через рассматриваемый район, и суммарную площадь разрушений S следует определять с помощью выражений:

$$N = \sum_{k=0}^m n_k a(k), \quad S = \sum_{k=0}^m n_k a(k) L_k W_k, \quad (6)$$

где n_k — число зарегистрированных смерчей класса k ; L_k — длина пути смерча; W_k — ширина пути смерча.

Расчетный класс интенсивности вероятного смерча на территории размещения ЯУ следует определять с учетом требования

$$F(k_p) = 1 - \frac{P_0}{P_s} \quad (7)$$

по формуле

$$k_p = -\frac{1}{a} \left[\ln \left(1 - \frac{P_0 AT}{S \cdot 10^3} \right) + b \right] \quad (8)$$

Значение $F(k)$ определяется при выполнении условия:

$$P_s > P_0 \quad (9)$$

При невыполнении условия (9) установление смерчеопасности и расчетных характеристик смерчей не проводится и территория размещения ЯУ

приймається безпечною по віроятним впливам смерчей [1].

Аналіз результатів оцінок смерчопасності для об'єктів атомної енергетики України. В відповідності з зареєстрованими статистичними даними в період з 1844 по 2001 г.г. більшість ЯУ України знаходяться в смерчопасних районах: розрахунковий клас інтенсивності смерчей $k_p \geq 2$ з щорічною віроятністю P_S виникнення смерчопасного події більше 10^{-4} год^{-1} [1].

В “дофукусимський” період оцінки смерчопасності для АЕС України були реалізовані в рамках звітів по аналізу безпеки при зовнішніх екстремальних впливах (ОАБ ВЭВ). Основні результати цих оцінок на прикладі Запорізької АЕС наведені в табл.2 (см., наприклад, [3]).

Аналіз впливу смерчопасності на безпеку АЕС в ОАБ ВЭВ фактично зводився до оцінки сумарної віроятності виникнення смерчей (частоти проходження смерчей) в районі розташування АЕС при консервативному припущенні, що виникнення смерчей різного класу інтенсивності (в т. ч. і менше 2-го) призводить до важких аварій. В результаті для Запорізької АЕС встановлено, що смерчі вносять найбільший внесок до всіх можливих екстремальних природних явищ до частоти пошкодження активної зони (ЧПАЗ), який становить 14,3% від базової ЧПАЗ для внутрішніх вихідних подій, а найбільш критичними для безпеки при впливі смерчей є системи нормального електропостачання і технічного водопостачання відповідальних споживачів. Разом з тим, на основі результатів консервативних оцінок відносно невеликого впливу впливу смерчей на сумарну ЧПАЗ відповідним протипожежним організаційно-технічним заходам встановлено низький пріоритет.

Аналогічні результати отримані і для інших промплощадок АЕС України.

Проведені в “постфукусимський” період стресс-тести переоцінки безпеки атомної енергетики України з урахуванням уроків Фукусимської аварії [4] не виявили додаткові (нові) дефіцити безпеки в відношенні екстремальних природних явищ (в тому числі і смерчей).

В відношенні основних результатів оцінок смерчопасності для АЕС України в “до” і постфукусимський періоди необхідно відзначити:

1. Оцінки ОАБ ВЭВ частоти проходження смерчей суперечать встановленим категоріям смерчопасних зон. Так, для району Запорізької АЕС (зона Б підвищеної смерчопасності) клас інтенсивності смерчей становить 3,58 з частотою проходження $87 \cdot 10^{-4} \text{ год}^{-1}$ [1]; а в ОАБ ВЭВ $8,19 \cdot 10^{-7} \text{ год}^{-1}$. Іменно такі не обґрунтовані низькі оцінки ОАБ ВЭВ частоти проходження смерчей дозволили в кінцевому підсумку зробити висновки про їх відносно невеликий вплив на базову ЧПАЗ навіть при надмірно консервативних припущеннях по умовній віроятності пошкодження активної зони при впливі смерчей (прийнята рівна одиниці).

2. Один з основних уроків Фукусимської аварії пов'язаний з недопустимістю виключення з розгляду (моделювання, аналізу, протипожежних заходів) відносно невеликої віроятності екстремальних природних явищ (в т. ч. і при їх спільному впливі). Тому, прийнята в ОАБ ВЭВ низька пріоритетність розгляду впливу смерчей на безпеку АЕС є необґрунтованою (а тим більше в зонах підвищеної смерчопасності).

3. Недостатньо обґрунтовано виключено з розгляду аварійне подія з затопленням промплощадки АЕС, викликаною впливом смерча (в т.ч. і при спільному впливі з іншими екстремальними природними явищами).

Таблиця 2. Дані про кількість і характеристики смерчей для зони Б підвищеної смерчопасності (район розташування ЗАЕС)

Клас смерча	Кількість зареєстрованих смерчей	Коефіцієнт $a(k)$	Кількість смерчей фактичних	Довжина шляху проходження смерча, км	Ширина шляху проходження смерча, км	Площа шляху проходження смерча, км ²	Площа шляху проходження всіх смерчей класу k , км ²	Частота проходження смерча
0	29	1,5	44	0,90	0,01	0,01	0,36	$1,13 \cdot 10^{-8}$
0,5	1	1,5	2	1,61	0,02	0,03	0,04	$1,23 \cdot 10^{-9}$
1	33	1,5	50	2,86	0,03	0,08	4,05	$1,28 \cdot 10^{-7}$
1,5	2	1	2	5,09	0,05	0,26	0,52	$1,64 \cdot 10^{-8}$
2	18	1	18	9,05	0,09	0,82	14,74	$4,66 \cdot 10^{-7}$
2,5	1	1	1	16,09	0,16	2,59	2,59	$8,19 \cdot 10^{-8}$
3	8	1	8	28,61	0,29	8,19	65,49	$2,07 \cdot 10^{-6}$
3,5	1	1	1	50,88	0,51	25,89	25,89	$8,19 \cdot 10^{-7}$
4	1	1	1	90,48	0,90	81,87	81,87	$2,59 \cdot 10^{-6}$
Сума	94		126			119,73	195,54	$6,18 \cdot 10^{-6}$

Например, при известном событии 24.07.1991 г. в районе долин рек Мацеста и Бзугу (Краснодарский край) “вышедший” с моря смерч (2-й класс интенсивности) поднял уровень воды до 5 м, что привело к большим разрушениям строений и коммуникаций, а также человеческим жертвам. Также на бывшей территории Советского союза зафиксировано десятки событий с выходом смерчей не более 2-го класса интенсивности от водного объекта с катастрофическими последствиями [1]. Так, для района Запорожской АЭС при установленном классе интенсивности смерча более 3-го удельная (на единицу поверхности) подъемная сила почти в 2,5 раза (109 ГПа — [1]) превышает соответствующее значение в приведенных выше

примерах. Поэтому, необходим дополнительный анализ возможного затопления промплощадки АЭС в смерчопасных районах (в том числе при совместном воздействии с другими экстремальными природными явлениями).

Выводы

Необходима переоценка безопасности всех АЭС Украины с учетом обоснованно установленных характеристик смерчопасных зон и уроков Фукусимской аварии в отношении маловероятных экстремальных природных явлений.

Список использованной литературы

1. Рекомендации по оценке характеристик смерча для объектов использования атомной энергии // Руководства по безопасности РБ-022-01. — Госатомнадзор России. — 2002.
2. Учет экстремальных метеорологических явлений при выборе площадок АЭС // Серия изданий по безопасности МАГАТЭ. № 50-SG-S11A. — Вена. — 1983.
3. Научно технические основы мероприятий повышения безопасности АЭС с ВВЭР / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, Ю. А. Комаров, А. В. Шавлаков / Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2010. — 200 с.
4. Комплекс методов переоценки безопасности атомной энергетики Украины с учетом уроков экологических катастроф в Чернобыле и Фукусиме / В. И. Скалозубов, Г. А. Оборский, И. Л. Козлов, и др. Одесса: Астопринт. — 2013. — 244 с.

Получено 22.07.2014

УДК 504.034(075.8)

*Ю. А. Кутлахмедов, И. В. Матвеева**Национальный авиационный университет, Институт экологической безопасности, г. Киев*

ОПЫТ И ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ ТЕХНОЛОГИИ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПОЧВ “TURF CUTTER”

В статье проведена оценка эффективности технологии дезактивации загрязненных радионуклидами почв с помощью снятия верхнего слоя дернины установкой “Turf Cutter”. В статье проводится сравнение результатов дезактивации пастбищ с использованием технологии “Turf Cutter” с традиционными методами окультуривания пастбищ (высев трав, мелиорация и тому подобное). Сравнение разницы “польза-вред” для этих двух методов показывает, что дезактивация грунтов после аварии на ЧАЭС с помощью технологии “Turf Cutter” практически вдвое более эффективна, чем традиционные методы улучшения пастбищ и лугов. В статье подчеркнута также необходимость развития этой технологии и использования ее в Украине.

Ключевые слова: экосистемы, радиоактивное загрязнение, дезактивация почв, снятие дернины на пастбищах.

Оценка эффективности технологии дезактивации почвы “Turf Cutter”. Исследования, начатые нами в рамках международного проекта ЕСР-4 “Технологии и стратегии дезактивации” [1], позволили разработать и испытать новую технологию дезактивации загрязненных почв путем удаления тонкого слоя дернины (2—5 см) вибрирующим ножом специальной машины “Turf-Cutter”, способной повторять неровности микрорельефа. Наши эксперименты проводились на радиоактивно-загрязненных почвах в 10-км зоне ЧАЭС и на других территориях Украины и Беларуси в течение 1992-1998 гг. В экспериментах применялась установка “Turf Cutter” (производство США). Первое испытание технологии было проведено на хорошо задернованной территории радиоэкологического полигона “Буряковка” в 4 км от промплощадки ЧАЭС при уровне загрязнения 100 Ки/км² по ¹³⁷Cs, 80 Ки/км² по ⁹⁰Sr, 7 Ки/км² по ²³⁹Pu. Исследования показали, что до 95% радиоактивности на невспаханном участке полигона были сосредоточены в то время в верхнем слое дернины. В результате испытаний на выбранном участке была достигнута высокая эффективность дезактивации почвы — коэффициент дезактивации $K_d = 25—40$ [2].

Второе испытание технологии было проведено на полигоне “Чистогаловка” в 3 км от промплощадки ЧАЭС. Полигон характеризовался высоким уровнем радионуклидного загрязнения (150 Ки/км² по ¹³⁷Cs), слабой дерниной на легкой песчаной почве и неровной поверхностью. Снятие дернины на этом полигоне позволило провести достаточно эффективную дезактивацию почвы — $K_d = 10—15$.

Еще одно испытание технологии, проведенное нами в белорусской части зоны отчуждения ЧАЭС, продемонстрировало возможность выбо-

рочного снятия дернины в условиях пятнистого радионуклидного загрязнения. Оперативная оценка пятнистости загрязнения была проведена с помощью полевого гамма-спектрометра “Корад”. По данным оценки пятнистости загрязнения было произведено выборочное снятие дернины на этом участке, что позволило уменьшить объем снятой дернины на 70%. При этом K_d для участка в целом по ¹³⁷Cs составил 5—7 единиц.

Очередное испытание технологии было проведено нами в 1993 г. в с. Милячи (Ровенская область, Дубровицкий район, Украина) на пастбище “Став” с осушенными торфяно-болотными почвами и уровнем загрязнения по ¹³⁷Cs — около 5 Ки/км², которое не подвергалось воздействию иных защитных мероприятий (ЗМ). После снятия загрязненной дернины ($K_d = 15—20$), на полигоне были высеяны многолетние кормовые травы. Уровень радиоактивного загрязнения этих трав был в 20 раз ниже, чем на контрольных участках. Сравнение уровней загрязнения молока от подопытных коров, которых кормили травой с дезактивированного участка, с молоком от контрольных коров, траву для откорма которых брали с соседних недезактивированных участков, показало, что уровень загрязнения молока снизился в 15—20 раз [2].

Полученные данные свидетельствуют о высокой эффективности предложенной технологии дезактивации загрязненных почв с помощью снятия дернины специальной установкой “Turf Cutter”. K_d составил от 7—15 на пылевато-песчаных и песчаных почвах с рыхлой дерниной до 20—40 на осушенных торфяно-болотных почвах с наиболее плотной дерниной. По данным полевых испытаний установлена зависимость эффективности данной технологии дезактивации от характера почв, растительного покрова и ландшафтных условий и показана высокая степень ее эколо-

гической безопасности. Это позволило, используя элементы ГИС-технологий, выполнить соответствующие оценки перераспределения радионуклидов и провести зонирование загрязненной территории по возможности и эффективности применения технологии “Turf Cutter” для дезактивации почвы, и выделить участки, где ожидаемая эффективность будет наиболее высокой [3].

Применение технологии дезактивации почвы “Turf Cutter” на территории с. Милячи (Дубровицкий район, Ровенская область). Примером эффективного использования ЗМ, являются результаты их реализации на примере с. Милячи, Дубровицкого района, Ровенской области (табл. 1).

Видно, что снижение коллективной дозы для населения с. Милячи составляет около 380 чел-бэр. Ожидаемая коллективная доза для населения по рациону питания составляет около 1800 чел-бэр. Таким образом, снижение дозы на 380 чел-бэр вследствие использования ЗМ в частном секторе не является значительным для населения. Снижение коллективной дозы в коллективном секторе на 1284 чел-бэр составляет значительную величину, но направлено оно, в основном, на уменьшение экспортной дозы.

Проанализированы возможности использования метода снятия верхнего слоя почвы (дернины) на территории с. Милячи. Данные этого анализа приведены в табл. 2. Территория, на которой возможно эффективно использовать установку “Turf Cutter”, оценивается в 340 га торфяных почв. Это пастбища, которые не вспахивались после аварии на ЧАЭС.

Следует подчеркнуть, что ЗМ, широко применяемые в сельском хозяйстве, как правило, не изменяют (не ухудшают) качество агроэкосистемы, и тем самым не снижают значений фактора радиоемкости (см. табл. 1). Исключение составляет применение установки “Turf Cutter” для снятия слоя дернины 2—5 см. При этом теряется часть плодородного слоя, что и вызывает некоторое снижение фактора радиоемкости почвенного покрова ($F=0,9$). Особо опасно для экосистемы механическое снятие плодородного слоя (10—15 см) с помощью бульдозера и другой тяжелой техники.

Перспективы применения технологии дезактивации почвы “Turf Cutter” на территории Украины [2]. Проведем оценку разности “польза - вред” для данного ЗМ (табл. 3.)

Таблица 1. Оценка эффективности ЗМ, реализованных на частных фермах территории с. Милячи (1988—1993 гг. — по молоку Бк/л)

ЗМ	Количество голов скота	Количество средств	Стоимость ЗМ (\$ США)	Содержание ^{137}Cs в молоке (Бк/л)		K_d по молоку	Снижение кол. дозы (чел-бэр)	Чистая польза (\$ США)
				до ЗМ	после ЗМ			
Болюсы	80	240 шт	720	500	220	2,2	28	509
Хумолит	250	45 т	270	500	280	1,8	314	2143
Ферроцин	50	7 кг	55	500	200	2,5	29	171
Turf Cutter	0,5 га	—	12	720	40	20	5	27
Всего							376	2850

Примечания.

1. K_d — определяется как отношение уровня загрязнения молока до применения ЗМ к его величине после их использования.
2. Приведен анализ соотношения “польза - вред”. Чистая польза — это разность стоимости затрат на контроммеры и величины снижения коллективной дозы, умноженной на стоимость человеко-бэра - 40 \$ США.

Таблица 2. Ожидаемое снижение коллективной дозы по молоку от использования на частных пастбищах метода снятия дернины ($K_d=20$)

Тип почвы	Содержание ^{137}Cs Ки/км ² (площадь, га)	Загрязнение молока (Бк/л)		Снижение коллективной дозы, чел-бэр
		до	после	
Подзолистые	2-5(100)	150-200	10	242
	5-15(60)	400-600	25	435
Торфяные	2-5(110)	200-300	15	383
	5-15(70)	600-900	40	751
Всего				1810

Таблиця 3. Оценка ожидаемой пользы и снижения коллективных доз после использования технологии “Turf Cutter” на загрязненных радионуклидами территориях Украины (1—15 Ки/км²)

Область	Площадь, тыс.га	Снижение кол-дозы, тыс.чел-бэр	Стоимость работы “Turf Cutter”, тыс \$/га	Польза, тыс \$	Польза вред, тыс \$
Уровень загрязнения ¹³⁷ Cs (1—5 Ки/км ²)					
Киевская	1	5	25	200	175
Житомирская	11	55	275	1760	1485
Ровенская	15	75	375	2400	2025
Всего	27	135	675	4360	3685
Уровень загрязнения ¹³⁷ Cs (5—15 Ки/км ²)					
Киевская	0,3	4	7,5	128	120
Житомирская	2,5	30	62,5	960	897
Ровенская	1,0	12	25,0	384	359
Всего	3,8	46	95	1472	1377

Стоимость одного чел-бэра принята нами 40 \$ по законам Украины (самая низкая оценка по сравнению, с западными странами) [3]. Общая польза от широкого использования технологии “Turf Cutter” на не вспаханных торфяных пастбищах и лугах Украины оценивается в 5062 тыс \$ [5].

Заключение

Приведенный анализ данных об улучшении загрязненных радионуклидами пастбищ на территории Украины показал, что оценка разницы “польза-вред” составляет около 1668 тыс. долларов США. Сравнение разницы “польза-вред” для этих двух методов показывает, что дезактивация грун-

тов после аварии на ЧАЭС с использованием технологии “Turf Cutter” практически вдвое более эффективна, чем традиционные методы улучшения пастбищ и лугов. Далее, с течением времени, эта разница будет расти, так как улучшение пастбищ и лугов нужно повторять раз в 3 года, а дезактивацию с использованием технологии “Turf Cutter”, достаточно сделать один раз. Эти данные еще раз подчеркивают высокую эффективность метода дезактивации почв на пастбищах и лугах с помощью технологии “Turf Cutter”, а также необходимость развития этой технологии и использования ее в Украине.

Список использованной литературы

1. Strategy of Desactivation. Final Report project ECP-4, —Brussels, 1996.— 320 p.
2. Надежность экологических систем. Теория, модели и практические результаты. Кутлахмедов Ю. А., Матвеева И. В., Родина В. В. — Palmarium academic publishing, 2013.— 318 с.
3. Ландшафты Чернобыльской зоны и их оценка по условиям миграции радионуклидов. Давыдчук В. С., Зарудная Р. Ф., Михели С. В. и др. — Киев: Наукова думка, 1994.— 112 с.
4. Fluxes of radionuclides in rural communities in Russia, Ukraine and Belarus. ECP-9 . Annual report (1993—1994 y.y.)— 280 p.
5. Основы радиоэкологии. Кутлахмедов Ю. А., Корогодина В. И., Кольтовер В. К. —Учебное пособие. Вища школа,— Киев, 2003.— 320 с.

Получено 6.04.2015

УДК 502.65:621.039.75:628.3

*Ю. В. Бондарь, С. В. Кузенко**ГУ “Институт геохимии окружающей среды” НАН Украины, г. Киев*

АДСОРБЦИЯ СТРОНЦИЯ НА КОМПОЗИТНЫЕ ВОЛОКНА С ОСАЖДЕННЫМ СЛОЕМ ФЕРРИГИДРИТА

Синтезированы новые композитные волокна путем *in situ* осаждения слоя 2-линейчатого ферригидрита на поверхность модифицированных полипропиленовых волокон. Композитные волокна показали высокую химическую устойчивость как в кислых, так и щелочных растворах. Представлены результаты изучения адсорбции ионов стронция на синтезированные волокна в зависимости от времени контакта, pH, начальной концентрации стронция и концентрации ионов кальция в модельных растворах. Установлен pH-зависимый и двухстадийный характер адсорбции стронция. Присутствие ионов кальция в растворе подавляет адсорбцию стронция на композитные волокна.

Ключевые слова: жидкие радиоактивные отходы, адсорбция, стронций, композитные волокна, полипропилен, ферригидрит.

Устойчивое развитие атомной энергетики во многом зависит от экологически приемлемого решения проблемы обращения с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО). Особую проблему представляют низкоактивные ЖРО как в связи с большим объемом уже накопленных отходов, так и с постоянным их образованием.

Во многих случаях эффективным способом очистки ЖРО является сорбционное извлечение радионуклидов до достижения уровня радиационной безопасности очищенных растворов.

Стронций-90, наряду с цезием-137, обуславливает более 90% активности низкоактивных ЖРО. Несмотря на немалый ассортимент органических и неорганических адсорбентов, синтезированных для селективного связывания Sr-90, поиск новых недорогих и эффективных сорбционных материалов все еще остается актуальной задачей.

Полевые наблюдения на загрязненных территориях Беларуси показали, что накопление Sr-90 и Cs-137 в количествах, превышающих фон в 5-10 раз, происходит на аморфных и слабо окристаллизованных гидроксидах железа и марганца [1]. Изучение форм нахождения радионуклидов в этих образцах позволило выявить связь основной массы Sr-90 с оксидной фракцией (32—58%) при относительно высоких показателях обменной (16—48%) и водорастворимой (1—9%) форм, а местами повышенной доли органогенной (5—18 %) формы [2]. Лабораторные исследования подтвердили высокую сорбционную способность искусственно полученных аморфных гидроксидов железа и марганца по отношению к Sr-90 и Cs-137 при значениях pH 4—9 (близких к природным). При этом, свежесозаженный гидроксид железа ($\text{Fe}(\text{OH})_3$) продемонстрировал более высокую поглощающую способность по отношению к радиостронцию, в то время как гидратированный оксид марганца ($\text{MnO}(\text{OH})_2$) лучше сорбировал радиоцезий [3].

В другой работе был исследован керновый материал скважины, пробуренной в скальных породах вблизи водоема-хранилища жидких радиоактивных отходов (оз. Карачай, Россия) [4]. Радиогеохимический анализ кернового материала, представленного кусками-монолитами с разных глубин, позволил авторам обнаружить, что основная активность сосредоточена в приповерхностной части разреза (до глубины 30—40 м). Наибольшие удельные активности приурочены к трещинам разного порядка, поверхность которых покрыта гидроксидами железа, глинистым материалом, лейкоксенизированным сфеном и лейкоксомом. Основная бета- и альфа-активность обусловлена стронцием-90 (3470 Бк/кг), цезием-137 (56 Бк/кг), ураном-238(234) (24—27) Бк/кг), торием-230 (22 Бк/кг), а также кобальтом-60, плутонием-239(240). Авторы сделали вывод о преимущественно сорбционном механизме задержки радионуклидов, мигрирующих по трещинам горных пород, такими природными сорбентами, как гидроксид железа и глинистые минералы.

Среди 16 основных минеральных видов оксидов и гидроксидов железа наивысшую адсорбционную активность продемонстрировал ферригидрит [5]. Ферригидрит ($5\text{Fe}_2\text{O}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$) - оксигидроксид трехвалентного железа, который существует исключительно в виде слабо окристаллизованных (или “аморфных”) наноразмерных кристаллов (2—6 нм) и агрегатов из них [5]. Ферригидрит как новый минеральный вид был описан Чухровым только в 1973 году [6], и его до сих пор ошибочно называют “аморфным оксидом железа” или “гидратированным оксидом железа” [5].

Ферригидрит (Фг) образуется в результате растворения и последующего окисления Fe-содержащих минералов и является продуктом геохимических преобразований в зоне гипергенеза. Фг является термодинамически нестабильным

минералом и претерпевает естественную трансформацию (старение) в более устойчивый гетит или гематит [5—7]. Высокая удельная площадь поверхности, превосходная сорбционная способность и низкая стоимость позволяет рассматривать ферригидрит в качестве перспективного адсорбционного материала.

Ферригидрит может быть легко синтезирован в лабораторных условиях в виде коллоидного раствора или в виде ультрадисперсных частиц - после низкотемпературной сушки [5, 7]. Однако, в таком виде Фг малоприспособен для практического применения в качестве адсорбента в связи с трудностью отделения его от очищенного раствора [8].

Была предложена новая технология получения композитных сорбционных материалов путем контролируемого *in situ* осаждения Фг на/в твердые матрицы, в качестве которых были использованы как неорганические, так и полимерные матрицы [9, 10].

Композитный адсорбент на основе песка, покрытого гидроксидом железа (П-ГОЖ), был использован для выделения Sr-90 из модельных жидких радиоактивных отходов, имитирующих ЖРО из канистр Ханфордской ядерной резервации. Модельные ЖРО имели щелочной pH, высокий солевой фон, а также высокие концентрации натрия - (5,5 моль/дм³) и нитрат-ионов (3,7 моль/дм³) [11]. В работе было показано, что композитный адсорбент на основе П-ГОЖ способен селективно извлекать Sr-90 даже при наличии конкурирующих ионов Ca²⁺, Al³⁺ и Cr³⁺.

В другой работе сравнили адсорбционную способность по отношению к Sr-90 природного монтмориллонита Черкасского месторождения и монтмориллонита, покрытого гидроксидом железа (III) [12]. Было показано, что наличие гидроксида железа на поверхности монтмориллонита приводит к повышению адсорбции Sr-90 в широкой области pH.

К сожалению, во многих работах по синтезу и использованию композитных адсорбентов с осажденной фазой гидроксида железа не проводили минералогическую диагностику осажденной фазы. Между тем, этот вопрос заслуживает внимания в связи с тем, что, ферригидрит, например, как метастабильный минерал, может трансформироваться в более стабильный гетит и / или гематит, и большой научный интерес вызывают вопросы, связанные с дальнейшим поведением осажденного загрязнителя [5,6].

Целью данного исследования был синтез композитного адсорбента на основе ферригидрита, осажденного на поверхность модифицированных полипропиленовых волокон, а также исследование процесса сорбции стронция из модельных растворов на синтезированный адсорбент.

Методика эксперимента

Синтез композитных волокон. В качестве по-

лимерной основы для синтеза композитных адсорбентов на основе ферригидрита использовали модифицированные полипропиленовые волокна (ППВ) с привитыми цепями полиакриловой кислоты (ПАК) [13, 14]. ППВ с привитыми цепями ПАК помещали в раствор FeCl₃ на 12 ч; затем их промывали в дистиллированной воде и опускали в раствор NaOH (pH 8—9) на 10 минут для осаждения коллоидных частиц гидроксида железа (ГОЖ). Волокна с осажденным слоем ГОЖ тщательно промывали в бидистиллированной воде для удаления ионов натрия и хлора и сушили при 60 °C в течение суток.

Исследование морфологии волокон до и после синтеза проводили с помощью сканирующего электронного микроскопа (СЭМ) марки JEOL JSM-6490LV. Рентгеновские исследования проводили на дифрактометре ДРОН-3 в Cu-K_α - излучении. Съемка велась при комнатной температуре в интервале углов 2θ от 10 до 90 градусов в режиме пошагового сканирования.

Устойчивость композитных волокон в водных растворах с разными значениями pH определяли, помещая навеску синтезированных волокон (0,1 г) в колбу с 10 см³ раствора. После требуемого времени контакта раствор отфильтровывали и определяли в нем содержание железа с помощью атомно-абсорбционного спектрофотометра (модель AA-8500, Nippon Jarrell Ash Co Ltd., Япония).

Адсорбция ионов стронция. Изучение процесса адсорбции ионов стронция на синтезированные композитные волокна проводили в статических условиях. Исходные растворы готовили с использованием соли хлорида стронция (SrCl₂·6H₂O, Duksan Pure Chemicals Co.). В серию пробирок помещали волокна (0,1 г), заливали их 15 см³ раствора с начальной концентрацией C₀ и выдерживали требуемое время. После адсорбции раствор отделяли от волокон фильтрованием через стеклянный фильтр и определяли в нем концентрацию Sr с помощью атомно-абсорбционного спектрофотометра.

Количество адсорбированного Sr, A_{Sr} (мг/г), рассчитывали по формуле:

$$A_{Sr} = \frac{(C_0 - C_t) \cdot V}{W} \quad (1)$$

где C₀ и C_t — начальная и конечная концентрации стронция в исследуемом растворе, мг/дм³, V — объем раствора, дм³ и W — вес адсорбента, г.

Эффективность извлечения стронция из раствора, E_{Sr} (%), определяли в условиях равновесия по формуле:

$$E_{Sr} = \frac{C_0 - C_p}{C_0} \cdot 100 \quad (2)$$

где C_p - равновесная концентрация стронция в растворе.

Все используемые реагенты были марки “ХЧ” или “ОСЧ”. Для приготовления растворов использовали дистиллированную воду, а pH растворов регулировали добавлением нескольких капель NaOH или HCl.

В экспериментах по десорбции волокна с известным количеством адсорбированного стронция промывали в дистиллированной воде и помещали в колбу с 20 см³ десорбирующего раствора. Концентрацию десорбированного Sr в растворе определяли с помощью атомно-абсорбционного спектрофотометра.

Результаты и обсуждение

Как природный, так и синтетический ферригидрит формируется в виде нанокристаллов с размерами 2—6 нм. По количеству пиков на рентгеновской дифрактограмме выделяют две модификации ферригидрита — 2-линейчатый и 6-линейчатый. На рентгеновской дифрактограмме 2-линейчатого ферригидрита (two-line ferrihydrite, 2LFh) проявляется 2 широких пика, а в рентгеновской дифрактограмме 6-линейчатого ферригидрита (six-line ferrihydrite, 6LFh) — 6 широких пиков. Уширенные рентгеновские пики указывают на очень малый размер частиц и/или низкий структурный порядок (“аморфность”). Исследования Фг под просвечивающим электронным микроскопом выявили отдельные сферические частицы с размерами 2—4 нм для 2-линейчатого и 5—6 нм — для 6-линейчатого ферригидрита [5, 7]. Было выяснено, что по структуре две модификации ферригидрита практически идентичны и отличаются лишь по размеру частиц [15].

Быстрый гидролиз раствора соли Fe (III) при низком значении pH и повышенной температуре (~80 °C) приводит к образованию 6-линейчатого Фг, в то время как быстрое повышение pH раствора соли Fe(III) до 7—9 при комнатной температуре приводит к образованию 2-линейчатого Фг [3, 5, 15].

В данной работе в качестве основы для синтеза композитного адсорбента были выбраны полипропиленовые волокна с привитыми цепями полиакриловой кислоты. Выбор основы был обусловлен тем, что полипропиленовые волокна имеют прекрасные физико-химические свойства (низкая плотность — 0,91—0,92 г/см³, эластичность, устойчивость к двойным изгибам, высокая стойкость к действию кислот, щелочей, органических растворителей, нетоксичность). Прививочная полимеризация позволила ковалентно закрепить на поверхности волокон полиакриловые цепи с катионно-обменными функциональными группами, которые служили прекурсорами и стабилизаторами коллоидных частиц гидроксида железа, осаждаемых на поверхность волокон.

Эксперименты по осаждению коллоидных частиц гидроксида железа на поверхность волокон осуществляли при условиях, близких к синтезу 2-линейчатого ферригидрита — при pH 8—9 с последующей низкотемпературной сушкой композитных волокон [5, 7].

Исходные полипропиленовые волокна и волокна после прививочной полимеризации акриловой кислоты имели белый цвет и гладкую текстуру (рис. 1 а, б). После реакции привитых волокон в растворе соли Fe(III) и осаждения ГОЖ их цвет изменился на рыже-коричневый. На СЭМ изображениях композитных волокон (рис. 1 в, г) видно, что гидроксид железа, осажденный на поверхность волокон, образует равномерный слой, состоящий из плотно прилегающих друг к другу наноагрегатов (30—40 нм). Результаты микроанализа слоя, осажденного на поверхность композитных волокон, показали наличие в нем основных элементов гидроксида железа — Fe и O и отсутствие элементов полипропиленовой матрицы волокна — C и H.

На рис. 2 представлены дифрактограммы полипропиленовых (1) и композитных волокон с осажденным слоем ГОЖ (2). Рентгеновский спектр исходных полипропиленовых волокон показывает пики при $2\theta = 14^\circ, 17^\circ, 18.6^\circ, 21.5^\circ, 22^\circ$, которые отвечают основным рефлексам α -фазы полипропилена - (110), (040), (130), (111), (041), соответственно. Для синтеза композитных волокон были выбраны привитые волокна со средними значениями прививочной полимеризации (150—200%). В работе [16] было показано, что степень кристалличности полипропиленовой матрицы уменьшается с увеличением прививочной полимеризации.

На дифрактограмме композитных волокон с осажденным слоем ГОЖ (2) можно видеть появление двух новых широких пиков с центрами при $2\theta \sim 35^\circ$ и 62° . Положение максимумов на дифрактограмме и соотношение интенсивностей этих пиков практически идентичны данным, опубликованным для природных и синтетических образцов 2-линейчатого ферригидрита [5, 7, 15, 17]. Таким образом, полученные результаты позволяют констатировать, что гидроксид железа, осажденный на поверхности композитных волокон, представляет собой 2-линейчатый ферригидрит.

Была исследована устойчивость композитных волокон с осажденным слоем ферригидрита в водных растворах с разными значениями pH. Результаты, представленные в таблице 1, свидетельствуют, что композитные волокна устойчивы как в щелочных, так и кислых средах длительное время.

Наибольшее растворение осажденного слоя происходит в кислой среде. Однако, даже при pH 2 после 42 дней контакта в растворе оказалось менее 2 % железа, осажденного на волокна в виде ферригидрита.

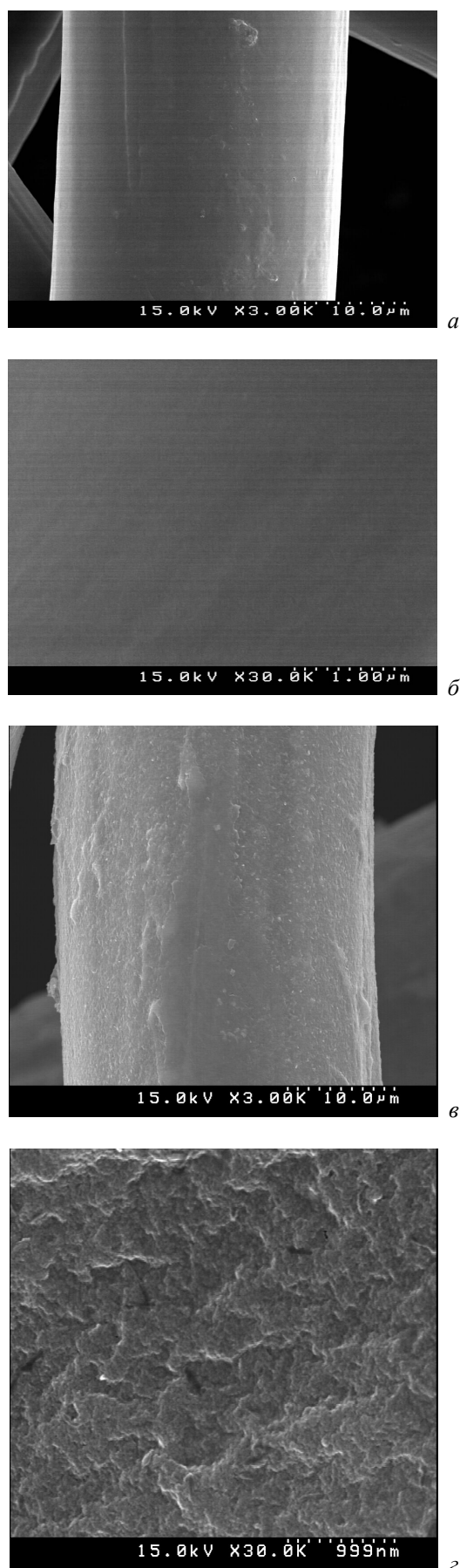


Рис. 1. СЭМ - изображения: (а,б) — полипропиленовых волокон с привитыми цепями ПАК (степень прививки 171%); (в, г) - композитных волокон с осажденным слоем гидроксида железа

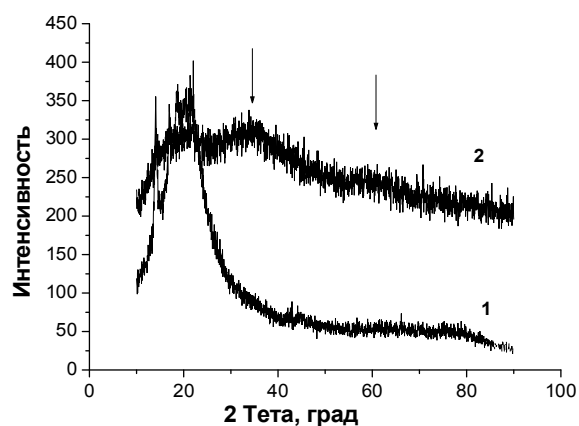


Рис. 2. Дифрактограммы полипропиленовых (1) и композитных волокон с осажденным слоем гидроксида железа (2)

Синтезированные волокна были апробированы в качестве адсорбента для выделения стронция из модельных растворов.

Основными функциональными группами, определяющими сорбционную активность ферригидрита, являются амфотерные гидроксильные группы. Полагают, что адсорбция из раствора на поверхность ферригидрита происходит за счет обмена с протонами. В зависимости от pH раствора гидроксильные группы реагируют или как кислоты, или как основание, что проявляется в pH-зависимой сорбции.

Нами была исследована сорбция Sr из растворов хлорида стронция при разных значениях pH. Результаты, представленные на рис.3, показывают pH-зависимую сорбцию - с увеличением pH раствора от 3,0 до 9,2 происходит увеличение адсорбции Sr на композитные волокна от 0,23 до 1,13 ммоль/г, соответственно. Полученные результаты можно объяснить тем, что ниже pH точки нулевого заряда ($pH_{ТНЗ}$), которая для ферригидрита близка к 8,0 [5], его поверхность заряжена положительно. Поэтому при низких значениях pH практически не происходит адсорбции положительно заряженных ионов стронция на ферригидрит.

Таблица 1. Устойчивость композитных волокон с осажденным слоем ферригидрита в водных растворах при разных значениях pH

pH	Время контакта, день	Концентрация железа в растворе, мг/дм ³
2,8	1	0,9
2,0	42	9,0
5,1	1	0,6
8,3	1	0,3
10,05	1	0,1
10,2	42	0,3

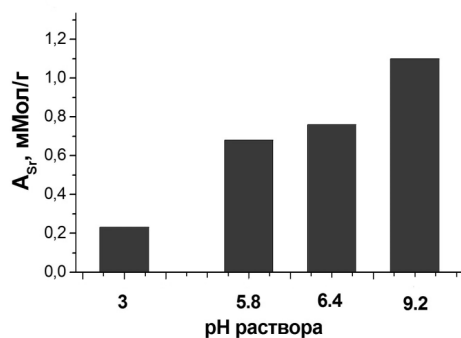


Рис. 3. Зависимость адсорбции стронция на композитные волокна от pH раствора.

$C_0=8,2$ ммоль/дм³; время сорбции — 24 ч

С повышением pH на его поверхности появляются нейтральные и отрицательно заряженные группы, что приводит к постепенному повышению адсорбции. Выше pH_{ТНЗ} наблюдается резкое увеличение адсорбции стронция синтезированными волокнами.

Результаты исследования сорбции Sr на синтезированные композитные волокна от времени представлены на рис. 4. Можно видеть, что в течение первых 90 минут было адсорбировано около 90% Sr. Однако процесс сорбции, хотя и со значительно меньшей скоростью, продолжался в последующие пять дней исследования (время достижения равновесия) и максимальное значение адсорбции составило 1,25 ммоль/г.

Двухстадийный характер кинетики адсорбции Sr, Cd, Zn, Ni, Pb, Cu, а также фосфат- и арсенат-ионов наблюдали при использовании свежесажженного или высушенного сублимацией “гидратированного оксида железа” (ферригидрита) [18]. В связи с тем, что наночастицы “гидратированного оксида железа”, как правило, образуют микроагрегаты со значительной внутренней пористостью, полагают, что стадия быстрой адсорбции происходит на поверхности агрегатов, а последующая медленная стадия связана с диффузией в поры (межзерновые каналы) агрегатов и адсорбцией на внутренних поверхностях наночастиц [18, 19].

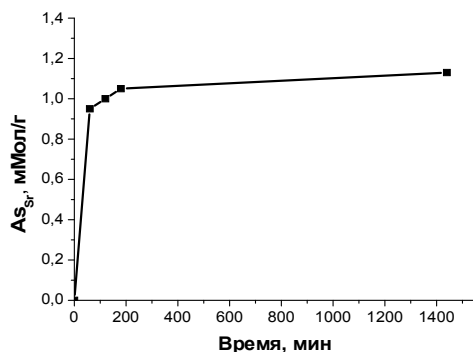


Рис. 4. Зависимость адсорбции стронция на композитные волокна от времени.

$C_0=8,2$ ммоль/дм³; pH ~ 9.

Результаты исследования адсорбции Sr из щелочных растворов (pH ≈ 8,5-9,0) на композитные волокна показали, что адсорбция зависит от начальной концентрации стронция в растворе (рис. 5). В исследованном диапазоне начальных концентраций (1,3 — 6,7 ммоль/дм³) A_{Sr} линейно увеличивается от 0,2 до 0,97 ммоль/г. При этом, с увеличением начальной концентрации происходит уменьшение эффективности адсорбции. Так, при $C_0=1,3$ ммоль/дм³ эффективность адсорбции составляет 99,9%; при $C_0=5,3$ ммоль/дм³ — $\alpha = 98,1\%$, а при $C_0=6,7$ ммоль/дм³ — $\alpha=96,7\%$.

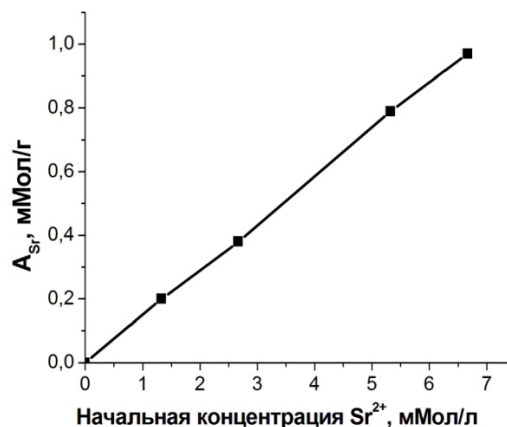


Рис. 5. Зависимость адсорбции от начальной концентрации стронция в растворе.

pH=8,5-9,0; время сорбции 5 дней; температура 23 °C; при периодическом встряхивании раствора.

Было также найдено, что при увеличении концентрации фонового электролита NaNO₃ от 0,01 до 0,5 моль/дм³ (pH ≈ 7,5—8,0) адсорбция стронция практически не изменялась, что свидетельствует о химическом взаимодействии между адсорбентом и ионами Sr. Полученные результаты также указывают, что ионы натрия не являются конкурирующими при сорбции Sr на ферригидрит и не оказывают влияния на сорбционный процесс.

Конкурирующими при сорбции ионов стронция будут, по-видимому, ионы кальция и магния, имеющие близкие (гео)химические свойства. Проведенные нами исследования показали, что кальций подавляет сорбцию стронция (рис.6) — с увеличением содержания кальция в растворе происходит быстрое уменьшение A_{Sr} . При равном соотношении ионов Sr и Ca адсорбции стронция практически не происходит.

Похожие результаты были получены при изучении сорбции стронция природным монтмориллонитом, покрытым гидроксидом железа [12].

В работе [11] обсуждали сложности выделения Sr-90 из ЖРО в присутствии ионов Mg и Ca, концентрация которых превосходит концентрацию Sr. Конкурирующие Ca и Mg значительно подавляли адсорбцию стронция на глинах, фельдшпатоидах, а также силикотитанатах.

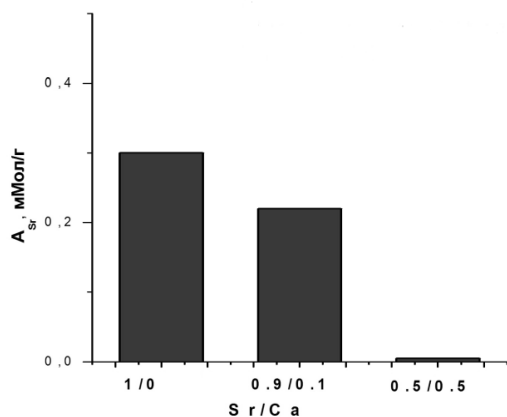


Рис. 6. Влияние концентрации ионов Ca на адсорбцию Sr на композитные волокна.
 $\text{pH} = 6,8-7,0$; $C_0 = 2,8 \text{ ммоль/дм}^3$; время сорбции — 50 ч.

Однако песок с осажденным гидроксидом железа показал способность селективно извлекать стронций в присутствии ионов кальция, алюминия и хрома. Несмотря на то, что адсорбент на основе П-ГОЖ показал невысокую емкость по отношению к Sr, в работе были отмечены такие его преимущества как невысокая стоимость, доступные и нетоксичные материалы для синтеза, возможность регенерации и повторного использования. В этой же работе было исследовано влияние этилендиаминтетрауксусной кислоты (ЭДТА) на сорбцию Sr и Ca, а также устойчивость П-ГОЖ адсорбента в присутствии ЭДТА. Исследователи нашли, что ЭДТА в первую очередь связывает ионы кальция, оставляя ионы стронция в растворе, что позволяет рассматривать перспективность использования адсорбентов на основе гидроксида железа для выделения Sr-90 из ЖРО путем предварительного связывания ионов кальция с ЭДТА.

Для проведения процесса прекоцентрирования ионов стронция и повторного использования композитных волокон была исследована десорбция Sr с помощью дистиллированной воды, растворов 0,5 моль/дм³ ацетата натрия и 0,1 моль/дм³ соляной кислоты. Как следует из таблицы 2, ни вода, ни ацетат натрия не являются эффективными десорбентами, что указывает на образование прочных химических связей между композитными волокнами с осажденным слоем ферригидрита и ионами стронция. Интересным фактом, который требует дополнительных исследований, является то, что эффективность десорбции в растворе ацетата натрия уменьшается с увеличением времени сорбции Sr на синтезированные композитные волокна. Так, из волокон, на которых произошла сорбция Sr в течение 1 часа, в растворе ацетата натрия десорбировалось около 20%, а из волокон со временем сорбции 163 часа десорбировалось всего 2% адсорбированного стронция. При десор-

бции с помощью раствора соляной кислоты происходит полная десорбция адсорбированного Sr. Таким способом, раствор соляной кислоты позволяет полностью десорбировать стронций без разрушения композитного адсорбента и в последующем использовать его повторно.

Таблица 2. Десорбция Sr с помощью дистиллированной воды, растворов ацетата натрия и соляной кислоты

Композитные волокна (время сорбции Sr, ч)	Десорбент	Десорбция, %
4	Дистиллированная вода	0
	Ацетат натрия, моль/дм ³	
1	0,5	20
2	0,5	17
3	0,5	15
6	0,5	11
163	0,5	2
	HCl, моль/дм ³	
9	0,1	100
163	0,1	100

Выводы

Полученные результаты позволяют сделать следующие выводы:

синтезированы новые композитные волокна с осажденным слоем ферригидрита путем *in situ* формирования слоя на поверхности модифицированных полипропиленовых волокон. Рентгеновские исследования позволили диагностировать осажденный слой как 2-линейчатый ферригидрит. Электронно-микроскопические исследования показали, что ферригидрит образует на поверхности волокон равномерный слой, состоящий из плотно прилегающих друг к другу наноагрегатов (30—40 нм);

композитные волокна продемонстрировали высокую химическую устойчивость как в кислых, так и щелочных растворах;

композитные волокна, апробированные в качестве адсорбента для ионов стронция, показали pH-зависимую адсорбцию с наивысшими значениями в щелочной области. Двухстадийный характер сорбции Sr предполагает, что стадия быстрой адсорбции происходит на поверхности наночастиц, а последующая медленная стадия связана с диффузией в поры (межзерновые каналы) агрегатов и адсорбцией на внутренних поверхностях наночастиц;

адсорбция стронция возрастает с увеличением начальной концентрации стронция в растворе,

а присутствие ионов кальция в растворе подавляет сорбцию Sr на композитный адсорбент;

ни вода, ни раствор ацетата натрия не являются эффективными десорбентами, что указывает на образование прочных химических связей между композитными волокнами с осажденным слоем ферригидрита и ионами стронция. Эффективность десорбции в растворе ацетата натрия уменьшается с увеличением времени сорбции Sr на синтезированные композитные волокна. Полная десорбция

Sr происходит в растворе 0,1 моль/дм³ HCl, что позволяет регенерировать адсорбент и повторно его использовать.

Положительными характеристиками синтезированного композитного адсорбента являются невысокая стоимость, доступные и нетоксичные материалы для синтеза, возможность регенерации и повторного использования, перспективность использования для очистки больших объемов загрязненных растворов.

Список использованной литературы

1. Кузнецов В. А. Формы нахождения стронция-90 и цезия-137 на железистых гипергенных минералообразованиях / В. А. Кузнецов, В. А. Генералова, В. П. Кольnenков // Докл. Акад. наук Беларуси. — 1993. — Т. 37. № 2. — С. 201—205
2. Кузнецов В. А. Распределение ⁹⁰Sr и ¹³⁷Cs по формам нахождения и оценка их селективных свойств. / В. А. Кузнецов, В. П. Кольnenков, В. А. Генералова. // Геохимия. — 1993. — № 10. — С. 1495—1499.
3. Кузнецов В. А. Исследование сорбционных свойств гидроксидов железа, марганца, титана, алюминия и кремния по отношению к ⁹⁰Sr и ¹³⁷Cs // Радиохимия. — 2000. — Т. 42, № 2. — С. 154—157.
4. Дрожко Е. Г. Задержка радионуклидов твердой фазой геологического массива вблизи озера Карачай. / Е. Г. Дрожко, И. А. Иванов, Л. М. Самсонова, Б. Г. Самсонов, В. И. Малышев, А. Е. Бахур, Ю. П. Салмин, Л. А. Березина // Вопросы радиационной безопасности. — 1996. — № 2. — С. 22—27.
5. Cornell R. M. and Schwertmann U. The iron oxides: structure, properties, reactions, occurrences and uses. Weinheim: Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, 2003. — 664 p.
6. Чухров Ф. В. О ферригидрите. / Ф. В. Чухров, Б. Б. Звягин, А. И. Горшков, Л. П. Ермилова, В. В. Балашова // Изв. АН СССР, сер. геол. — 1973. — № 4. — С. 23—33.
7. Schwertmann U., Cornell R.M. Iron Oxides in the Laboratory: Preparation and Characterization. Weinheim: WILEY-VCH Verlag GmbH, 2000. — 188 p.
8. Shibata E. Froth Separation of Ferrihydrite Slurry Using Microbubbles with Ultrasonic Irradiation. / Shibata E., Saito S., Nakamura T. // Materials Transactions. — 2008. — V. 49. — № 7. — P. 1681 — 1687.
9. Gao Y. A new hybrid inorganic sorbent for heavy metals removal // Water Res. — 1995. — V. 29. — № 9. — P. 2195—2205.
10. Pan B.J. Development of polymeric and polymer-based hybrid adsorbents for pollutants removal from waters (review). / Pan B. J., Pan B. C., Zhang W. M., Lv Lu., Zhang Q.X., Zheng S.R. // Chem. Engineer.J. — 2009. — V. 151. — № 1. — P. 19—29.
11. Hansen B. Q., Use of iron oxide-coated sand to remove strontium from simulated Hanford tank wastes / Hansen B. Q., Kwan P., Benjamin M.M., Li C.W., Korshin G.V. // Environ. Sci. Technol. — 2001. — V. 35. — P. 4905—4909.
12. Кобец С. А. Влияние осажденных на поверхности монтмориллонита гидроксидов железа на сорбцию ⁹⁰Sr. / С. А. Кобец, В. Я. Демченко, Г. Н. Пшинко // Ядерні та радіаційні технології. 2007. — Т. 7. — № 3—4. — С. 72—78.
13. Бондарь Ю. В., Хан Д. Х. Оптимизация условий радиационно-химического синтеза полипропиленовых волокон с карбоксильными группами // Доповіді НАН України. — 2012. — № 9. — С. 111—117.
14. Бондарь Ю. В. Синтез новых композитных волокон с осажденным слоем ферригидрита // Доповіді НАН України. — 2015. — № 9. — С.
15. Michel F. M. Similarities in 2- and 6-Line Ferrihydrite Based on Pair Distribution Function Analysis of X-ray Total Scattering. / Michel F. M., Ehm L., Liu G., Han W. Q., Antao X. S. M., Chupas P. J., Lee P. L., Knorr K., Eulert H., Kim J., Grey C. P., Celestian A. J., Gillow O. J., Schoonen M. A. A., Strongin D. R., Parise J.B // Chem. Mater. — 2007. — V. 19, № 6. — P. 1489—1496.
16. Пригожаева Л. М. Термическое окисление волокнистого карбоксильного катионита на основе полипропилена с привитой акриловой кислотой. / Л. М. Пригожаева, Л. П. Круль, Е. А. Семененко, А. П. Поликарпов // Вестник БГУ. сер. 2. — 2011. — № 2. — С. 14—20.
17. Smith S.J., Page K., Kim H. Novel Synthesis and Structural Analysis of Ferrihydrite. / Gao Y.; SenGupta A. K.; Simpson D. // Inorg. Chem. — 2012. — V. 51. — № 5. — P. 6421—6424.
18. Hofmann A. Sorption kinetics of strontium in porous hydrous ferric oxide aggregates II. Comparison of experimental results and model predictions / Hofmann A., van Beinum W., Meeussen J.C.L., Kretschmar R. // J. Colloid Interface Sci. — 2005. — V. 283. — P. 29—40.
19. Axe L., Anderson P.R. Experimental and Theoretical Diffusivities of Cd and Sr in Hydrous Ferric Oxide // J. Colloid Interface Sci. — 1997. — V. 185. — P. 436—448.

Получено 18.08.2015

УДК 621.039

*Г. А. Сандул***НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ ОРГАНИЗАЦИИ И РАБОТЫ
НАУЧНО-ПРОИЗВОДСТВЕННЫХ КОЛЛЕКТИВОВ
ПРЕДПРИЯТИЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

В работе обсуждается ряд вопросов организации и работы научно-производственных коллективов предприятий ядерной энергетики, связывая их в следующую последовательность: предпосылки создания предприятия (Организации) — конструирование его организационной структуры.

Ключевые слова: ядерная энергетика, безопасность, организационные структуры предприятий.

Ядерную энергетику, как область производственной деятельности (производство электроэнергии), следует рассматривать в пространстве, координатами которого являются следующие аспекты: политические, правовые, экономические, научно-технические, организационные, экологические и др.

Необходимым условием эволюционного развития ядерной энергетики является соблюдение определенного баланса в системе вышеназванных аспектов. В принципе, это касается всех отраслей хозяйственной деятельности, и ядерная энергетика не является каким-либо исключением.

В последние десятилетия, начиная с 80-х годов прошлого столетия, во многих областях хозяйственной деятельности стал отчетливо наблюдаться некоторый дисбаланс между отдельными аспектами деятельности, в частности это касается вопросов организации самой деятельности. Поскольку любую деятельность можно отождествить с процессом или системой процессов, то речь идет о дисбалансе в организации процессо-ориентированной деятельности.

Специалисты, занимающиеся вопросами управления деятельностью, высказывают предположение о том, что следствием такого дисбаланса как раз и явились тяжелые аварии на АЭС в различных странах. Данные вопросы, в той или иной степени, уже давно обсуждаются, практически, на всех международных конференциях, “увязывая” их с вопросами безопасности.

Поскольку деятельность в области ядерной энергетики сопряжена с высоким риском для окружающей среды, она должна основываться на фундаментальных принципах безопасности и создании соответствующих систем, обеспечивающих установленный уровень безопасности, на предприятиях ядерной энергетики. На это направлено национальное ядерное законодательство Украины и ряд других нормативно-правовых документов, а также этой теме посвящено много научных работ, например, [1-3].

Совершенно очевидно, что существует ряд фундаментальных “вечных” проблем, которые,

в принципе, нельзя решить раз и навсегда. Именно к таким проблемам можно отнести стратегическую проблему обеспечения безопасности, в общем случае, жизнедеятельности, а также и ряд ее частных составляющих, например, обеспечение безопасности в области ядерной энергетики.

Безопасность в ядерной энергетике, в принципе, невозможно обеспечить без решения многих фундаментальных междисциплинарных проблем, например:

- разработка технологий создания систем управления различными процессами (разработка алгоритмов действий и развитие соответствующего математического аппарата) и качеством продукции, являющейся результатом этих процессов;
- разработка механизмов принятия решений;
- учет роли человеческих факторов в обеспечении безопасности (см. например, [4]) и др.

Кроме того, все эти действия должны проходить на фоне совершенствования ядерного законодательства.

Обеспечение безопасности в ядерной энергетике, даже в частных случаях, требует постоянного активного обсуждения ее различных аспектов, при котором генерируются новые идеи и технологии воплощения этих идей в жизнь. В принципе, обсуждение данной довольно сложной и многогранной темы не имеет своего насыщения. При этом следует отметить, что даже в результате активного обсуждения можно решить лишь те или иные частные вопросы данной проблемы, и то, только в некотором ограниченном временном интервале их существования и актуальности. Даже сам факт “зафиксировать” проблему и правильно ее сформулировать — первый шаг к решению данной проблемы.

В сфере ядерной энергетики философия безопасности должна находить свое отражение как в идеологии создания самих Предприятий (Организаций), так и их организационных структур.

В настоящей работе сделана попытка кратко (схематически в общих чертах) на уровне макропредставлений рассмотреть и организовать некоторое “пространство” для обсуждения ряда вопро-

сов, связывая их в следующую последовательность: “предпосылки создания Организации — конструирование ее организационной структуры”, проецируя данную тему на предприятия ядерной энергетики.

Актуальность данной темы в значительной степени обусловлена “своеобразием текущего момента”: сегодня уже можно сказать, что общество подошло к такому рубежу, когда реализация многих инновационных научно-технических решений становится невозможной без инновационных решений в области управления деятельностью, предприятиями и процессами. Другими словами, без новых подходов к организации деятельности, в том числе и создания соответствующих организационных структур предприятий, становится все труднее обеспечить безопасность производственно-технологических процессов.

Для однозначного понимания нижеприведенной информации рассмотрим некоторые элементы понятийно-категориального аппарата).

Понятийно-категориальный аппарат. Безопасность / опасность (системы) — философская категория: научное понятие, выражающее одно из наиболее общих свойств системы или явления, данное нам в частных приложениях, где оно и обретает свой конкретный смысл [4, 5].

Система — это некоторая целостность, состоящая из взаимозависимых частей, каждая из которых вносит свой вклад в характеристики целого [6].

Организация¹ как процесс — философская категория, которая подразумевает спланированную координацию деятельности группы людей, которые, действуя на некоторых нормативных основаниях, в условиях разделения труда, а также при соблюдении установленной иерархии руководства, стремятся к достижению общей цели или группы целей.

Организация² как субъект деятельности — наиболее общее название любого коллектива людей, занимающихся организованной деятельностью.

Процесс³ (производственный) — совокупность последовательных действий, направленных на достижение определенного результата [7].

Процессы, весьма условно, делятся на управленческие и производственные [8].

Под **управленческими процессами** следует понимать такие процессы, которые относятся к сфере действия над информацией.

Под **производственными процессами** следует

понимать такие процессы, которые относятся к сфере действия над объектами.

Риск — сочетание вероятности и последствий наступления неблагоприятных событий.

Стратегия — долгосрочный, последовательный, конструктивный, рациональный, устойчивый к неопределенности условий среды план, который сопровождается постоянным анализом и мониторингом в процессе его реализации и направленный с определенной целью на достижение успеха в конечном результате [9].

Чаще всего под термином “стратегия” понимают наиболее общие принципы управления деятельностью.

Персонал — личный состав, коллектив работников учреждения, предприятия [7].

Коллектив — группа лиц, объединенных общей работой, общими интересами [7], или группа лиц, объединенных общей деятельностью, общими интересами; совокупность людей, входящих в состав одной Организации, предприятия, учреждения [10].

Программа — план деятельности, содержащий ее изложение и цели, а также описание алгоритмов решения соответствующих задач [7].

План — заранее намеченная система мероприятий, предусматривающая порядок, последовательность и сроки выполнения работ [7].

Другими словами, **план** — перечень того, что необходимо сделать; **программа** — перечень того, что необходимо сделать + описание того, как это сделать (технология) при соответствующих ресурсах.

Комментарии: Сначала следует составить план работ, а затем и программу работ.

Некоторые общие принципы создания Организации и конструирование ее организационной структуры. Пространство, в котором функционирует Организация (Предприятие), определяется, например, следующими координатами:

- масштаб Организации;
- вид Организации (институт, завод, магазин и т.д.);
- характер деятельности Организации (институт — учебное заведение или научно-исследовательский институт (НИИ); магазин продуктов или обуви и т.д.);
- форма собственности Организации:
 - а) государственная;
 - б) негосударственная;
- масштаб деятельности;
- род деятельности (НИИ физики или НИИ литературы и т.д.) и др.;
- ресурсы Организации и др.

Определение метрики пространства, в котором функционирует любая Организация, представляет

¹ Собираемый термин

² Собираемый термин

³ В принципе, это также философская категория, поскольку в настоящее время этот термин может быть применен ко многим системам и явлениям

собой довольно сложную, ответственную задачу и требует развития определенной методологии, т.е. само по себе является предметом серьезного системного исследования. Здесь все зависит от многих аспектов деятельности Организации при решении конкретных задач.

Прежде всего, кратко рассмотрим некоторую общую “структурную” схему создания различных Организаций, отражающую основные “деловые” принципы современного общества. Впрочем, дело здесь не столько в “современности” общества, сколько в его консервативности, определяющей соответствующее “запаздывание” инноваций.

Каковы бы не были масштабы Организаций, и какова бы не была их деятельность, существуют наиболее общие организационные подходы к их созданию. Рассмотрим этот вопрос подробнее.

Прежде чем начинать какую-либо деятельность, учитывая соответствующие правовые основы, необходимо провести тщательный анализ деятельности, например, на предмет:

- актуальность данной деятельности в обществе;
- запросы общества или отдельной его части на предполагаемую продукцию такой деятельности;
- как долго может продолжаться спрос на данную деятельность (продукцию);
- краткосрочное или долгосрочное планирование деятельности;
- конкуренция и др.;
- альтернативная деятельность и др.

Естественно, что мерность пространства, в котором работает Организация, определяет выбор стратегии при создании ее общей организационной структуры, включая частные организационные структуры, например, системы безопасности (производственной, экономической и др.).

В принципе, вопросы безопасности актуальны при любой деятельности в любой Организации, даже при работе маленького киоска, однако, всегда необходимо учитывать фактор “формы и масштаба”, например: “АЭС — киоск”.

После проведения представленного выше анализа и, в случае принятия положительного решения, также в рамках определенного правового поля, необходимо рассмотреть стратегию деятельности: так называемые “свои запросы” на фоне “своих возможностей”, например:

- какой вариант “будущего” из доступного нам набора мы желали бы выбрать;
- чем мы готовы пожертвовать для достижения поставленной цели;
- какие показатели мы должны использовать для оценки состояния: приближаемся ли мы к поставленной цели или нет, если “да”, то “как быст-

ро” и т. д.;

- каковы должны быть действия в случае неудачного исхода деятельности и др.

Совершенно очевидно, что выбор четкой стратегии при проведении какой-либо деятельности — это лишь необходимое (но не достаточное!) условие достижения поставленной цели. Требуются еще и определенные действия.

Чтобы правильно выбрать стратегию деятельности необходимо выйти за ее узкие “цеховые” рамки, необходим широкий обобщающий взгляд с учетом синергетики: учет механизмов взаимодействия сложных систем. Кроме того, следует понимать, что ошибки в выборе стратегии являются самыми “дорогими” ошибками.

Далее, необходимо отдавать себе отчет в том, что даже самая четкая формулировка стратегии, равно как и связанного с ней планирования, должна нести в себе некоторую динамичность, т.е. способность к изменению — совершенствованию.

Механизмы выбора стратегии и планирования тесно связаны с фундаментальными вопросами прогнозирования, которые в данной работе не являются предметом нашего обсуждения.

В концентрированном виде деятельность любой Организации в реальном масштабе времени, весьма условно, можно представить некоторой временной функцией.

$$F(t) = F(R, OS, t), \quad (1)$$

где R — ресурсы, имеющиеся в распоряжении Организации, OS — организационная структура, которая способна эффективно использовать данные ресурсы; t — время предполагаемой деятельности.

В данной зависимости R и OS представляют собой суммы единичных безразмерных показателей, характеризующих ресурсы и организационную структуру, соответственно. Представление показателей (какими именно они должны быть) зависит от конкретного вида деятельности Организации. Такой подход может оказаться весьма полезным и при оценке эффективности работы Организации.

Представление $F(t)$ с использованием в качестве аргументов R и OS является весьма условным, поскольку в некоторых случаях организационная структура или ее часть может носить акцентированно-конфиденциальный характер (“секрет фирмы”) и тогда она будет относиться уже к “ресурсу” Организации.

Не углубляясь в детали, следует отметить: простой анализ этой функции говорит о том, что она не симметрична. Это означает, что при наличии ресурсов и плохой организационной структуры, её можно усовершенствовать, но, если нет ресур-

сов, никакая совершенная структура не поможет.

К сожалению, как правило, в реальных условиях любую деятельность приходится выполнять при несовершенной организационной структуре и недостатке ресурсов.

Если быть более точным, то соотношение (1), реально, является не функцией, а функционалом, который можно было бы, для полноты изложения, представить следующим образом:

$$F(t) = F[R(t), OS(R_{const}, t), t]. \quad (2)$$

Зависимость, например, $OS(t) = f[R(t)]$ означает, что данный функционал в действительности является нелинейным: аргументы функционала зависят друг от друга.

Соотношение же (1), где аргументы не зависят друг от друга, представляет собой функцию с линейной комбинацией аргументов, которая на макроуровне в рамках допустимых упрощений достаточно хорошо и наглядно описывает поведение системы.

В зависимости от постановки задачи (“глубины” ее рассмотрения) следует рассматривать соотношение (1) или (2). При этом отметим, что в случае использования соотношения (2) необходимо иметь много дополнительной информации, а получение ее — большая проблема.

Однако, в любом случае, зная сценарий развития событий (пусть даже приблизительный!), данный подход позволяет разработать алгоритмы действия как систему корректирующих и упреждающих мероприятий. Например, внести какие-либо коррективы в организационную структуру и т. д.

Далее, при создании любой Организации для выполнения какой-либо деятельности должна быть прописана следующая общая сценарная линия данной деятельности:

- должны быть сформулированы стратегическая проблема, на решение которой направлена данная деятельность и соответствующая стратегическая цель;
- должны быть сформулированы тактические проблемы и цели, а также порядок их решения;
- должен быть сформулирован перечень конкретных задач и пути их решения.

Стратегическая проблема — это проблема, над которой работают многие Организации в различных странах, например, в ядерной энергетике и многих других отраслях деятельности (медицина, промышленность и др.) — безопасное обращение с радиоактивными отходами и др. Стратегическая цель, следуя приведенному выше примеру, — защита человека и окружающей природной среды от вредного воздействия ионизирующих излучений.

Следует отметить, каков бы не был путь решения стратегической проблемы (эволюционный или революционный), в большинстве случаев, решить ее какой-либо одной Организацией, практически, не представляется возможным. В этой связи, усилия необходимо сосредоточить на решении (принятии участия в решении) тактических проблем, например, проектирование и строительство хранилищ радиоактивных отходов, разработка технологий, минимизирующих образование радиоактивных отходов и др.

Не исключено, что усилиями одной Организации невозможно полностью решить и какую-либо тактическую проблему, тогда данная тактическая проблема должна быть дифференцирована на ряд отдельных конкретных задач, решение которых могут быть реализованы (полностью или частично) данной Организацией.

Таким образом, даже в решении “маленькой” задачи должно “просматриваться” решение стратегической проблемы. В этом суть смыслообразующей деятельности.

Четко сформулированные представления о решаемых Организацией задачах являются основой для конструирования ее общей и частных организационных структур.

Организационная структура предприятия, которое осуществляет свою деятельность в области ядерной энергетике, включает в себя, например, следующие составные части (частные организационные структуры):

- организационная структура общего управления Организацией, например, Совет директоров, Совет учредителей, дирекция, Научно-технический Совет и др.;
- организационная структура системы общей безопасности, которая, в свою очередь, состоит, например, из трех подсистем (систем более низкого уровня Организации) [3]:
 - а) организационная структура системы общепромышленной безопасности: механической, электрической, пожарной;
 - б) организационная структура системы радиационной безопасности;
 - в) организационная структура системы физической защиты;
- организационная структура системы управления качеством;
- организационная структура системы мониторинга и / или контроля, например, радиационной обстановки каких-либо объектов АЭС, объектов окружающей среды и т.д.;
- организационные структуры (различные) по управлению различными проектами, например:
 - а) выбор площадки для строительства каких-либо объектов, например, хранилищ РАО;
 - б) проектирование хранилищ РАО;

в) строительство хранилищ РАО и т.д.;

- организационные структуры по управлению дочерними Организациями и / или обособленными подразделениями;

- организационные структуры по внешним связям:

- а) поставки;

- б) закупки;

- в) лоббирование интересов Организации и т.д.

Частные организационные структуры, обеспечивающие эффективное управление Организацией и ее функционирование, могут строиться по различным принципам, например: базовое подразделение — его представители (освобожденные или не освобожденные) в других подразделениях Организации и др.

При этом, базовое подразделение, например, обеспечивающее общую безопасность, может иметь своих представителей в других подразделениях, где они организуют (обеспечивают) безопасность по актуальным для данного подразделения вопросам: общепромышленным, радиационным и др.

Совершенно очевидно, что вся деятельность указанных частных организационных структур — элементов общей организационной структуры должна работать как “единый механизм” и быть процессо-ориентированной, т.е. представлена в виде сети процессов и связей между ними (“выход” процесса должен совпадать со “входом” последующего процесса и т.д.). Таким образом, интегральная система управления сводится к системам управления процессами и связями между ними. Все процессы должны быть персонифицированы, а безопасность должна стать “поточной продукцией” всех процессов.

Организация связей между процессами — вопрос сложный, обсуждение его уместно лишь при рассмотрении конкретных процессов. В принципе, существует некоторый математический аппарат, основанный на изучении параметрических рядов, который позволяет дифференцировать и характеризовать отдельные элементы процессов [11].

Очень часто руководству Организации, которое “заточено на текущем моменте”, довольно сложно прогнозировать дальнейшее развитие всей системы процессов, подпроцессов и т.д., составляющих суть деятельности данной Организации. В этой связи ему следовало бы при данной Организации на постоянной основе создать институт консультантов, который подобно обществу Джейсона⁴, мог бы консультировать руководство по ряду кон-

кретных вопросов, касающихся жизнедеятельности Организации. При крупных Организациях или их объединениях уже существуют определенные научно-технические центры, но у них совершенно иные функции: если “институт консультантов” только консультирует, то научно-технические центры — проводят исследования и разрабатывают механизмы внедрения инновационных решений.

Следует также отметить, что при создании организационной структуры любой Организации необходимо четко сформулировать и определить приоритетность целей Организации (их иерархию):

- заданное качество выполнения своих функций / работ;

- монополизация определенного направления деятельности;

- расширение сферы деятельности в акцентированном направлении;

- получение ожидаемой прибыли при выполнении тех или иных работ;

- участие в международных проектах и т.д.

Сформулированные цели также должны быть представлены подцелевыми системами, т.е. каждая цель должна быть представлена “иерархическими целевыми ступенями”. Кроме того, должна быть проведена классификация целей по временному принципу: текущие, краткосрочные, долгосрочные и т.д.

Для реализации поставленных целей необходимы соответствующие функционально определенные действия, т.е. необходимо выполнить ряд функций, например, управленческих и производственных. В зависимости от содержания (формы и масштаба) этих функций конструируется система соответствующих подразделений. Такая структура Организации носит название функционально-целевой матричной структуры. Она предполагает одну управленческую вертикаль и является, в определенном смысле, “элементарной ячейкой” для создания более сложных и разнообразных (на макроуровне) организационных структур.

Таким образом, функционально-целевая матрица является некоторым базовым принципом, лежащим в основе построения организационных структур различных предприятий.

Организационные структуры различных Организаций на макроуровне в зависимости от специфики Организаций (вид деятельности, география расположения, условия выполнения деятельности, образовательный ценз работников и т.д.) могут быть представлены различными формами, например, бригадная форма (наладка аппаратуры, сервисное обслуживание и т.д.), научные лаборатории, кафедры и т.д. Однако, внутри бригад, лабораторий, кафедр и т.д. для эффективного выпол-

⁴ Общество, состоящее из авторитетных ученых, которые консультируют правительство США по самым различным вопросам государственной деятельности

нения работ должна существовать своя организационная структура на основе матричной функционально-целевой структуры.

Аналогичным образом построены и военные подразделения: цель — победа, а для достижения ее необходимо выполнение определенных функций, которые дифференцированы, например, по родам войск и т.д., т.е. разделение функций.

Функционально-целевая структура Организации сообществ, будучи широко распространенной даже в животном мире (одни загонщики, другие — ловцы), появилась в доисторические времена и пока ничего другого ни человечество, ни животный мир не изобрели. Необходимо отметить, что именно эта структурная организация реализуется в здоровой семье (цели — функции) как ячейке общества⁵.

Создание эффективных организационных структур Организаций — наука, опирающаяся на определенные законы; наука, в которой масса “тонкостей” (горизонтальная дифференциация, вертикальная дифференциация, пространственное распределение, интеграция, формализация, централизация, связи, социо-техническое пространство и т.д.) и “подводных камней” (неопределенность окружающих условий, включая информацию).

Данная наука динамична и развивается путем “проб и ошибок”, наука, в которой, по Конфуцию, жизненный опыт и здравый смысл ее создателей — это “фонарь, который висит на спине и освещает лишь пройденный путь”, а каждый новый шаг мы делаем в темноту, в неизвестность.

К сожалению, очень часто организационная структура как абстрактная схема представляет собой, нечто, похожее на иероглиф, который всегда кто-то как-то дописывает, в результате чего, он окончательно теряет всякий смысл.

Требования к созданию эффективных организационных структур АЭС, на которые возлагается “общая ответственность за их безопасную эксплуатацию”, изложены, например, в [12]. Согласно вышеназванному документу, организационная структура АЭС должна не только обеспечить реализацию политики Организации по вопросам безопасности (наивысший приоритет!), но также и обеспечить все функции управления ею с учетом возможных корректирующих и предупреждающих действий.

Подчеркнем, организационная структура любой Организации должна быть документально оформлена.

Кроме того, организационная структура предприятия должна быть сконструирована таким образом, чтобы она смогла обеспечить формирование традиций и создание определенных “школ” лидерства по базовым направлениям деятельности данного предприятия. Именно она определяет конечный результат деятельности Организации и степень достижения поставленных ею целей. В области ядерной энергетики безопасность должна стать “музой” всех традиций.

В общем случае, практически, всегда основной целью деятельности любой Организации является получение максимальной прибыли. В принципе, эта прибыль не обязательно должна быть выражена в денежном эквиваленте. Например, она может быть выражена в увеличении рейтинга Организации (благотворительная деятельность), в распространении определенной идеологии (миссионерская деятельность) и т.д.

Организации, осуществляющие свою деятельность в области ядерной энергетики, например, АЭС вместе с их развитой инфраструктурой (хранилища отработанного ядерного топлива и радиоактивных отходов и др.), а также вместе с спутниками Организациями (научные центры, конструкторско-технологические бюро и др.), ввиду исключительно высоких рисков данной деятельности, помимо основной их функции — производство электроэнергии, должны быть ориентированы не столько на получение максимальной прибыли, сколько на приоритет безопасности.

Разумеется, в системе обеспечения безопасности не существует мелочей, однако, существуют доминантные факторы. В этой связи, система обеспечения безопасности обязательно должна подлежать регулированию, что должно способствовать принятию руководством более обоснованных решений.

Как мы ранее уже отмечали, успешная деятельность Организации находится в прямой зависимости от ее ресурсов. Экономический аспект деятельности Организации, например, планирование, учет, контроль затрат и др. в значительной степени определяется ее организационной структурой.

Вопросы взаимозависимости, определяемой соотношением $OS(t) = f[R(t)]$, следует рассмотреть в отдельной работе.

Заключение. В данной работе сделана попытка создать некоторую “территорию” для обсуждения вопросов эффективной организации деятельности предприятий, работающих в области ядерной энергетики.

Разумеется, обсуждаемые в данном тексте вопросы это лишь малая часть из всего спектра возможных вопросов и их вероятных комбинаций. Естественно, все эти вопросы актуальны, практи-

⁵ Этой теме посвящено огромное количество работ, в частности, работа Ф. Энгельса “Происхождение частной собственности, семьи и государства”.

чески, для всех Организаций, какой бы деятельностью они не занимались. По-видимому, потребуется еще немало усилий для того чтобы понять и отразить в соответствующих документах и действиях, специфику работы предприятий (Организаций) ядерного комплекса.

Прежде всего, задача состоит в том, чтобы четко определить, в чем суть этой специфики и как она должна влиять, например, на создание организационных структур данных предприятий и их работу. Хотим мы этого или нет, нам все равно придется решать эту задачу.

В принципе, организационные структуры, весьма условно, можно разделить на две категории:

1. “жесткие”, обладающие высокой степенью администрирования, которые наиболее эффективны при реализации крупномасштабных проектов;

2. “мягкие”, обладающие низкой степенью администрирования, которые наиболее эффективны в научных или научно-технических коллективах, где главная роль отведена творческой компоненте деятельности.

Сложность построения организационных структур предприятий, работающих в области ядерной энергетики, состоит как раз в том, что необходимо использовать некую гибридную форму, которая одновременно включала бы обе эти категории для различных групп подразделений.

Кроме того, успешное выполнение Организацией своей деятельности существенно зависит еще и от двух взаимосвязанных между собой факторов: создание совершенной (оптимальной) организационной структуры и системы организации труда, например, распределение прав, обязанностей и меры ответственности в коллективе, а также взаимоотношения в коллективе между его членами и руководством.

Далее, следует отметить, что сама постановка вопроса о необходимости совершенствования организационных структур предприятий уже вселяет оптимизм: только поняв проблему, в принципе, можно ее решить. При этом, естественно, могут быть и эвристические находки-решения, но по всей вероятности новым здесь следует ожидать неизвестное сочетание известных решений. Для развития эволюционных процессов в данной области необходимо организовать “рынок идей”.

Изучение научной литературы, начиная с 1980 года, говорит о том, что, к сожалению, системно работы по данной теме в Украине не проводятся, в то время как в США, Японии, Китае, Великобритании и Германии вопросам создания эффективных организационных структур и соответствующих систем управления, уделяется большое внимание.

Что же касается опыта других стран, то в настоящее время прямо приспособить его к нашим

условиям, практически, не представляется возможным по причине существенных различий как в организации самого общества (менталитет, исполнительская дисциплина и т.д.), так и в организации соответствующих предприятий (их организационных структур).

Кроме того, необходимо еще и реагировать на некоторые тенденции развития общественно-производственных отношений, “навеянных” глобализацией общества, например, объединением сферы промышленного производства со сферой оказания услуг и др.

Необходимо также понимать, что в настоящее время мы живем в системе абсолютно непредсказуемой “постлиберальной философии”, которая пришла на смену либерализму, установившемуся в развитых странах после Второй мировой войны.

Современный путь развития общества и его ценности пока не вполне ясны: уже сейчас вводятся в обиход новые понятия, например, “гибридная война”, “человек разумный” и “человек информированный”, “эротический капитал”⁶ как инструмент самопиара властьпредержащих и влияния его на общественную жизнь, “практическое применение” как польза для общества и “коммерческое применение” как возможность заработать для некоторого круга лиц и др.

Вместе с тем в Украине открываются огромные возможности совершенствования и дальнейшего развития правового аспекта деятельности, в том числе, и в области ядерной энергетики, например, на основе “сравнительного права”.

Учитывая вышесказанное, развивая ядерную энергетику необходимо создавать специализированные программы типа “Использование положительных практик: изучение, адаптация, внедрение” по самым различным вопросам. Однако, адаптация к более прогрессивным технологиям, например, управления деятельностью — процесс сложный, длительный и болезненный.

Стержнем, вокруг которого должна была бы вращаться вся деятельность в области ядерной энергетики⁷, является “безопасность”, а точнее, ее численное выражение — “риск” — понятие, которое можно представить следующим соотношением:

$$R = W \cdot C \quad (3)$$

где W — вероятность негативного события; C — последствия (consequence) данного негативного

⁶ Эта форма капитала существовала еще в древнем Риме и даже раньше, но в настоящее время она приняла качественно иную форму.

⁷ Исключая непосредственное производство электроэнергии.

события, которые могут быть выражены, например, в денежном эквиваленте или, что также важно для ядерной энергетики, в коллективной дозе облучения персонала ядерного объекта, населения (какой-либо его части) и др.

Несмотря на ничтожно малую вероятность тяжелых аварий в области ядерной энергетики, их негативные последствия могут носить трансграничный характер и охватывать обширные территории. Например, Чернобыльская катастрофа затронула много стран Евразийского континента, а кто сможет сосчитать, сколько миллионов людей будет употреблять в пищу “дары моря” после катастрофы на АЭС Фукусима в Японии.

Развивая ядерную энергетику в Украине, необходимо соответствовать общему сценарию экономического развития Европы — ориентация на науку и эффективное использование ее достижений в решении конкретных технических задач. Недооценивая роль науки, мы не решаем проблемы, а только увеличиваем их количество. При этом, следует отметить, что за последние двадцать лет, к сожалению, наука в Украине постепенно теряет

престиж и перестает быть областью государственно-общественного интереса.

Кроме того, учитывая “вызовы современности”, необходимо понимать, что политическая жизнь в Украине еще долго будет иметь элементы конфликтности, а общество будет пребывать в состоянии “истолчено в ступе”. Обществу необходимо научиться жить в этой системе и, преодолевая социальный пессимизм, обеспечивать безопасность ядерных объектов.

Все это очень важно еще и потому, что, по мнению многих аналитиков [13], именно на первую половину XXI века приходится точка сингулярности — точка концентрации кризисных ситуаций, связанных, например, с увеличением численности населения на планете ($dn/dt \sim n^2$, где n — численность населения), старением населения, кризисом продовольствия и питьевой воды, недостатком энергетических ресурсов, войнами и т. д. Все это требует соответствующей, иной по отношению к существующей, формы социальной и культурной активности.

Список использованной литературы

1. Ключников А. А. Радиоактивные отходы АЭС и методы обращения с ними. // А. А. Ключников, Э. Пазухин, Ю. М. Шигера, В. Ю. Шигера. Чернобыль: ИПБ АЭС НАН Украины, 2005. — 485 с.
2. Бегун В. В. Культура безпеки на ядерних об'єктах України (Основы управління безпекою). // В. В. Бегун, С. В. Широков, С. В. Бегун, Є. М. Письменний, В. В. Литвинов, І. В. Казачков, К., 2012. — 544 с.
3. Сандул Г. А. Организация системы безопасности при эксплуатации хранилищ для захоронения радиоактивных отходов. Общие вопросы // Ядерна та радіаційна безпека. — 2008. — Вип.3. — С. 35-44.
4. Глаголева М. А. Роль человеческого фактора в обеспечении безопасности в ядерной энергетике. Понятийно-категориальный аппарат. / М. А. Глаголева, Г. А. Сандул // Ядерная и радиационная безопасность. - 2002, - Вип.4, Т.5, с.11 — 18.
5. Васильченко В. Н. Защитные барьеры в ядерной энергетике: общие вопросы, классификация. / В. Н. Васильченко, Я. А. Жигалов, Г. А. Сандул, О. Н. Шевцова // Ядерна енергетика та довкілля. — 2013. — № 1. — С. 31-37.
6. Месион М. Х. Основы менеджмента. // М. Х. Месион, М. Альберт, Ф. М. Хедоури: “Дело”, 1992, С. 79
7. Російсько-український і українсько-російський тлумачний словник. / За редакцією Л.Г. Савченко. — Х.: Прапор, 1999, 542 с.
8. Калита П. Я. Системы качества и международные стандарты ИСО серии 9000. Часть I. Общий обзор. К.: МЦ “Прирост”, 1996, 92 с.
9. Электронный ресурс. — Режим доступа : <https://uk.wikipedia.org/wiki/%D0%A1%D1%82%D1%80%D0%B0%D1%82%D0%B5%D0%B3%D1%96%D1%8F>.
10. Русско-украинский словарь иностранных слов. / За ред. проф. А.П. Яценко. — Х.: Прапор, 1999, 389 с.
11. Матвеев В. В. Размерный анализ технологических процессов. // В. В. Матвеев, М. М. Тверской, Ф. И. Бойков, Ю. Н. Свиридов, Д. Л. Блюменкранц. М.: Машиностроение, 1982, 264 с.
12. Серия МАГАТЭ по безопасности. Безопасность атомных электростанций: эксплуатация. Требования № NS-R-2. МАГАТЭ, Вена, 2003.
13. Гринин Л. Е. Эволюция: дискуссионные аспекты глобальных эволюционных процессов / Л. Е. Гринин, И. В. Ильин, А. В. Коротаев, А. В. Марков // 2011. ISBN 978-5-397-01757-2. 368с..

Получено 23.04.2015

УДК 621.039.51

В. В. Рязанов

Институт ядерных исследований НАН Украины, г. Киев

СТАТИСТИКА ИЕРАРХИЧЕСКИХ СИСТЕМ И ПРОЦЕССЫ В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ

На основе теории иерархических структур установлено соответствие между динамикой для числа нейтронов, полученной из теории ветвящихся процессов, числом нейтронов n -го поколения, числом узлов на n -м уровне иерархии, скоростью изменения вероятности возникновения цепной реакции, видом интенсивности и силы иерархической связи, степенью критичности реактора, и траекториями нейтронов в реакторе. Найдена связь между вероятностями образования некоторого поколения числа нейтронов и вероятностью возникновения самоподдерживающейся цепной реакции деления ядер. Показано, что описывающие эти процессы распределения Цаллиса и Реньи связаны соотношениями деформированной алгебры, а также при определенных условиях могут быть эскортными по отношению друг к другу.

Ключевые слова: перколяция иерархически соподчиненные системы, вероятность возникновения цепной реакции, распределения Цаллиса и Реньи.

В [1] строгими соотношениями теории перколяции на решетках Бете описывается поведение коэффициента размножения нейтронов. Критическая точка реактора соответствует порогу перколяции. Рассмотрено поведение вероятности возникновения самоподдерживающейся цепной реакции, интерпретируемой как вероятность возникновения самоподдерживающейся цепной реакции, и производных от этой величины. Ярким проявлением сложности и неравновесности цепных ядерных процессов в реакторе является их иерархическое строение. В настоящей работе статистика иерархических систем применяется к более подробному исследованию сложных цепочек деления.

Концепции иерархического соподчинения использовалась при описании физических, биологических, экономических, экологических, социальных и других сложных систем. Одним из наиболее продуктивных приложений идеи иерархического строения являются сложные сети [5]. Реальные сети обладают высокой степенью кластеризации и самоподобным строением, проявляющимся в степенном распределении вероятностей по числу связей между разными соседями [3, 6]. Многие сети обладают блочной структурой, при наличии которой можно выделить группы узлов, сильно связанных между собой, но имеющих слабые связи (или вообще несвязанные) с узлами, не принадлежащими данной группе. Вызвано это тем, что фазовое пространство системы вдали от равновесия, когда теряется эргодичность, разбивается на кластеры, отвечающие структурным уровням, иерархически соподчиненным друг другу. Таким образом ведут себя цепочки деления в ядерных реакторах. Иерархически соподчиненные системы образуют ультраметрическое пространство [2-4, 11]. Его геометрическим образом служит дерево Кэйли (рис.1).

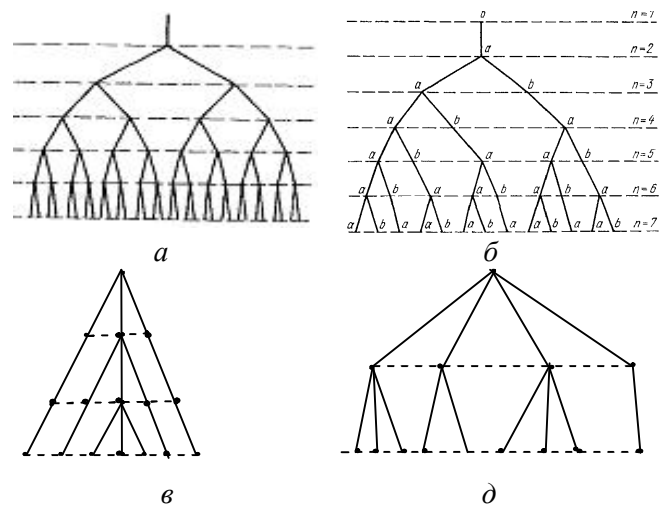


Рис. 1. а). Простейшее регулярное дерево Кейли с ветвистостью $s=2$;
б). Нерегулярное дерево Фибоначчи с переменной ветвистостью;
в). Вырожденное дерево с $s=3$;
г). Нерегулярное дерево для $n=2$, $a=2$

В настоящей работе некоторые результаты теории иерархически соподчиненных систем вдали от равновесия применяются к описанию цепных ядерных реакций в ядерном реакторе. Во втором разделе обнаружена связь перколяционных особенностей поведения нейтронно-ядерных процессов в реакторах, рассмотренных в [1], с интенсивностью иерархического объекта на уровне n , которая для стохастической системы сводится к плотности вероятности, и со степенью иерархической связи объектов w , отвечающих узлам дерева на заданном уровне. Для различных иерархических деревьев находится явный вид этих величин, устанавливается соответствие с различными режимами работы реактора, с траекториями движения нейтронов в этих режимах. В третьем разделе рассмотрены процессы аномальной диффузии в ультраме-

трическом пространстве, найдены стационарные решения в виде распределения Цаллиса [7], показано, что эти распределения в частном случае являются эскортными по отношению к распределениям, найденным в предыдущем разделе (они являются распределениями Реньи), связанными с вероятностями перколяции и вероятностями возникновения цепной реакции деления.

Связь нейтронных режимов реактора с траекториями нейтронов. В [1] для вероятности перколяции $P(n, c)$ было использовано рекуррентное соотношение вида:

$$P(n+1, c) = c[1 - (1 - P(n, c))^s], \quad P(0, c) = c \quad (1)$$

где $c = p = \lambda_f / (\lambda_f + \lambda_c)^{-1}$ - вероятность деления ядра нейтроном, интенсивность гибели нейтрона (поглощение средой или уход из системы) за время $\Delta t \rightarrow 0$ обозначена как $\lambda_c \Delta t + 0(\Delta t)$, а интенсивность деления ядра нейтроном $\lambda_f \Delta t + 0(\Delta t)$ ($\lambda_f = v \Sigma_f$, v — скорость нейтронов, Σ_f — макроскопическое сечение деления), $s = \bar{V}$, где \bar{V} — математическое ожидание числа вторичных нейтронов в одном акте деления. Эффективный коэффициент размножения нейтронов $k_{эф} = p \bar{V}$. С вероятностью $c = p$ из (1) связана важная величина порога протекания, сопоставляемая критической точке реактора. Соотношения (1), как показано в [1], позволяют определять критическую точку.

В [8] соотношение вида (1) записывается в форме

$$P_{n+1} = P_n + N_n^{-1} w(P_n), \quad (2)$$

где P_n — интенсивность иерархического объекта на уровне n , которая для стохастической системы сводится к плотности вероятности, это совместная вероятность образования ансамбля иерархических уровней, n -уровневой иерархической структуры, w — степень иерархической связи объектов, отвечающих узлам дерева на заданном уровне, N_n — число узлов на уровне n . Степень иерархической связи w объектов, отвечающих узлам дерева на заданном уровне, определяется числом шагов n до общего предка, которое задает расстояние в ультраметрическом пространстве. Величина n в нашем случае соответствует числу поколений нейтронов в цепной реакции деления. Величина w соответствует родству в генеалогии. Сравнивая выражения (1) и (2), находим, что

$$w(P_n) = N_n [1 - P_n - (1 - P_n/c)^{1/s}], \quad s = \bar{V}. \quad (3)$$

В [9] и [1] величина $P(n, c)$ обозначает вероятность перколяции из корневой вершины на расстояние n . В [1] этой величине сопоставляется вероятность возникновения самоподдерживающейся цепной реакции. Величина n , число поколений нейтронов

в цепной реакции, пропорциональна времени с коэффициентом пропорциональности, зависящим от типа реактора. Для реакторов на тепловых нейтронах время жизни одного поколения нейтронов равно 0,1 сек, для реакторов на быстрых нейтронах время жизни одного поколения нейтронов на 3—7 порядков меньше. Величина N_n — число узлов на уровне n , соответствующее числу нейтронов n -го поколения, для регулярного дерева (рис. 1а) равна

$$N_n = \bar{V}^n. \quad (4)$$

Основной чертой иерархических систем является свойство самоподобия [8]. Рассмотрим степень иерархической связи $w(P_n)$ (3) при малых значениях аргумента. Разлагая в ряд величину (3) в районе малых значений $P_n \rightarrow 0$, у значения $P_{n0} \rightarrow 0$, $P_{n0} < P_n$, найдем максимальный член разложения, который равен

$$w(P_n) = N_n A P_n^{1/s}, \quad (5)$$

где $A = P_{n0}^{(s-1)/s} (1 - P_{n0}/c)^{(1/s)-1}/c$, P_{n0} — некоторое фиксированное значение P_n , близкое к 0.

Если сравнить (5) с полученным в [8] для случая $n \gg 1$, когда $P_{n-1} \sim P_n$, выражением

$$w(P) = W P^\beta, \quad P \rightarrow 0, \quad (6)$$

где $W = w(1)$ — положительная постоянная, $\beta = 1 - D$, $D \leq 1$ — фрактальная размерность самоподобного объекта типа изрезанной береговой линии [10, 11], то получим, что $1/s = \beta$, $D = 1 - 1/s = \ln \bar{V} / \ln q^{-1}$, $q < 1$ — параметр подобия, и $P_n \sim q^n$, функция связи удовлетворяет условию однородности $w(qP) = q^\beta w(P)$. Получаем, что $\ln q^{-1} = \ln \bar{V} / (1 - 1/\bar{V}) \approx 1,500803549$,

$q = (\bar{V})^{-\frac{1}{1-1/\bar{V}}}$. Из сравнения (5) и (6), так как $W = w(1) = 1 - c$, получаем также, что

$$P_{n_0} = \frac{[(1-c)c]^{\frac{\bar{V}}{\bar{V}-1}}}{(N_{n_0})^{\frac{\bar{V}}{\bar{V}-1}} + \frac{1}{c} [(1-c)c]^{\frac{\bar{V}}{\bar{V}-1}}}. \quad \text{Полагая в равенствах}$$

(2), (4), что при произвольных значениях P_n удовлетворяется скейлинговое соотношение $P_n = x_n q^n = x_n s^{-n/D}$, приходим к рекуррентному равенству для функции x_n :

$$x_{n+1} = \Phi(x_n), \quad \Phi(x) = q(x + W x^{1-D}). \quad (7)$$

Отображение $\Phi(x)$ имеет две стационарные точки, отвечающие условию $x = \Phi(x)$: стабильную $x_s = 0$ и критическую

$$x_c = (W/(q^{-1} - 1))^{1/D}, \quad q = s^{-1/D}. \quad (8)$$

Поведение системы представляется однородными функциями

$$P_n = x_c s^{-n/D}; \quad w_n = W^{1/D} (q^{-1} - 1)^{-\Delta s - \Delta n}, \quad (9)$$

где $\Delta = (1-D)/D$ — декремент, определяющий масштаб иерархической связи в ультраметрическом пространстве [8, 11], учитывающем вершины иерархических деревьев.

В [8] используется континуальный предел $n \rightarrow \infty$, конечная разность $P_n - P_{n-1}$ заменяется производной dP_n/dn , уравнение вида (2) записывается в непрерывном виде. Сравнение точного численного расчета и решений приближенных аналитических выражений показывает их сближение при росте n , и совпадение уже при значениях n порядка 10-20. Рассмотрим решения отдельно для различных видов иерархических деревьев с разным поведением функции N_n , числа узлов на уровне n , соответствующего числу нейтронов n -го поколения. Для малых значений P , в асимптотике (6) для регулярного дерева с N_n вида (4) получено явное решение этого уравнения вида

$$\begin{aligned} P &= W^{1/(1-D)} [(1-u) + u e^{\zeta - \zeta_0}]^{1/D}, \\ u &= D W^{1/(1-D)} / \ln s, \\ \zeta &= (n_0 - n) \ln s, \\ \zeta_0 &= n_0 \ln s, \quad n \leq n_0, \\ w &= [(1-u) + u e^{\zeta - \zeta_0}]^\Delta, \\ \zeta &\leq \zeta_0, \quad w(\zeta_0) = 1, \end{aligned} \quad (10)$$

где ζ — расстояние в ультраметрическом пространстве, $n_0 \gg 1$ — полное число иерархических уровней. Аргумент s из (1) входит в (10), (13), (14) через w из (3) и (5) и $W = w(1)$. При заданной конфигурации иерархического дерева важную роль играет фрактальная размерность D , величина которой определяет силу иерархической связи $w(\zeta)$. В нестационарных системах параметр подобия q меняется со временем, изменяется и $D(q)$. Для таких сложных систем, как система размножающихся нейтронов в реакторе, иерархическая связь носит мультифрактальный характер [12, 13]. Существенную роль играет спектр значений q , по которому сила связи $w_q(\zeta)$ распределена с плотностью $\rho(q)$. Полное значение силы связи определяется равенством $w(\zeta) = \int_{-\infty}^{\infty} w_q(\zeta) \rho(q) dq$. В качестве ядра $w_q(\zeta)$ используется выражение вида (10) с переменным значением фрактальной размерности $D(q)$. Поведение этой функции для реактора, полученное расчетным путем, показано на рис.1 в [13] и рис.1 в [1]. Приведенные соотношения определяют только асимптотическое поведение

иерархической системы в пределе $1 \ll \zeta \leq \zeta_0$. Полученная асимптотика представляет качественный характер поведения иерархической системы. Чтобы получить точные решения, надо исходить из конечно-разностных уравнений вида (1), (2), используя, как используя, как в [1], численные методы. Распределение по иерархическим уровням исследовано в [8] и приводится ниже, показано, что стационарное распределение вероятности принимает форму Цаллиса. Отметим, что при использовании распределения, содержащего время жизни [14], можно получить более общие распределения, в частности, суперстатистики и их обобщения. Распределения Цаллиса представляют собой только частный случай суперстатистик и их обобщений. Вероятность образования самоподобной сети, в нашем случае, возникновения самоподдерживающейся цепной реакции деления ядер — монотонно возрастает с уменьшением n , принимая максимальное значение на верхнем уровне $n=0$ (первоначальный нейтрон), отвечающем всей системе. У единственного первоначального нейтрона в реакторе максимальная вероятность возникновения цепной реакции, хотя реальные возможности для этого у него еще не такие значительные. Эволюция иерархических структур рассматривается в [8] как процесс диффузии на случайно ветвящихся деревьях, структура которых определяется параметром разнородности, являющимся мерой их сложности. Сложность системы по аналогии с энтропией характеризует беспорядок иерархической связи [8]. Но если энтропия характеризует беспорядок в распределении атомов, то при определении сложности их роль переходит к подансамблям, на которые подразделяется полный статистический ансамбль.

Соотношение (10) записано для числа узлов N_n на уровне n , соответствующего числу нейтронов n -го поколения вида (4), $N_n = s^n$, где $s = \bar{V}$ — показатель ветвистости дерева. Используем теперь отмеченную выше пропорциональность числа поколений нейтронов времени. Сопоставим выражения для числа узлов N_n на уровне n с временным поведением числа нейтронов, определенным, например, из теории ветвящихся процессов [15, 16]. Выражение (4) записано в [8] для случая регулярного дерева, показанного на рис.1а и, так как $n \sim t$, соответствует временному поведению для числа нейтронов экспоненциального вида e^{-at} , справедливого вне критической области [15]. В [16] показано, что в критической области зависимость степенная, t^α , что совпадает со степенной аппроксимацией вида

$$N_n = (1+n)^\alpha, \quad (11)$$

используемой в [8] для случая самоподобного нерегулярного дерева, рис.1г. Это соответствует зависимости степенного вида, полученной в [1] численно для границ критической области. Поведение, присущее простым статистическим системам, наблюдается при показателях ветвистости иерархического дерева, превышающих золотое сечение $a_+ = (5^{1/2} + 1)/2 \approx 1,61803$, а спадание сложности с ростом дисперсии иерархической связи, характерное для сложных систем, проявляется только при слабой ветвистости, ограниченной интервалом $1 < a < 1,618$. Для вырожденного дерева, рис.1в,

$$N_n = 1 + (s-1)n \approx sn, \quad (12)$$

что близко к (11) при $a=1$ и соответствует линейной зависимости от времени и временному поведению в критической точке [15, 16]. Открытым остается вопрос, соответствует ли какой-то физической ситуации в реакторах движение по дереву Фибоначчи, рис.1б [8]. Делящиеся ядра при этом должны быть такими, чтобы среднее число вторичных нейтронов, образующихся при их делении, было равно золотому сечению $\tau = (5^{1/2} + 1)/2 \approx 1,61803$.

Для вырожденного дерева с числом узлов (12), для поведения в критической точке, получаем вместо экспоненциальной зависимости в (10) логарифмическую зависимость вида

$$\begin{aligned} P &= W^{1/(1-D)} [1 - u \ln(1 + (s-1)(\zeta_0 - \zeta)/\ln s)]^{1/D}, \\ u &= DW^{1/(1-D)} / (s-1), \\ \zeta &= (n_0 - n) \ln s, \quad \zeta_0 = n_0 \ln s, \end{aligned} \quad (13)$$

$$w = [1 - u \ln(1 + (s-1)(\zeta_0 - \zeta)/\ln s)]^\Delta, \quad \zeta \leq \zeta_0.$$

В промежуточном случае нерегулярного дерева со степенным ростом (11) числа узлов (и нейтронов) интенсивность и сила иерархической связи также ведут себя степенным образом в зависимости от расстояния ζ в ультраметрическом пространстве, пропорционального числу поколений нейтронов:

$$\begin{aligned} P &= W^{1/(1-D)} [1 + u(1 - \zeta/\zeta_0)^{-(a-1)}]^{1/D}, \\ u &= DW^{1/(1-D)} n_0^{-(a-1)} / (a-1), \\ \zeta &= (n_0 - n) \ln s, \quad \zeta_0 = n_0 \ln s, \quad n \leq n_0, \\ w &= [1 + u(1 - \zeta/\zeta_0)^{-(a-1)}]^\Delta, \quad \zeta \leq \zeta_0. \end{aligned} \quad (14)$$

Поведение вероятностей возникновения цепной реакции определяется вероятностями s , степенью критичности, близостью к критической точке. В зависимости от этой близости выделяется три

(точнее, четыре) основных режима поведения: подкритический и надкритический (в них законы поведения (4) и (10) отличаются только знаком), критический (11), (14), и критическая точка (12), (13). В традиционной теории ядерных реакторов исследуются только подкритический и надкритический режимы и критическая точка, хотя в общей теории фазовых переходов обязательно присутствует критическая область. Это связано с тем, что нейтроны не взаимодействуют, для них справедливы значения классических критических индексов (как для самосогласованного поля) [12]. В стационарном рабочем состоянии реакторов нейтронов много, можно их число считать бесконечно большим. Критическая область при этом стягивается в критическую точку. Отметим, что известен явный вид выражения $w(P_n)$ (2), и уравнение для P в континуальном пределе можно решить точно. Но интегралы сложные, и явно выразить функцию P сложно.

Сама критическая область имеет сложную трехчленную структуру. В [16] обнаружены три режима критического поведения $ЯР$, зависящих от знака управляющих воздействий и обратных связей, найдены границы этих режимов, показано, что в районе критической точки временное поведение степенное. Время пропорционально числу поколений, и такое поведение свойственно (11), самоподобным нерегулярным деревьям [8]. В самой критической точке общее число нейтронов пропорционально времени (12), что соответствует вырожденному дереву. Таким образом, траектории нейтронов изменяются в зависимости от вероятности s и коэффициента размножения. В подкритической (и надкритической) области движение идет по регулярным деревьям, в критической области — по самоподобным нерегулярным деревьям, в критической точке — по вырожденному дереву. Выше критической точки, но в критической области — снова по самоподобным нерегулярным деревьям. В надкритической области — снова по регулярным деревьям.

Вероятности образования иерархических уровней, распределение по иерархическим уровням и по поколениям нейтронов. Самоподобные распределения описываются степенным законом вида (11)

$$p(k) \propto k^{-\gamma} \quad (15)$$

с показателем $\gamma > 0$, где k — степень вершины дерева, которая играет роль масштаба в сложных сетях. Такого рода зависимости широко распространены в системах самой различной природы. Форма такой зависимости не изменяется при вариации масштаба переменной k ,

определяющей распределение по порядкам вершин иерархического дерева некоторого графа. Действительно, замена переменной k значением k/a , масштабированным положительной константой a , сохраняет неизменным вид распределения (15). Цепочки деления приводят к иерархической структуре, геометрическим образом которой является дерево Кейли (см. рис. 1).

В общем случае кластерная структура всех уровней определяет поведение иерархической системы, однако свойство самоподобия позволяет ограничиться заданием структуры минимального кластера и нахождением номера иерархического уровня. Иерархическое дерево является геометрическим образом ультраметрического пространства [17], и в [3] показано, что описание иерархических структур сводится к рассмотрению процесса диффузии в этом пространстве.

Эволюция сложных иерархических систем представляет аномальную диффузию по иерархическим уровням, которая приводит к стационарному распределению в форме Цаллиса (или распределения Реньи). Следуя [18], рассмотрим плотность вероятности $p_u = p_u(t)$ распределения системы по координатам ультраметрического пространства u в момент времени t . Это распределение подчиняется кинетическому уравнению [19, 20]

$$\tau \dot{p}_u = \sum_{u'} (f_{uu'} p_{u'} - f_{u'u} p_u), \quad (16)$$

где точка означает дифференцирование по времени, τ — время релаксации, $f_{uu'}$ представляет частоту переходов из u' в u . Для определения формы зависимостей от ультраметрических координат рассмотрим регулярное иерархическое дерево, которое характеризуется фиксированным показателем ветвимости $s > 1$ и переменным числом иерархических уровней $n \gg 1$. В этом случае ультраметрическая координата u представляет n -значное число в системе исчисления с основанием s : $u = u_0 u_1 \dots u_m \dots u_{n-1} u_n$, $u_m = 0, 1, \dots, s-1$. Интенсивность переходов может быть записана в виде степенного ряда $f_{uu'} = \sum_{m=0}^n f(u_m - u_{m'}) s^{n-m}$, где первое слагаемое ($m=0$) отвечает верхнему уровню иерархии, который определяет поведение всей системы — цепочки деления, тогда как последний член с $m=n$ отвечает низшему уровню, соответствующему наименьшим кластерам, последним ветвям цепочки. Согласно определению, расстояние между точками u и u' равно $0 \leq l \leq n$, если выполняются условия $u_m = u_{m'}$

для $m=0, 1, \dots, n-(l+1)$ и $u_m \neq u_{m'}$ для $m=n-l, n-l+1, \dots, n$ [11]. Таким образом, при фиксированном расстоянии l первые $n-l$ слагаемых указанного ряда равны нулю по определению, тогда как последние, количество которых равно l , содержат множитель s^{n-m} , значение которого при $s > 1$ намного меньше множителя s^l , являющегося первым из остальных слагаемых. В результате только слагаемое с $m=n-l$ и $f_{uu'} \sim s^l = s^{n-m}$ является значимым в рассматриваемом ряде. Подобным образом можно показать, что плотность вероятности оценивается как $p_u \sim s^{n-l} = s^m$. Для случайного дерева показатель ветвимости s становится переменным, в результате чего частота переходов $f_{uu'} \rightarrow f_{n-m}$ и плотность вероятности $p_u \rightarrow p_m$ принимают вид преобразования Меллина [20]

$$f_{n-m} \equiv \int_0^\infty f(s) s^{n-m} ds, \quad p_m \equiv \int_0^\infty p(s) s^m ds, \quad (17)$$

где $f(s)$ и $p(s)$ представляют весовые функции. Таким образом, от общих координат $u = u_0 u_1 \dots u_m \dots u_{n-1} u_n$, $u_m = 0, 1, \dots, s-1$ ультраметрического пространства мы переходим к координатам номера уровня, числа поколений нейтронов, которые использовались в предыдущем разделе.

В результате основное кинетическое уравнение уже для вероятности образования n -го иерархического уровня принимает вид

$$\tau \dot{p}_n = \sum_{m>n} f_{m-n} p_n - \sum_{m<n} f_{n-m} p_m, \quad (18)$$

где в отличие от выражения (16), представляющего континуальное ультраметрическое пространство, используется дискретное представление, отвечающее иерархическим деревьям типа показанных на рис. 1. Первое слагаемое правой части (18) учитывает иерархическую связь данного уровня n с нижними уровнями $m > n$, второе — с верхними $m < n$. Обращает на себя внимание тот факт, что правая часть уравнения (18) имеет знак, обратный имеющим место в обычных статистических системах [21]. Это связано с тем, что автономным системам присуще спонтанное установление иерархической связи, а не её разрушение [3].

Проводя в (18) разложение вероятности p_m в ряд по степеням разности $n-m$, в пределе $n \gg 1$ получаем

$$\tau \dot{p}_n = -D(\partial^2 p_n / \partial n^2) + D_n p_n, \quad (19)$$

где учтены низшие моменты $\sum_{m < n} (n-m) f_{n-m} = 0$ и $\sum_{m < n} (n-m)^2 f_{n-m} \equiv 2D$; оператор $D_n := \sum_{m > n} f_{m-n} - \sum_{m < n} f_{n-m}$ определяет разность интенсивностей переходов с данного уровня n на нижние и верхние уровни. Если нет иерархии, то нет и условий $m > n$, $m < n$ из (18), и оператор $D_n = 0$. В иерархических системах, интенсивности переходов существенно зависят от того, совершаются они вверх или вниз по иерархическому дереву. Используем далее предположение о форме функции D_n .

$$D_n = -dq p_n^{q-1} \partial / \partial n, \quad (20)$$

где q , d — положительные параметры. Формальной основой предположения является то, что с точностью до множителя $-d(q-1)$ интеграл $\int_n^{qn} D_n p_n dn$ сводится к производной Джексона

$$D_n p_n^q = \frac{p_{qn}^q - p_n^q}{q-1}, \quad (21)$$

представляющей архетип самоподобных иерархических систем [4]. В результате управляющее уравнение (19) принимает окончательный вид

$$\tau \dot{p}_n = -(\partial / \partial n) (dp_n^q + D_n (\partial p_n / \partial n)). \quad (22)$$

Стационарное решение этого уравнения записывается в форме распределения Цаллиса [7]

$$p_n = \left(p_0^{-(q-1)} + \frac{q-1}{\Delta} n \right)^{-1/(q-1)} p_0 \equiv \left(\frac{2-q}{\Delta} \right)^{1/(2-q)}, \quad \Delta \equiv D/d. \quad (23)$$

Согласно (23), с ростом номера уровня n вероятность его образования p_n спадает степенным образом от максимального значения p_0 , отвечающего верхнему уровню $n = 0$.

С использованием деформированной экспоненты $\exp_q(x) = [1 + (1-q)x]_+^{1-q}$, $[y]_+ \equiv \max(y, 0)$ и эффективной энергии $\varepsilon_n = \left(\frac{2-q}{\Delta} \right)^{q-1} n$ вероятность (23) принимает каноническую форму Цаллиса

$$p_n = p_0 \exp_q \left(-\frac{\varepsilon_n}{\Delta} \right). \quad (24)$$

Согласно [22], эффективная температура Δ удовлетворяет стандартным термодинамическим соотношениям при условии, что распределение по уровням иерархического самоподобного множества определяется эскортной вероятностью

$$\mathcal{P}_l := \frac{p_l^q}{\sum_l p_l^q}, \text{ а не исходной } p_l. \text{ В [23] и [8] отмечено,}$$

что если положить $q' = 1/q$, то эскортное распределение Цаллиса совпадает с распределением Реньи, полученным применением принципа максимума энтропии к энтропии Реньи. В [24] показано, что энтропия Реньи служит отрицательным показателем степени конформного преобразования информационного расхождения (дивергенции). Эффективная температура Δ связана с вероятностью деления ядер c из (1).

Вероятность образования иерархического уровня и связанной с этим уровнем самоподобной цепи (цепной реакции) монотонно возрастает с уменьшением n . Расчет [8] демонстрирует, что рост дисперсии $\Delta = D/d$, определяемый отношением коэффициента диффузии D к энергии d , значительно расширяет разброс стационарной вероятности по иерархическим уровням. При $\Delta \gg 1$ распределение (23) незначительно отличается от экспоненциального на высоких уровнях $n < \Delta^{1/(2-q)}$, но с ростом n степенной хвост начинает проявляться все более существенным образом.

Сравнивая распределение (23) с распределением (14), видим, что одно является эскортным по отношению к другому при $a=0$; это распределения Цаллиса и Реньи. Как уже отмечалось, эти распределения будут совпадать при замене физического параметра деформации $Q=2-q$ на величину $2-q'$, $q'=1/q$. При этом дисперсия Δ распределения (23) и параметр W в выражении (14) связаны зависимостью $\Delta = 1/W$. Фрактальная размерность ультраметрического пространства в (14) выражается через параметр деформации Q :

$$D = q^{-1} = (Q-1)/(2-Q).$$

В общем случае $a \neq 0$, и указанные соотношения носят частный характер. В [18] показано, что вероятности ансамбля иерархических уровней P_n и вероятности образования каждого уровня p_n связаны выражениями так называемой деформированной (при помощи показателя q) алгебры, когда

$$\ln_q P_n = \sum_{m=0}^n \ln_q p_m,$$

$$\ln_q x = \frac{x^{1-q} - 1}{1-q}, \quad P_n = p_0 \otimes_q p_q \otimes_q \dots \otimes_q p_n,$$

$$x \otimes_q y = [x^{1-q} + y^{1-q} - 1]_+^{\frac{1}{1-q}},$$

$$P_n = \exp_q \left(\frac{\sum_{m=0}^n p_m^{1-q} - (n+1)}{1-q} \right) = \left(\sum_{m=0}^n p_m^{1-q} - n \right)_+^{\frac{1}{1-q}},$$

$$P_{n-1}^{1-q} - P_n^{1-q} = 1 - p_n^{1-q}.$$

Нестационарный случай рассмотрен в [8] в автомодельном режиме, когда поведение системы определяется степенной зависимостью $n_c(t)$ характерного масштаба иерархии (например, числом поколений, при котором происходит перколяционный фазовый переход, критической точкой реактора), а распределение вероятности представляется однородной функцией $p_n(t) = n_c^{-\alpha}(t) \pi(n/n_c)$. Так как в нашем случае $n \sim t$, то в зависимости от вида $p_n(t)$ оказывается существенным именно автомодельный режим

Заключение. В работе проводится новый подход к исследованию сложных процессов в ядерном реакторе, основанный на синергетических методах, связанных с фрактальными и перколяционными способами описания сложных систем, теорией иерархического соподчинения. Новые методы исследования дают возможность обнаружить более детальные аспекты поведения реакторных систем. Их сопоставление с традиционными методами изучения нейтронно-ядерных процессов в реакторах позволит находить более тонкие аспекты поведения этих процессов, учитывать их и повышать безопасность реакторов.

Так, сложность иерархических деревьев в [25] характеризовалась силуэтом $s_l = \ln(M_l/M_{l-1})$, где M_l — число узлов на уровне l . Эти выражения даны в (4), (11), (12). В реакторе отношение M_l/M_{l-1} между числом нейтронов соседних поколений характеризует коэффициент размножения нейтронов. Для регулярных деревьев (4) $s_l = \ln \bar{V}$. В самой критической точке $M_l = M_{l-1}$, и $s_l = 0$, что соответствует одному рождению

дающемуся в каждом поколении нейтрону и картине вырожденного иерархического дерева. Для вырожденных деревьев где $s = \bar{V}$

$$s_l = \ln \left[1 + \frac{(s-1)}{1+(s-1)(n-1)} \right] \approx \frac{(s-1)}{1+(s-1)(n-1)}.$$

Эта величина стремится к нулю при $\bar{V} = 1$ или при $n \rightarrow \infty$. Для самоподобных деревьев (11) $s_l = \ln(1+1/l) \approx a/l$. Эта величина стремится к 0 при $l \rightarrow \infty$, что было отмечено в [1]. В [8] показано, что более адекватной характеристикой силуэта самоподобного дерева и коэффициента размножения нейтронов, соответствующего этой величине для размножающей реакторной системы, является производная Джексона (21).

Заметим еще, что мощным методом исследования такого рода сложных систем служит информационная геометрия вероятностных распределений [26, 27]. Рассмотренные выше распределения Реньи и Цаллиса получаются путем применения принципа максимума энтропии к энтропии Реньи вида

$$H^{(\alpha)}_R(p) = \frac{1}{1-\alpha} \log \left(\int p^\alpha(x) d\mu(x) \right) \quad \text{и Цаллиса}$$

$$H^{(\alpha)}_T(p) = \frac{1}{1-\alpha} \left(\int p^\alpha(x) d\mu(x) - 1 \right). \quad \text{Этим энтропиям соответствуют информационные отклонения (дивергенции) Реньи}$$

$$D^{(\alpha)}_R(p|q) = \frac{1}{\alpha-1} \log \left(\int q \left(\frac{p}{q} \right)^\alpha d\mu(x) \right)^{1/\alpha} \quad \text{и Цаллиса}$$

вида $D^{(\alpha)}_T(p|q) = \frac{1}{1-\alpha} (1 - \int p^\alpha q^{1-\alpha} d\mu(x))$ (p и q — распределения вероятностей). К этим величинам применима обобщенная теорема Пифагора [26, 27], к которой привязаны выражения для максимума энтропии и другие важные физические результаты, применение которых существенно для детального исследования реакторных систем.

Список использованной литературы

1. Рязанов В. В. Возможности перколяционного описания коэффициента размножения нейтронов. Ядерная энергетика и окружающая среда № 1 (5), 2015, с. 36-43.
2. Olemskoi A. I. Fractals in Condensed Matter Physics / A. I. Olemskoi ; [ed. by I. M. Khalatnikov] // Phys. Rev. - Vol. 18, Part 1. - London: Gordon and Breach, 1996. - P. 1-173.
3. Олемской А. И. Иерархическая картина супердиффузии / А. И. Олемской // Письма в ЖЭТФ. - 2000. - Т. 71. - С. 412-417.
4. Olemskoi A. I. Self-similarity degree of deformed statistical ensembles / A. I. Olemskoi, A. S. Vaylenko, I. A. Shuda // Physica A. - 2009. - Vol. 388. - P. 192938.
5. Ravasz E. Hierarchical organization in complex networks / E. Ravasz, A.-L. Barabási // Phys. Rev. E. - 2003. - Vol. 67. - P. 026112.
6. Олемской А. И., Ющенко О. В. Коллективное движение активных частиц. Известия вузов. Физика 2004, №4, 101-107.
7. Gell-Mann M. Nonextensive Entropy: Interdisciplinary

- Applications / M. Gell-Mann, C. Tsallis. - Oxford: Oxford University Press, 2004. - 440 p.
8. Олемской А. И. Синергетика сложных систем. Феноменология и статистическая теория. — Москва: Кранданд, 2009, 379 с.
 9. Антонова Е. С., Вирченко Ю. П. Непрерывность вероятности перколяции бернуллиевских случайных полей на однородных древесных графах. — Научные ведомости Белгородского государственного университета. Серия: Математика. Физика, 2010, т. 23(94), №21, с. 11-21.
 10. Stauffer D., Aharony A. Introduction to percolation theory. Taylor & Francis Inc.: 1994. 179 p.
 11. Олемской А. И., Флат А. Я. Использование концепции фрактала в физике конденсированной среды. — Успехи физических наук, 1993, т. 163, № 12, с. 1-50.
 12. Рязанов В. В. Фрактальные структуры и перколяция в ядерном реакторе. Problems of nuclear power plants' safety and of Chornobyl. — 2014, вып. 23, с. 13-21.
 13. Рязанов В. В. Мультифрактальность и цепные реакции. Problems of nuclear power plants' safety and of Chornobyl. — 2015, вып. 24, с. 5-15.
 14. Ryazanov V. Lifetime of statistical systems. Saarbrücken: LAP LAMBERT Academic Publishing, 2014, 252 p.
 15. Дорогов В. И., Чистяков В. П. Вероятностные модели превращения частиц. М.: Наука, 1988, 110 с.
 16. Бойко Р. В., Рязанов В. В. Стохастическая модель энергетического ядерного реактора. — Атомная энергия, 2002, т.93, вып.2, с.87-96.
 17. Rammal R. Ultrametricity for physicists / R. Rammal, G. Toulouse, M. A. Virasoro // Rev. Mod. Phys. - 1986. - Vol. 58. - P. 765-788.
 18. Шуда И. А. Влияние иерархического строения и самоподобия на самоорганизацию сложных систем. Дисс... докт. физ.-мат. наук. - Сумы. - 2011.
 19. von Ferber C. Complex networks / C. von Ferber, Yu. Holovatch, O. Olemskoi, T. Holovatch, O. Mryglod [et al.] // J. Phys. Stud. - 2006. - Vol. 10. - P. 247-289.
 20. Олемской О. И. Теория самоподобных стохастических систем. Часть I // О. И. Олемской, Д. О. Храченко // ЖФД. - 2002. - Т. 6. - С. 253-288.
 21. Risken H. The Fokker-Planck Equation / H. Risken. - Berlin: Springer-Verlag, 1984. - 454 p.
 22. Tsallis C. The role of constraints within generalized nonextensive statistics / C. Tsallis, R. S. Mendes, A. R. Plastino // Physica A. - 1998. - Vol. 261. - P. 534-554.
 23. Башкиров А. Г. Энтропия Реньи как статистическая энтропия для сложных систем. Теоретическая и математическая физика. Том 149, № 2, 2006, с. 299-317.
 24. Shun'ichi Amari, Atsumi Ohara, Hiroshi Matsuzoe. Geometry of deformed exponential families: Invariant, dually-flat and conformal geometries. Physica A 391 2012 4308-4319.
 25. Олемской А. И. Сложность самоподобных иерархически соподчиненных ансамблей Письма в ЖЭТФ, 2007, 85, 137-140.
 26. Chentsov N. Statistical Decision Rules and Optimal Inference (in Russian). Moscow, U.S.S.R.: Nauka, 1972. English translation: Providence, RI: AMS, 1982.
 27. Shun'ichi Amari, Hiroshi Nagaoka. Methods of information geometry, Translations of mathematical monographs; v. 191, American Mathematical Society, 2000

Получено 2.10.2015

УДК 621.039

В. И. Скалозубов¹, И. Л. Козлов², С. В. Клевцов³, Е. Н. Письменный³¹Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, г. Киев²Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса³НТУУ “Киевский политехнический институт”, г. Киев

МЕТОДИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ РЕАЛИЗАЦИИ ПРИНЦИПОВ АДЕКВАТНОСТИ И ДОСТАТОЧНОСТИ ДЛЯ ИДЕНТИФИКАЦИИ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ НА ВВЭР С УЧЕТОМ УРОКОВ ФУКУСИМСКОЙ АВАРИИ

В статье рассмотрены методические основы реализации принципов адекватности и достаточности симптомно-ориентированного подхода идентификации тяжелых аварий с учетом уроков Фукусимской аварии. На примере доминантных для безопасности ВВЭР аварий с течами реакторного контура идентифицированы обобщенные признаки исходных аварийных событий и начала внутрикорпусной стадии тяжелой аварии.

Полученные результаты могут быть использованы при разработке эффективных стратегий управления тяжелыми авариями.

Ключевые слова: симптомно-ориентированный подход, тяжелая авария, исходное событие аварии (ИСА).

Необходимым и определяющим начальным этапом моделирования, анализа и разработки соответствующих организационно-технических мероприятий по управлению тяжелыми авариями является обоснование и идентификация перечня исходных событий и аварийных последовательностей тяжелых аварий (ИС ТА и АП ТА). Идентификация перечня ИС ТА для АЭС с ВВЭР определяется:

перечнем ИСА, которые могут при определенных запроектных сценариях АП привести к недопустимому повреждению активной зоны реактора;

перечнем и конечным состоянием запроектных АП с возможными отказами критических конфигураций систем (ККС), обеспечивающих выполнение функций безопасности (ФБ) для предотвращения возникновения тяжелых аварий.

В общем случае перечень ИС тяжелых аварий

$$П(ИСТА) = \sum_i П(ИСА_i) \sum_j АП_{ij} \quad (1)$$

где $П(ИСА_i)$ — перечень первичных i -х ИСА; $АП_{ij}$ — количество j -х запроектных АП в i -й группе ИСА, приводящих к недопустимому повреждению топлива при одинаковых начальных условиях развития тяжелых аварий и состояниях ККС, обеспечивающих выполнение необходимых ФБ.

Проведенный в [1—3] анализ состояния этого вопроса применительно к отечественным энергоблокам с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР) определил следующие основные ограничения и недостатки общепринятых в настоящее время подходов.

1. Недостаточная обоснованность и полнота всех возможных ИС ТА. Так, до настоящего времени при моделировании и анализе тяжелых аварий на ВВЭР обычно в качестве ИСА рассматриваются большие течи 1-го контура/полное обесточивание/потеря пита-

тельной воды при конечных состояниях с повреждением топлива. Такой подход требует дополнительных обоснований его консервативности, так как при других ИСА (например, межконтурные течи, экстремальные воздействия и т.д.) могут создаваться “худшие” условия возникновения и развития тяжелых аварий.

2. Недостаточная обоснованность используемого подхода исключения из перечня ИС ТА относительно маловероятных событий по следующим основным причинам: опыт тяжелых аварий на АЭС ТМ1-2 (США), Чернобыльской и Fukushima-Daiichi показал, что ИС ТА также являлись маловероятными, но произошли и существенно повлияли на экологическую безопасность и возможность дальнейшего существования ядерной энергетики. При этом недостаточно обоснован и сам подход исключения из рассмотрения относительно маловероятных ИС ТА: исключение одного ИС может незначительно (в пределах погрешностей оценки) повлиять на снижение общих показателей безопасности, но с учетом “накопительного” эффекта таких событий влияние может быть существенным.

3. Недостаточная эффективность реализации симптомно-ориентированных подходов при идентификации ИСА, применение которых наиболее актуально для доминантных по безопасности ВВЭР групп аварий с разгерметизацией реакторного контура (течи 1-го контура и межконтурные течи). Используемые для идентификации ИСА и АП наборы симптомов не соответствуют, в общем случае, принципу адекватности и минимальной достаточности, согласно которому наборы симптомов при минимальном, но достаточном их количестве должны идентифицировать каждую выделенную группу ИСА индивидуально. В частности, следствием невыполнения этих принци-

пов является тот факт, что разные группы аварий могут иметь одинаковые симптомы, что недопустимо.

Уроки аварии на АЭС Fukushima-Daiichi подтвердили актуальность указанных выше вопросов идентификации ИС ТА [2,3].

1. При одинаковых ИС с полной потерей электроснабжения парогазовые взрывы и разрушения защитных барьеров безопасности произошли в разные моменты времени (12 марта на блоке № 1, 14 марта на блоке № 3 и 15 марта на блоке № 2) и в разных местах (на блоках № 1 и 3 взрывы произошли над защитной оболочкой, а на блоке № 2 — в районе подректорного теплообменника), что является косвенным подтверждением зависимости ИС и АП ТА от предыстории развития аварийных процессов.

2. В соответствии с результатами углубленного анализа безопасности энергоблока с ВВЭР-1000, выполненного эксплуатирующей организацией ГП НАЭК “Энергоатом”, вероятность возникновения первичного ИСА с полной потерей электроснабжения собственных нужд (аналог ИСА на АЭС Fukushima-Daiichi) порядка 10^{-7} /реактор-год, что является относительно маловероятным событием. Указанное положение подтверждает недопустимость подхода исключения из рассмотрения маловероятных ИС ТА.

3. Отсутствие достаточно эффективного симптомо-ориентированного подхода контроля и управления тяжелыми авариями стало одной из причин неподготовленности персонала АЭС Fukushima-Daiichi.

Таким образом, вопросы идентификации ИС ТА являются актуальными для АЭС Украины с учетом уроков аварии на АЭС Fukushima-Daiichi. Основные положения предлагаемого подхода идентификации ИС ТА заключаются в следующем.

1. Достаточный перечень ИС ТА определяется перечнем всех групп ИСА и запроектных АП, конечным состоянием которых является недопустимое повреждение ядерного топлива.

2. Каждой i -й группе ИСА соответствуют определенные набор и последовательность признаков \bar{C}_i , удовлетворяющие принципам идентичности и минимальной достаточности

$$П(ИСА_i) = \Pi_i [\bar{C}_i(\Delta t_{mi})] \quad (2)$$

где набор и последовательность симптомов i -й группы ИСА

$$\bar{C}_i = \text{col}\{C_{1i}(\Delta t_{1i}), C_{2i}(\Delta t_{2i}), \dots, C_{ni}(\Delta t_{ni})\}$$

реализуется в определенные временные интервалы начала развития аварийного процесса Δt_{mi} .

В качестве признаков ИСА могут быть отклонения от условий нормальной эксплуатации (нейтронно-физических, теплогидродинамических, химических параметров), которые определяют автоматические

срабатывания технологических защит/блокировок, а также действия операторов, характеризующие факт и условия возникновения конкретного ИСА. Набор и последовательность \bar{C}_i определяются на основе детерминистского моделирования развития АП каждой группы ИСА_{*i*}.

3. Набор запроектных АП и признаков начала тяжелых аварий СТ определяется по контролируемому факту отказа ККС, обеспечивающих выполнение необходимых ФБ

$$АП_{ij} = АП_{ij} [СТ_{ij}(\text{отказ ККС/ФБ})] \quad (3)$$

Перечни ФБ и систем, обеспечивающих их выполнение, для серийного энергоблока ВВЭР-1000 приведены в табл. 1. ККС, обеспечивающие выполнение необходимых ФБ, определяются на основе результатов моделирования запроектных АП.

Таким образом, достаточный перечень ИС ТА определяется по формуле (1) с учетом формул (2) и (3):

$$П(ИСТА) = \sum_i \Pi_i(\bar{C}_i) \sum_j АП_{ij}(СТ_{ij}) \quad (4)$$

Углубленный анализ безопасности энергоблоков с ВВЭР показывает, что доминантными вкладчиками в общие показатели безопасности являются ИСА с разгерметизацией реакторного контура (течи 1-го контура в гермообъем (ГО) и межконтурные течи). Для этих групп аварий определены следующие ККС, обеспечивающих выполнение критических функций безопасности (КФБ).

1. Для ИСА S1 “Большие течи 1-го контура в пределах ГО” КФБ является “Обеспечение запаса теплоносителя” с критическими конфигурациями 1/2 и 1/2 ГЕ САОЗ + 1/3 САОЗ НД или 2/3 САОЗ ВД.

2. Для ИСА S2 (средние неизолируемые течи 1-го контура эквивалентным диаметром от 50 до 200 мм) КФБ являются управление реактивностью и обеспечение запаса теплоносителя при ККС

A3 или + 1/3 САОЗ ВД + (1/2 + 1/2) ГЕ САОЗ + 1/3 САОЗ НД.

3. Для идентификации диапазонов размеров и соответствующих ККС малых течей 1-го контура, не компенсируемых системой подпитки-продувки ТК (ИСА S3), выполнены два расчетных обоснования по:

оценке верхнего граничного диаметра течи, для которого допустима ККС

1/3 САОЗ ВД + 1/4 БРУ-А + 1/2 ВПЭН или 2/3 АПЭН;

оценке максимально допустимого времени начала расхолаживания по 2-му контуру со скоростью 60 °С/ч при граничной конфигурации систем

1/3 САОЗ ВД (TQ14) + 2/4 ГЕ САОЗ + 1/3 САОЗ НД +

1/4 БРУ-А + 1/2 ВПЭН или 1/3 АПЭН

Таблица 1. Перечень проектных функций безопасности САОЗ-1000/В-320

Код	Функции/подфункции безопасности	Требуемые системы и оборудование	Оперативное наименование
ФБ-1 Управление реактивностью			
A ₁	Аварийный останов реактора	СУЗ — АЗ	АЗ
B ₁	Ввод бора в 1-й контур	Система продувки-подпитки и борного регулирования	ТК + ТВ10
B ₂	Ввод бора в 1-й контур	САОЗ ВД	TQ13,23,33
B ₃	Ввод бора в 1-й контур	САОЗ ВД	TQ14,24,34
B ₄	Ввод бора в 1-й контур	ГЕ САОЗ	УТ
C	Отключение ГЦН аварийной петли (неуправляемый отбор пара)	ГЦН	УД
ФБ-2 Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре			
D ₁	Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре системой продувки-подпитки	Система продувки-подпитки и борного регулирования	ТК + ТВ10
D ₂	Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре САОЗ ВД	САОЗ ВД	TQ13,23,33
D ₃	Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре ГЕ САОЗ	ГЕ САОЗ	УТ
D ₄	Обеспечение запаса теплоносителя в 1-м контуре САОЗ НД	САОЗ НД в режиме работы через прямом гермозоны	TQ12,22,32
ФБ-3 Отвод тепла по 2-му контуру			
E ₁	Подпитка ПГ	Система вспомогательной питательной воды (ВПЭН)	RL
		Система аварийной питательной воды (АПЭН)	TX10,20,30
E ₂	Поддержание давления во 2-м контуре	БРУ-А	TX
		БРУ-К	RC
	Поддержание давления во 2-м контуре (защита 2-го контура от превышения давления)	ПК ПГ	TX
E ₃	Расхолаживание по 2-му контуру	БРУ-А	TX
		БРУ-К	RC
ФБ-4 Отвод тепла по 1-му контуру			
F ₁	Расхолаживание по 1-му контуру и отвод остаточных тепловыделений	САОЗ НД в режиме планового расхолаживания	TQ12,22,32
F ₂		САОЗ НД в режиме работы из бака ГА-201	TQ12,22,32
F ₃		САОЗ ВД в режиме работы из бака ГА-201	TQ13,23,33
ФБ-5 Управление давлением 1-го контура			
G ₁	Управление давлением 1-го контура	Система компенсации давления 1-го контура (впрыск в КД от ГЦН)	УР
		Система компенсации давления 1-го контура (впрыск в КД от системы продувки-подпитки)	ТК
G ₁	Управление давлением 1-го контура	Система аварийного газоудаления	УР
G ₂	Защита 1-го контура от превышения давления	Система защиты 1-го контура от превышения давления (ПК КД)	УР
P ₁	Изоляция ПГ по пару	БЗОК	TX
P ₂	Изоляция ПГ по питательной воде	Регуляторы и задвижки основной и аварийной питательной воды	RL + TX
ФБ-7 Обеспечение электроснабжения			
R	Аварийное электроснабжение	Система надежного электроснабжения	DG

Примечание. В таблице и далее по тексту статьи использованы сокращения: СУЗ — система управления и защиты; АЗ — аварийная защита; САОЗ ВД — система аварийного охлаждения активной зоны; ВД — высокое давление; НД — низкое давление; ГЕ — гидроёмкость; ГЦН — главный циркуляционный насос; ПГ — парогенератор; ВПЭН — вспомогательный питательный электронасос; АПЭН — аварийный питательный электронасос; БРУ-А — быстродействующая

редукционная установка сброса пара в атмосферу; БРУ-К — быстродействующая редукционная установка сброса пара в конденсатор; ПК — предохранительный клапан; КД — компенсатор давления; БЗОК — быстродействующий запорный отсечной клапан.

Ключевым вопросом при управлении запроектной аварией ИСА S3 является срабатывание САОЗ ВД (TQ13) для управления реактивностью и обеспечения запаса теплоносителя: в случае срабатывания ККС САОЗ ВД (TQ13) отвод тепла по 2-му контуру осуществляется в режиме поддержания постоянного давления, а в случае отказа ККС САОЗ ВД (TQ13) — в режиме расхолаживания по 2-му контуру. В первом случае ККС ИС S3 фактически является

АЗ или АТWS + 1/3 САОЗ ВД (TQ13) + 1/2 ВПЭН

или 2/3 АПЭН + 1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К ($P = \text{const}$).

Во втором случае (при полном отказе САОЗ ВД (TQ13) ККС ИС S3:

АЗ или АТWS + 1/2 ВПЭН или 2/3 АПЭН + 1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К

(в режиме расхолаживания) + 2/3 TQ14 + YR + 2/4 ГЕ САОЗ + 1/3 САОЗ НД.

4. Для идентификации верхней границы малых течей 1-го контура, компенсируемых системой подпитки-продувки ТК (ИСА S4) и соответствующих ККС, также было проведено фактически только два расчетных моделирования для оценки верхнего граничного размера течи и максимального допустимого времени начала расхолаживания со скоростью 60 °С/ч по 2-му контуру.

Для управления этой запроектной группой аварий ключевым вопросом является срабатывание хотя бы одного канала системы подпитки-продувки. При этом, в случае успешного подключения насосов борного концентрата ТВ10, работоспособность системы подпитки-продувки (ТК) не более 25 ч. Однако для ИСА S4 отказы ТК могут дублироваться САОЗ ВД (1/3 TQ13 или 2/4 TQ14). В случае выполнения функций “Управление реактивностью” и “Обеспечение запасом теплоносителя высоконапорными системами” отвод тепла по 2-му контуру осуществляется в режиме поддержания постоянного давления. В противном случае перевод реактора в безопасное состояние осуществляется в режиме расхолаживания.

Эти результаты расчетного моделирования определяют две основные ККС для ИСА S4:

при срабатывании ККС высоконапорных систем

1/3 ТК + ТВ10 или 1/3 TQ13 или 2/3 TQ14 + 1/2 ВПЭН или 1/3 АПЭН +

+ 1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К (в режиме поддержания давления) + ЛСБ;

при полном отказе ККС высоконапорных систем

АЗ или АТWS + 1/2 ВПЭН или 2/3 АПЭН + 1/4

БРУ-А или 1/4 БРУ-К +

+ YR + 2/4 ГЕ САОЗ + 1/3 САОЗ НД (в режиме расхолаживания) + ЛСБ,

где ЛСБ — локализирующая система безопасности.

5. Расчетные обоснования АП малой течи из 1-го контура во 2-й (ИСА T41) и средней течи (ИСА T42) выполнены в основном для оценки максимально допустимого времени начала расхолаживания через 2-й контур со скоростью 60 °С/ч и для перевода САОЗ НД на плановое расхолаживание при полном открытии и заклинивании БРУ-А на аварийном ПГ.

ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, для группы ИСА T41:

1/3 ТК + (ТВ10) или 1/3 TQ13 или 2/3 TQ14 + АЗ или АТWS + 1/2 ВПЭН

или 2/3 АПЭН + 1/4 БРУ-А или БРУ-К (в режиме расхолаживания) +

+ 1/1 БЗОК + изоляция RL + закрытие БРУ-А (после открытия) + YR

или впрыск в КД от ТК или закрытие после открытия САОЗ ВД +

+ 2/4 ГЕ САОЗ + 1/3 САОЗ НД на ЛПР.

В основе стратегии управления аварией с малой течью из 1-го контура во 2-й находятся действия персонала по снижению давления в 1-м и 2-м контурах (аварийный ПГ) ниже 70 кгс/м² для предотвращения потери теплоносителя через БРУ-А в случае отказа его закрытия и загрязнения окружающей среды.

6. ККС, обеспечивающих выполнение КФБ, для группы ИСА T42:

АЗ или АТWS + 1/3 TQ13 или 2/3 TQ14 + 1/1 БЗОК + изоляция RL

(по питательной воде) + 1/1 БРУ-А (закрытие после открытия) +

+ 1/2 ВПЭН или 2/3 АПЭН + 1/4 БРУ-А или 1/4 БРУ-К (в режиме

расхолаживания) + YR или закрытие САОЗ ВД после открытия +

+ 2/4 ГЕ САОЗ + 1/3 САОЗ НД на ЛПР,

где ЛПР — линия планового расхолаживания.

Определенные на основе представленного подхода и результатов расчетного моделирования симптомы первичных ИСА приведены в табл. 2, а конфигурации систем для начала внутрикорпусной стадии тяжелой аварии — в табл. 3. В табл. 2 и 3: ИСА S1, S2, S4 — соответственно большие, средние, малые некомпенсируемые течи 1-го контура; ИСА T41, T42 — соответственно малые и средние межконтурные течи. Достаточный перечень ИС ТА приведен в табл. 4.

Таблица 2. Обобщенные признаки развития аварий с потерей теплоносителя в соответствии с принципами минимальности, достаточности и адекватности

С	Признаки развития аварий	Группа ИСА					
		S1	S2	S3	S4	T41	T42
C ₀	Снижение уровня ИСА и давления 1-го контура, стабильное открытие регуляторов ТК (начало ИСА)						
Формирование сигнала срабатывания АЗ:							
C ₁	не более 2 с с начала ИСА по уставкам У ₁ и/или У ₂ и/или У ₃						
C ₂	2—50 с с начала ИСА по уставкам У ₁ и/или У ₂ и/или У ₃						
C ₃	более 50 с с начала ИСА по уставкам У ₁ и/или У ₂ и/или У ₃ или без автоматического срабатывания АЗ						
Формирование сигнала срабатывания САОЗ:							
C ₄	не более 10 с с начала ИСА по уставкам У ₂ и У ₄						
C ₅	10—200 с с начала ИСА по уставкам У ₂ и У ₄						
C ₆	10—200 с с начала ИСА по уставке У ₂						
C ₇	200—4000 с с начала ИСА по уставкам У ₂ и У ₅ или У ₆						
C ₈	200—4000 с с начала ИСА по уставке У ₂						
Формирование сигнала на закрытие стопорного клапана САОЗ:							
C ₉	не более 1 с с начала ИСА по уставке У ₇						
C ₁₀	10—100 с с начала ИСА по уставке У ₇						
C ₁₁	более 100 с с начала ИСА по уставке У ₇						
Формирование условий срабатывания ГЕ САОЗ:							
C ₁₂	1—200 с с начала ИСА по уставке У ₈						
C ₁₃	более 200 с с начала ИСА по уставке У ₈						
Формирование условий отключения ГЦН:							
C ₁₄	не более 30 с с начала ИСА по уставке У ₉						
C ₁₅	30—300 с с начала ИСА по уставке У ₉						
C ₁₆	более 300 с с начала ИСА по уставке У ₉						
C ₁₇	Повышение давления и активности под оболочкой						
C ₁₈	Повышение активности на выходе эжекторов турбины, в паропроводах и продувочной воды ПГ						

Примечания:

У₁ — уставка срабатывания АЗ “Давление над активной зоной менее 148 кгс/см² при температуре в горячих нитках более 260 °С и мощности реактора более 75 % номинальной мощности”;У₂ — уставка срабатывания АЗ “Уменьшение разности температуры насыщения теплоносителя и температуры теплоносителя в горячей нитке любой петли менее 10 °С”;У₃ — уставка срабатывания АЗ “Давление над активной зоной менее 140 кгс/см² при температуре теплоносителя в горячих нитках более 260 °С и мощности реактора менее 75 % номинальной мощности”;У₄ — уставка срабатывания САОЗ “Давление под оболочкой более 0,3 кгс/см²”;У₅ — сигнализация “Давление под оболочкой более 0,2 кгс/см²”;У₆ — сигнализация “Давление под оболочкой более 0,003 кгс/см²”;У₇ — уставка закрытия стопорного клапана турбогенератора “Снижение давления перед главной паровой задвижкой менее 52 кгс/см² или отключение двух турбопитательных насосов”;У₈ — уставка срабатывания ГЕ САОЗ “Давление в 1-м контуре ниже 60 кгс/см²”;У₉ — уставка отключения ГЦН “Снижение давления масла менее 0,6 кгс/см²”.

Таблица 3. Конфигурации отказа систем для начала внутрикорпусной стадии тяжелой аварии при запроектной аварии с “неплотным” реакторным контуром

СТ	Конфигурации отказа систем для начала тяжелой аварии	Группа ИСА					
		S1	S2	S3	S4	T41	T42
СТ1	Отказы (2 + 2) каналов ГЕ САОЗ						
СТ2	Отказы всех каналов САОЗ НД и САОЗ ВД						
СТ3	Отказ АЗ ⇒ АТWS						
СТ31	Отказы трех ПК КД + АЗ						
СТ32	Отказы отвода тепла по 2-му контуру: (2 ВПЭН + 3 АПЭН + 4 БРУ-А + 4 БРУ-К) + АЗ						
СТ33	Отказы по управлению реактивностью борного раствора: (ТQ13 + ТQ14) + АЗ						
СТ4	Отказы всех каналов САОЗ ВД						
СТ5	Отказы всех каналов САОЗ НД						
СТ6	Отказы систем по отводу тепла по 2-му контуру: (ВПЭН + АПЭН + БРУ-А + БРУ-К)						
СТ7	Отказы систем по управлению давлением 1-го контура						
СТ8	Отказы: (ТК + ТВ10) + все каналы САОЗ ВД + АЗ + АТWS						
СТ9	Отказы: БЗОК + изоляция RL						

Таблица 4. Перечень идентифицированных ИС ТА на ВВЭР-1000/В-320

Идентификатор ИС ТА	Условия возникновения ИС ТА	Признаки ИСА	Признаки начала повреждения топлива
ИСТА-S1-CT1	ИСА S1 “Большие течи 1-го контура в ГО” при отказе пассивной части САОЗ	C ₀ , C ₁ , C ₄ , C ₉ , C ₁₂ , C ₁₇	СТ1
ИСТА-S1-CT2	ИСА S1 “Большие течи 1-го контура в ГО” при отказе активной части САОЗ	C ₀ , C ₁ , C ₄ , C ₉ , C ₁₂ , C ₁₇	СТ2
ИСТА-S2-CT31	ИСА S2 “Средние течи 1-го контура в ГО” при отказе АЗ и функции управления давлением	C ₀ , C ₂ , C ₅ , C ₉ , C ₁₃ , C ₁₇	СТ31
ИСТА-S2-CT32	ИСА S2 “Средние течи 1-го контура в ГО” при отказе АЗ и функции отвода тепла по 2-му контуру	C ₀ , C ₂ , C ₅ , C ₉ , C ₁₃ , C ₁₇	СТ32
ИСТА-S2-CT33	ИСА S2 “Средние течи 1-го контура в ГО” при отказе АЗ и функции управления реактивностью	C ₀ , C ₂ , C ₅ , C ₉ , C ₁₃ , C ₁₇	СТ33
ИСТА-S2-CT2	ИСА S2 “Средние течи 1-го контура в ГО” при отказе САОЗ ВД или активной части САОЗ	C ₀ , C ₂ , C ₅ , C ₉ , C ₁₃ , C ₁₇	СТ4 или СТ2
ИСТА-S3-CT31	ИСА S3 “Малые некомпенсируемые ТК течи 1-го контура в ГО” при отказе АЗ и функции управления давлением	C ₀ , C ₂ , C ₇ , C ₉ , C ₁₃ , C ₁₇	СТ31
ИСТА-S3-CT32	ИСА S3 “Малые некомпенсируемые ТК течи 1-го контура в ГО” при отказе АЗ и функции отвода тепла по 2-му контуру	C ₀ , C ₂ , C ₇ , C ₉ , C ₁₃ , C ₁₇	СТ32
ИСТА-S3-CT33	ИСА S3 “Малые некомпенсируемые ТК течи 1-го контура в ГО” при отказе АЗ и функции управления реактивностью	C ₀ , C ₂ , C ₇ , C ₉ , C ₁₃ , C ₁₇	СТ33
ИСТА-S3-CT5	ИСА S3 “Малые некомпенсируемые ТК течи 1-го контура в ГО” при отказе САОЗ НД или активной части САОЗ	C ₀ , C ₂ , C ₇ , C ₉ , C ₁₃ , C ₁₇	СТ5 или СТ2
ИСТА-S3-CT6	ИСА S3 “Малые некомпенсируемые ТК течи 1-го контура в ГО” при отказе функции отвода тепла по 2-му контуру	C ₀ , C ₂ , C ₇ , C ₉ , C ₁₃ , C ₁₇	СТ6
ИСТА-S4-CT8	ИСА S4 “Малые компенсируемые ТК течи 1-го контура в ГО” при отказах ТК, САОЗ ВД, АЗ и функций, обеспечивающих АТWS	C ₀ , C ₃ , C ₇ , C ₁₁ , C ₁₃ , C ₁₇	СТ8
ИСТА-S4-CT5	ИСА S4 “Малые компенсируемые ТК течи 1-го контура в ГО” при отказах САОЗ НД или активной части САОЗ	C ₀ , C ₃ , C ₇ , C ₁₁ , C ₁₃ , C ₁₇	СТ5 или СТ2
ИСТА-T41-CT8	ИСА T41 “Малые течи из 1-го контура во 2-й” при	C ₀ , C ₃ , C ₈ , C ₁₁ ,	СТ8

	отказах ТК, САОЗ ВД, АЗ и функций, обеспечивающих АТWS	C ₁₃ , C ₁₈	
ИСТА-T41-CT5	ИСА T41 “Малые течи из 1-го контура во 2-й” при отказах САОЗ НД или активной части САОЗ	C ₀ , C ₃ , C ₈ , C ₁₁ , C ₁₃ , C ₁₈	CT5 или CT2
ИСТА-T42-CT31	ИСА T42 “Средние течи из 1-го контура во 2-й” при отказе АЗ и функции управления давлением	C ₀ , C ₂ , C ₆ , C ₁₀ , C ₁₃ , C ₁₈	CT31
ИСТА-T42-CT32	ИСА T42 “Средние течи из 1-го контура во 2-й” при отказе АЗ и функции отвода тепла по 2-му контуру	C ₀ , C ₂ , C ₆ , C ₁₀ , C ₁₃ , C ₁₈	CT32
ИСТА-T42-CT33	ИСА T42 “Средние течи из 1-го контура во 2-й” при отказе АЗ и функции управления реактивностью	C ₀ , C ₂ , C ₆ , C ₁₀ , C ₁₃ , C ₁₈	CT33
ИСТА-T42-CT4	ИСА T42 “Средние течи из 1-го контура во 2-й” при отказе САОЗ ВД или активной части САОЗ	C ₀ , C ₂ , C ₆ , C ₁₀ , C ₁₃ , C ₁₈	CT4 или CT2
ИСТА-T42-CT6	ИСА T42 “Средние течи из 1-го контура во 2-й” при отказе функции отвода тепла по 2-му контуру	C ₀ , C ₂ , C ₆ , C ₁₀ , C ₁₃ , C ₁₈	CT6
ИСТА-T42-CT7	ИСА T42 “Средние течи из 1-го контура во 2-й” при отказе функции управления давлением 1-го контура	C ₀ , C ₂ , C ₆ , C ₁₀ , C ₁₃ , C ₁₈	CT8

Выводы

1. Рассмотрены методические основы реализации принципов адекватности и достаточности симптомно-ориентированного подхода идентификации тяжелых аварий с учетом уроков Фукусимской аварии.

2. На примере доминантных для безопасности

ВВЭР аварий с течами реакторного контура идентифицированы обобщенные признаки исходных аварийных событий и начала внутрикорпусной стадии тяжелой аварии.

3. Полученные результаты могут быть использованы при разработке эффективных стратегий управления тяжелыми авариями

Список использованной литературы

1. Скалозубов В. И. Основы управления запроектными авариями с потерей теплоносителя на АЭС с ВВЭР / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Колыханов // Чернобыль : ИПБ АЭС НАНУ, 2010. — 400 с.
2. Nuclear Safety in Light Water Reactors : Severe Accident Phenomenology. SARNET / Ed. by Bal Raj Sehgal. — Support provided by the SARNET (Severe Accident Network) in the Framework Programmes of Research of the European Commission, 2012. — 714 p.
3. Скалозубов В. И. Анализ причин и последствий аварии на АЭС Fukushima как фактор предотвращения тяжелых аварий в корпусных реакторах / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Ващенко, С. С. Яровой. // Чернобыль : ИПБ АЭС НАНУ, 2012. — 280 с..

Получено 09.06.2015

УДК 621.039

А. Д. Березовский¹, В. Н. Ващенко², Т. В. Габлая³, И. Л. Козлов¹,
С. И. Косенко¹, Ж. И. Патлашенко², В. И. Скалозубов³

¹Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса

²Государственная экологическая академия последипломного образования и управления, г. Киев

³Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, г. Киев

АДАПТАЦИЯ АВАРИЙНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ “НЕПРОЕКТНОГО” ДЛЯ ВВЭР ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА ОСНОВЕ КРИТЕРИАЛЬНОГО МЕТОДА

В статье рассмотрены вопросы адаптации результатов аварийного моделирования и анализа безопасности ВВЭР при использовании “непроектного” ядерного топлива.

Полученные результаты анализа позволяют сделать выводы, что в области относительно низких температур ядерного топлива, характерных для остановленного реактора и бассейнов выдержки отработанного ядерного топлива, допустимая концентрация плутония не более 8 %, а для более высоких температур — не более 3 %.

При более высоких концентрациях плутония необходим дополнительный анализ ядерной безопасности относительно возможности использования МОКС-топлива.

На основе предложенного метода определены условия применимости “непроектного” для ВВЭР ядерного топлива повышенной теплопроводности.

Ключевые слова: аварийное моделирование, водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР), “непроектное” ядерное топливо, отработанное ядерное топливо (ОЯТ).

Целенаправленное или вынужденное применение “непроектного” ядерного топлива обуславливает в общем случае необходимость решения следующих основных вопросов при анализе безопасности реакторных установок (РУ) и бассейнов выдержки ОЯТ:

1. Переоценка пределов или критериев безопасности с учетом отличия физико-химических и / или конструкционно-технических параметров “непроектного” ядерного топлива от проектного.

2. Моделирование аварий на РУ и в бассейне выдержки ОЯТ с “непроектным” ядерным топливом при всех возможных исходных состояниях и событиях.

Основным установленным нормативным пределом ядерной безопасности для РУ с ВВЭР до настоящего момента является допустимая температура циркониевой оболочки твэла (1200 °С), при достижении которой начинаются необратимые процессы разрушения оболочки (как одного из защитных барьеров безопасности); а при моделировании аварий предел безопасности по максимально допустимой локальной температуре топливной матрицы (около 2800 °С) фактически не анализируется. Такой подход основан на предположении, что зависимость между температурами оболочки твэла $T_{об}$ и ядерного топлива $T_{я.т.}$ определяется только теплофизическими свойствами ядерного топлива, а недопустимое разрушение оболочки твэла в процессе развития любых аварий наступает раньше начала разрушения (плавления) топливной

матрицы. В последних разработках [1, 2] установлено, что предел по максимально допустимой $T_{об}$ в общем случае является недостаточным для анализа ядерной безопасности: из-за относительно низкой теплопроводности проектного для ВВЭР керамического оксидно-уранового топлива (UO_2 -топлива) в топливной матрице возникают существенные радиальные градиенты температур (более 10^6 °С/м), а значительная центральная часть топливной матрицы (около 50 %) расплавится еще до момента достижения температуры оболочки 1200 °С.

Таким образом, при моделировании аварий и анализе ядерной безопасности РУ и бассейнов выдержки ОЯТ с “непроектным” ядерным топливом необходимо дополнительно учитывать предел ядерной безопасности по максимально допустимой локальной температуре топливной матрицы.

Актуальным направлением представляется определение допустимых условий адаптации для РУ и бассейнов выдержки с “непроектным” ядерным топливом известных результатов аварийного моделирования и анализа безопасности с проектным ядерным топливом. Перспективным подходом для априорного определения допустимых условий адаптации “непроектного” ядерного топлива может быть критериальный метод анализа безопасности, согласно которому пределы безопасности твэла в критериальной форме [2]:

$$\tilde{T}_{\text{я.т.}} = \frac{T_{\text{я.т.}}}{T_{\text{пл}}} = f(K_{\lambda}, K_N) < 1$$

$$\tilde{T}_{\text{об}} = \frac{T_{\text{об}}}{T_{\text{пл}}} \tilde{T}_{\text{я.т.}} - \frac{\text{Nu}}{\text{Nu} + 1} \tilde{T}_{\text{тн}} < \frac{T_{\text{o.Zr}}}{T_{\text{пл}}},$$

где $T_{\text{я.т.}}$ — температура ядерного топлива в центральной части топливной матрицы, $T_{\text{пл}}$ — температура плавления ядерного топлива, $T_{\text{об}}$ — температура оболочки твэла, $T_{\text{o.Zr}}$ — максимальная допустимая температура оболочки твэла, K_{λ} — безразмерный критерий приведенного теплового потока от твэла, K_N — безразмерный критерий приведенной мощности тепловыделений ядерного топлива, Nu — критерий Нуссельта, $\tilde{T}_{\text{тн}}$ — температура теплоносителя.

Анализ входящих в эти зависимости определяющих критериев ядерной безопасности K_{λ} , K_N , Nu позволяет сформулировать следующие консервативные условия адаптации для РУ и бассейнов выдержки с “непроектным” ядерным топливом:

по критерию внутреннего теплопереноса — $K_{\text{Ал}}$

$$K_{\text{Ал}} = \frac{K_{\lambda}(\text{НЯТ})}{K_{\lambda}(\text{ПЯТ})} \geq 1 \quad (1)$$

по критерию мощности тепловыделений — $K_{\text{АН}}$

$$K_{\text{АН}} = \frac{K_N(\text{НЯТ})}{K_N(\text{ПЯТ})} \leq 1 \quad (2)$$

по критерию внешнего теплопереноса

$$\text{Nu}(\text{НЯТ}) \geq 1 \quad (3)$$

где НЯТ, ПЯТ — “непроектное” и проектное ядерное топливо соответственно.

Если приведенные условия выполняются для всего диапазона возможного изменения температуры ядерного топлива, то адаптация для РУ и бассейнов выдержки с “непроектным” ядерным топливом результатов анализа безопасности с проектным ядерным топливом обоснована. В случае если хотя бы одно из критериальных условий не выполняется, необходимы дополнительное аварийное моделирование и анализ безопасности для РУ и бассейнов выдержки с “непроектным” ядерным топливом.

Рассмотрим применение представленных критериев адаптации на двух характерных примерах:

“непроектное” ядерное топливо с повышенной теплопроводностью топливной матрицы твэла (целенаправленная модернизация);

вынужденная замена проектного для ВВЭР ядерного топлива на МОКС-топливо.

Проведенный анализ критериев адаптации в первом примере модернизации ядерного топлива с целью повышения теплопроводности топливной матрицы твэла позволяет заключить следующее:

1. Условия адаптации по критериям K_{λ} и K_N выполняются при незначительном изменении нейтронно-физических свойств “непроектного” ядерного топлива по отношению к проектному (формально: $Q(\text{НЯТ})/Q(\text{ПЯТ}) \approx 1$) и необходимых условиях “внешнего” теплообмена ($\text{Nu} \gg 1$).

2. Из минимального значения $\text{Nu} = 1$ следует ограничение по “верхней” границе значений коэффициента теплопроводности

$$\lambda_{\text{я.т.}} \leq \alpha_{\min} r \quad (4)$$

где α_{\min} — минимально возможное значение коэффициента теплоотдачи на поверхности твэла, r — радиус твэла.

При больших значениях $\lambda_{\text{я.т.}}$ в условиях теплопередачи с α_{\min} $T_{\text{об}} \approx T_{\text{я.т.}}$ и предел безопасности по допустимой температуре оболочки твэла может быть нарушен (или быстрее достигнут) в процессе аварии по отношению к аналогичным условиям с проектным ядерным топливом.

При замене проектного для ВВЭР UO_2 -топлива на “непроектное” МОКС-топливо (второй пример) определяющим условием адаптации является критерий $K_{\text{АН}}$, который фактически отражает отношение мощностей внутренних тепловыделений Q “непроектного” и проектного ядерного топлива. Мощность внутренних тепловыделений ядерного топлива определяется условиями происходящих нейтронно-физических процессов и зависит от плотности нейтронного потока j -го нуклида в составе ядерного топлива Φ_j , сечения захвата σ_j и концентрации j -го нуклида γ_j . МОКС-топливо характеризуется повышенным содержанием плутония по отношению к проектному UO_2 -топливу (не более 1 % Pu). Нейтронно-физические характеристики плутония и урана могут существенно отличаться в определенных интервалах температур ядерного топлива. Так, например, в [3] установлено, что температурные зависимости сечения захвата значительно отличаются как на качественном, так и на количественном уровне в диапазоне температур ядерного топлива более 500 °С.

На рис. 1 приведены результаты расчетного анализа температурных зависимостей критерия адаптации $K_{\text{АН}}$ для “непроектного” МОКС-топлива при различных концентрациях плутония $\gamma(\text{Pu})$ с учетом данных по температурным зависимостям сечения захвата для урана и плутония. Для упрощения анализа нейтронно-физические

характеристики ядерного топлива моделировались в квазистационарном приближении, а основные расхождения характеристик “непроектного” и проектного топлива определялись параметрами сечения захвата σ . Также консервативно пренебрегалось “наработкой” Pu в проектом UO_2 —топливе.

Полученные результаты анализа позволяют сделать выводы, что в области относительно низких температур ядерного топлива, характерных для остановленного реактора и бассейнов выдержки ОЯТ, допустимая концентрация плутония не более 8 %, а для более высоких температур — не более 3 %.

При адаптации “непроектного” ядерного топлива необходимо учитывать существенную зависимость определяющих нейтронно-и теплофизических параметров от температуры топлива. При определенных условиях и состояниях ядерного топлива такая существенная зависимость может привести к возникновению аperiodической (спонтанное изменение состояния) или периодической (колебательный процесс) неустойчивости. В соответствии с общей теорией неустойчивости любая система может быть подвержена случайным (флуктуационным) возмущениям (воздействиям и/или изменениям определяющих параметров состояния системы). В зависимости от текущего состояния системы эти возмущения могут либо “затухать” во времени (система устойчива), либо приводить к спонтанному изменению определяющих параметров (система аperiodически неустойчива) или колебательным процессам (периодическая неустойчивость). Энергетическим “источником” неустойчивых процессов являются преобразования внутренней энергии системы.

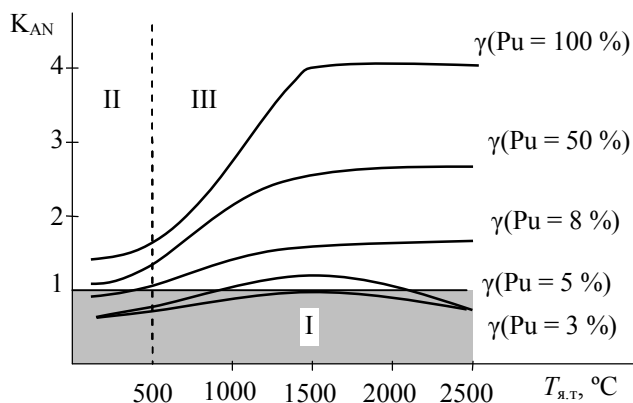


Рис. 1. Пределы адаптации ядерной безопасности МОКС-топлива по концентрации плутония $\gamma(Pu)$:

I - область допустимой адаптации МОКС-топлива;
II - диапазоны температур ядерного топлива на остановленном реакторе и/или в бассейне выдержки ОЯТ;
III - диапазоны температур ядерного топлива в рабочих и аварийных режимах эксплуатации реактора

Основным определяющим параметром ядерного топлива является его температура $T_{я.т.}$. Флуктуационные возмущения температуры топлива $\delta T_{я.т.}$ в зависимости от текущего состояния при определенных условиях могут привести к температурной неустойчивости аperiodического или периодического характера.

Негативными для ядерной безопасности последствиями термической неустойчивости ядерного топлива могут быть:

превышение пределов безопасности по температуре ядерного топлива и оболочки твэла;

неустойчивость нейтронно-физических процессов, которая при определенных условиях приводит к потере контролируемого регулирования мощности ядерного реактора (нерегулируемый “разгон” или останов);

спонтанный рост температуры ядерного топлива в остановленном реакторе или бассейне выдержки ОЯТ и др.

Рассмотрим условия возникновения термической неустойчивости ядерного топлива в линейном приближении ($\delta T_{я.т.} \ll T_{я.т.}$). При этом уравнение теплового баланса ядерного топлива в формате флуктуационных возмущений температуры ядерного топлива $\delta T_{я.т.}$ имеет вид:

$$\frac{d\delta\tilde{T}_{я.т.}}{dt} = K_H \delta\tilde{T}_{я.т.} \quad (5)$$

где

$$K_H = \frac{dK_N}{d\tilde{T}_{я.т.}} - K_\lambda - \frac{dK_\lambda}{d\lambda_{я.т.}} \frac{d\lambda_{я.т.}}{d\tilde{T}_{я.т.}} \quad (6)$$

Решение (5) имеет вид

$$\delta\tilde{T}_{я.т.} \approx \exp(K_H t) \quad (7)$$

где t — текущее время. Откуда следует, что при $K_H < 0$ температурные возмущения будут “затухать” во времени (система устойчива), а при $K_H > 0$ — спонтанно возрастать (система аperiodически неустойчива).

Таким образом, критерий устойчивости термических процессов в ядерном топливе

$$K_H < 0 \quad (8)$$

Интерпретация механизма возникновения термической неустойчивости ядерного топлива заключается в следующем. Флуктуационное увеличение температуры ядерного топлива $\delta T_{я.т.}$ определяет соответствующее увеличение мощности внутренних тепловыделений $\delta Q_{я.т.}$ и дальнейший рост температуры ядерного топлива

при прочих равных условиях. Однако увеличение $T_{я.т}$ определяет также увеличение перепада температур между ядерным топливом и внешней средой, увеличение плотности теплоотвода от ядерного топлива $q_{я.т}$ и соответствующее снижение $T_{я.т}$. В случае если влияние эффекта роста $Q_{я.т}$ под действием возмущения $\delta T_{я.т}$ преобладает над эффектом увеличения плотности теплоотвода от ядерного топлива, возникает термическая неустойчивость ядерного топлива. В противном случае рост $T_{я.т}$, определяемый увеличением мощности внутренних тепловыделений ядерного топлива, “компенсируется” увеличением теплоотвода от ядерного топлива $q_{я.т}$ — система устойчива относительно флуктуационных возмущений $\delta T_{я.т}$.

Выводы

Проведенный анализ адаптации аварийного моделирования “непроектного” для ВВЭР ядерного топлива в РУ и бассейне выдержки на основе критериев внутреннего и внешнего теплопереноса, мощности тепловыделений и термической устойчивости позволяет сделать следующие основные выводы.

1. Целенаправленное повышение теплопроводности “непроектного” ядерного

топлива способствует повышению ядерной безопасности по отношению к проектному керамическому UO_2 -топливу, и адаптация аварийного моделирования вполне обоснована.

Однако “верхние” значения коэффициентов теплопроводности топливной матрицы ограничены условиями минимальной интенсивности внешнего теплопереноса, при которых температура оболочки твэла достигает температуры ядерного топлива. В этом случае предел безопасности по допустимой температуре оболочки может быть нарушен или достигнут для “непроектного” ядерного топлива раньше в аварийном процессе, чем для проектного ядерного топлива.

2. Адаптация аварийного моделирования “непроектного” для ВВЭР МОКС-топлива в рабочих и аварийных режимах РУ (температура ядерного топлива более 500 °C) при концентрациях плутония-239 более 3 % в целом необоснована.

3. Адаптация аварийного моделирования “непроектного” для ВВЭР МОКС-топлива при температурах менее 500 °C, характерных для условий остановленного реактора или бассейна выдержки ОЯТ, обоснована при концентрациях плутония-239 менее 8 %.

Список использованной литературы

1. Тяжелые аварии на атомных станциях с корпусными ядерными реакторами. Основы моделирования и анализ. Монография. В. И. Скалозубов, В. Н. Ващенко, И. Л. Козлов, С. В. Клевцов. Под общей ред. В. И. Скалозубова / — Одесса: ОНПУ, 2015. — 319 с.
2. Комплекс методов переоценки безопасности атомной энергетики Украины с учетом уроков экологических катастроф в Чернобыле и Фукусиме. В. И. Скалозубов, Г. А. Оборский, И. Л. Козлов и др. / — Одесса: Астропринт, 2013. — 244 с.
3. Русов В. Д. Различие температурных зависимостей плотностей теплового источника мокс-топлива

и диоксидного топлива и связанные с этим особенности аварии на третьем блоке АЭС “Фукусима-1” / В. Д. Русов, В. А. Тарасов, С. А. Чернеженко, А. А. Какаев, Е. В. Гречан, С. И. Косенко, О. И. Пантак // Материалы 3-й междунар. науч.-практ. конф. “Повышение безопасности и эффективности атомной энергетики”, 24—28 сент. 2012 г., Одесса, Украина. — Чернобыль: ИПБ АЭС НАНУ, 2013. — с.17—29.

Получено 28.10.2015

УДК 621.311.243:697.329

*В. П. Кравченко, В. А. Дубковский, Е. В. Кравченко**Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса, Украина иев*

ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ СОЛНЕЧНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ, КАК ИСТОЧНИКА НАДЕЖНОГО ПИТАНИЯ ПРИ ОБЕСТОЧИВАНИИ АЭС

В качестве одного из трех каналов системы надежного питания ответственных потребителей реакторного отделения предложено вместо дизель-генератора использовать полупроводниковую солнечную электростанцию (ПСЭС) с аккумуляторными батареями. Определены необходимое количество электроэнергии для отвода остаточного тепловыделения ядерного реактора в течение трех суток, площадь солнечных модулей, емкость аккумуляторных батарей. Приведен расчет технико-экономических показателей ПСЭС. Учтена возможность уменьшения мощности насосов с уменьшением мощности остаточного тепловыделения. Рассчитана себестоимость электроэнергии.

Ключевые слова: мощность остаточного тепловыделения, полупроводниковая солнечная электростанция, мощность насосов.

Уроки аварии в марте 2011 года на АЭС “Фукусима-1” показали необходимость более надежного энергоснабжения оборудования реакторного отделения при обесточивании блока [1]. Причиной аварии стало отсутствие энергоснабжения ответственных потребителей в результате повреждения дизель-генераторов (ДГ) цунами. Исходя из анализа ситуации на украинских АЭС, отсутствие автономного питания при обесточивании АЭС приведет к аналогичным последствиям [2].

Анализ состояния проблемы. Согласно [3], составной частью системы аварийного энергоснабжения систем безопасности является резервная дизельная электростанция (РДЭС). Она предназначена для использования в качестве автономного аварийного, а также резервного источника электроснабжения ответственных потребителей атомной электростанции с ВВЭР-1000. Дизель-генераторы систем надежного питания в нормальном режиме АЭС не работают и не могут быть использованы для иных целей, кроме аварийного питания. Предусмотрена отдельная независимая дизель-электрическая станция для каждой системы безопасности: на одном блоке смонтированы три автоматизированные дизель-генераторные установки типа АСД-5600, рассчитанные на работу без постоянного присутствия обслуживающего персонала [4]. Мощность ДГ выбрана из расчета обеспечения каждым каналом безопасности надежного питания необходимого состава механизмов, участвующих в процессе аварийного расхолаживания реактора при любом виде аварии. Суммарная мощность потребителей, которые должны обеспечиваться за счет РДЭС, равна 5107 кВт, отсюда и номинальная мощность ДГ — 5,6 МВт.

Если пойти дальше в проектных требованиях, следовало бы указать необходимость в разных принципах работы каждого из каналов системы

безопасности.

В 1986 году в г. Щёлкино была построена экспериментальная СЭС башенного типа мощностью 5 МВт именно в качестве резервного источника электроэнергии для планируемой там Крымской АЭС. При ее эксплуатации пришлось столкнуться с множеством трудностей, в частности с тем, что система позиционирования отражателей практически полностью (95 %) расходовала энергию, вырабатываемую станцией. Также возникали проблемы с очисткой зеркал. Вскоре эта станция прекратила своё существование [5]. В настоящей работе предложено в качестве источника надежного питания одного из каналов безопасности использовать полупроводниковую солнечную электростанцию (ПСЭС) с аккумуляторными батареями. Основным элементом такой электростанции — панели фотоэлектрических преобразователей (ФЭП). На первый взгляд, такое предложение должно иметь преимущество: тогда как РДЭС простаивает весь срок эксплуатации энергоблока, ПСЭС будет вырабатывать электроэнергию, окупая себя и повышая вероятностные показатели безопасности. Обслуживание и ремонт выработавших свой ресурс АСД-5600 по стоимости сопоставимы с покупкой нового оборудования. Следует отметить, что ремонту подлежит и оборудование, находящееся в дежурном режиме.

Закупаемое дизельное топливо хранится определенное время, затем утилизируется и заменяется новым, что также усложняет и удорожает эксплуатацию.

Для аварийного охлаждения реактора рассматривается использование струйных насосов [6], насосов пожарных машин, соединение энергоблоков специальным кабелем и другие способы [7].

Целью работы является определение технико-экономических характеристик соответствующей

солнечной электростанции, определяющих дальнейшую целесообразность проработки предложенного способа надежного энергоснабжения.

Определение требуемой мощности ПСЭС. Результатом анализа возникновения аналогичной с аварией на АЭС “Фукусима” ситуации с отказом РДЭС для блоков с ВВЭР стало заключение о том, что при аварийной ситуации, приводящей к полному обесточиванию АЭС и неработоспособности РДЭС, перевод блоков в безопасное состояние невозможен. Используемые системы безопасности, необходимые для ликвидации аварийных ситуаций и проектных аварий, ограничения их последствий и предотвращения перерастания в запроектные аварии, не обеспечат выполнение своих функций из-за отсутствия электропитания. В связи с этим был определен необходимый минимум систем, требующих электропитания при полном обесточивании:

система ТХ (аварийный ввод питательной воды в парогенераторы) — 800 кВт;

система ТQ (аварийный ввод бора в активную зону реактора) — 800 кВт;

прочие системы, участвующие в отводе остаточного тепловыделения (ОТ) от теплоносителя, — 150 кВт.

С учетом пусковых токов подключаемых нагрузок мощность мобильной дизель-генераторной станции должна быть не менее 2 МВт.

Таким образом, минимальная необходимая мощность автономного источника энергии, в нашем случае — ПСЭС, должна составлять 2 МВт.

Определение характеристик фотоэлектрических преобразователей. Солнечные модули классифицируются по пиковой мощности в ваттах (Втп). Один пиковый ватт — техническая характеристика, которая указывает на значение мощности установки в определенных условиях, т. е. когда солнечное излучение в 1 кВт/м^2 падает на элемент при температуре 25°C . Такая интенсивность достигается, если Солнце находится в зените при хороших погодных условиях. Чтобы выработать 1 Втп, нужен ФЭП размером 10×10 см. Однако солнечная освещенность редко достигает величины 1 кВт/м^2 . Более того, на солнце модуль нагревается значительно выше номинальной температуры. Оба эти фактора снижают производительность модуля. При мощности 1 Втп производительность ФЭП составляет около $6 \text{ Вт} \cdot \text{ч}$ электроэнергии в сутки или $2000 \text{ Вт} \cdot \text{ч}$ в год [8]. Современные и фотоэлектрические преобразователи имеют КПД — 15,4 % [9]. Так батарея площадью $1,681 \text{ м}^2$ имеет пиковую мощность 260 Вт при оптовой стоимости 304,2 \$. Суточная производительность ФЭП площадью 1 м^2 составит

$$q_{\text{мод}} = 6 \text{ Вт} \cdot \text{ч} \cdot 260 \text{ Вт} / 1,681 \text{ м}^2 = 928 \text{ Вт} \cdot \text{ч} / (\text{сут} \cdot \text{м}^2) \quad (1)$$

Определение требуемой емкости и количества аккумуляторов. Длительность работы ДГ по регламенту равна десяти суткам [4]. Длительность обеспечения электроснабжения от ПСЭС принята равной трем суткам. Возможность низкой инсоляции в момент аварии компенсируется установкой аккумуляторов. Желательно применение щелочных аккумуляторов, имеющих больший ресурс работы, а также допускающих большее количество разрядок и зарядок. Применение аккумуляторов с большой емкостью позволяет снизить их удельную стоимость. В данной работе номинальная емкость аккумулятора принята $200 \text{ А} \cdot \text{ч}$. При напряжении 12 В емкость аккумулятора будет равна $2400 \text{ Вт} \cdot \text{ч}$. Оптовая стоимость равна $455 \text{ \$}/\text{шт.}$ [11].

По условиям допустимого перерыва в электропитании все потребители электроэнергии на собственные нужды разделены на 3 группы:

- первая группа не допускает перерыва в питании более чем на доли секунды;
- вторая группа допускает перерыв в питании на десятки секунд, но требует обязательного питания после срабатывания аварийной защиты;
- третья группа допускает перерыв в питании и не предъявляет к нему особых требований.

К потребителям первой группы относятся системы контрольно-измерительных приборов и автоматики; приборы технологического контроля реактора и его систем. Для обеспечения этих потребителей при обесточивании используются аккумуляторные батареи. Кроме приборов блочного щита управления батареи питают еще некоторые системы радиационного контроля; электроприводы быстродействующих каналов и отсечной аппаратуры, обеспечивающих вступление в работу систем расхолаживания и локализации аварии, а также часть аварийного освещения; оперативные цепи управления, защиты и сигнализации; аварийные маслососы турбогенератора и уплотнения вала генератора. Время работы аккумуляторов — полчаса.

К потребителям второй группы относятся механизмы, обеспечивающие расхолаживание реактора. Именно об обеспечении потребителей этой группы и идет речь в данной работе.

Рассмотрим функцию изменения остаточного тепловыделения (ОТ) от времени. В табл. 1 приводятся значения ОТ, определенные по формулам Вэя-Вигнера, Уинтермайера-Уэлса [10] и взятые из альбома нейтронно-физических характеристик блока АЭС с ВВЭР-1000. Расчетный режим: четырехлетняя кампания топлива, на мощности 3000 МВт реактор работает 286 суток, а затем на мощностном эффекте реактивности при мощности 2500 МВт работает в течение 24 суток, длительность ППР 55 суток. Аппроксимация данных

альбома нейтронно-физических характеристик (НФХ) степенной функцией дала следующее уравнение (величина достоверности аппроксимации $R^2=0,9943$):

$$Q_{\beta\gamma} = 413,08 \cdot t^{-0,279}, \text{МВт} \quad (2)$$

где t — время после остановки реактора, с.

Для определения количества энергии, которую надо отвести от активной зоны за трое суток, проинтегрируем функцию (2). Полученный результат совпал с результатом численного интегрирования: 1272,46 МВт·ч. Система энергоснабжения ответственных потребителей от дизель-генератора должна принять нагрузку через 15 с. Подача питания от аккумуляторов может быть практически мгновенна, принято также 15 с. Через 15 с после останова реактора мощность остаточного тепловыделения равна 194,05 МВт (табл. 1). В этот момент времени мощность насосов составит 1,75 МВт (800+800+150 кВт). С течением времени мощность насосов будет уменьшаться с уменьшением мощности остаточного тепловыделения. Необходимое количество энергии для привода насосов определится из пропорции:

$$194,05 \text{ МВт} \text{ — } 1272,46 \text{ МВт} \cdot \text{ч}$$

$$1,75 \text{ МВт} \text{ — } E_{\text{сут}}$$

Откуда требуемая емкость аккумуляторов составит

$E_{\text{сут}}=11,475 \text{ МВт} \cdot \text{ч}$. Для аккумуляирования этого количества энергии потребуется $11475/2,4=4782$ аккумулятора.

Таблица 1. Функция изменения остаточного тепловыделения со временем, МВт

Время после остановки	По формуле Взя-Вигнера	По формуле Уинтермайера-Уэлса	По альбому НФХ	Расчетное знач. по (1)
15	90,7	123,35		194,05
30	78,47	111,56		159,93
60	67,81	98,9	117	131,80
100	60,86	89,67		114,30
300	48,09	71,39	85	84,12
600	41,37	61,35	73	69,33
1000	36,98	54,69		60,12
1800	32,45	47,79	55	51,03
3600	27,75	40,6	45	42,06
7200	23,66	34,32		34,66
10800	21,52	31,03	31	30,95
21600	18,23	25,98	26	25,51
36000	16,09	22,68		22,12
43200	15,38	21,58	21	21,02
86400	12,88	17,75	17	17,33
172800	10,71	14,41		14,28
259200	9,56	12,65		12,75
432000	8,24	10,63	10,5	11,06

Определение характеристик поля гелиоколлекторов. Примем, что необходимая площадь ФЭП должна обеспечить суточную потребность электропитания насосов. Аналогично предыдущему разделу, количество энергии, выделившееся в реакторе в течение суток, определится интегрированием выражения (2) на участке времени от 15 до 86400 с (1 сутки) и будет равно 575,68 МВт·ч. Количество электроэнергии для привода насосов, необходимых для отвода этого количества остаточного тепловыделения, определится из пропорции:

$$194,05 \text{ МВт} \text{ — } 575,68 \text{ МВт} \cdot \text{ч}$$

$$1,75 \text{ МВт} \text{ — } Q_{\text{сут}}$$

Отсюда количество энергии, которое должна произвести ПСЭС за сутки, равна $Q_{\text{сут}}=5,191 \text{ МВт} \cdot \text{ч}$. Для производства такого количества электроэнергии суммарная площадь ФЭП должна быть равна:

$$F_{\text{ФЭП}} = Q_{\text{сут}} \cdot 1,2 / q_{\text{мод}} = 5191 \cdot 1,2 / 0,928 = 6712,5 \text{ м}^2,$$

где 1,2 — коэффициент, учитывающий потери.

Это соответствует пиковой мощности СЭС $6712,5 \text{ м}^2 \cdot 260 \text{ Вт} / 1,681 \text{ м}^2 = 1038221 \text{ Вт} = 1,038 \text{ МВт}$.

Для оценки размеров поля ФЭП укажем, что это площадь квадрата со стороной 81,93 м (без учета площади для проходов между панелями).

Определение технико-экономических показателей ПСЭС. В табл. 2 приведены результаты расчета оценочной стоимости ПСЭС.

Удельные капиталовложения равны $4,013 \cdot 10^6 / 1038 = 3866 \text{ \$} / \text{кВт}$.

Годовая выработка электроэнергии:

$$0,928 \text{ кВт} \cdot \text{ч} / (\text{м}^2 \cdot \text{сут}) \cdot 5191 \text{ м}^2 \cdot 365 \text{ сут} = 2,273 \cdot 10^6 \text{ кВт} \cdot \text{ч}.$$

Отпуск электроэнергии:

$$2,273 \cdot 10^6 - 11475 = 2,262 \cdot 10^6 \text{ кВт} \cdot \text{ч}.$$

При этих данных коэффициент использования установленной мощности ПСЭС будет равен:

$$\text{КИУМ} = 2,273 \cdot 10^6 / (0,1546 \text{ кВт} / \text{м}^2 \cdot 6712,5 \text{ м}^2 \cdot 8760 \text{ ч} / \text{год}) = 0,25.$$

Таблица 2. Оценочная стоимость ПСЭС

Название оборудования или работ	Количество	Стоим. един., \$	Общая стоимость, \$	Стоим., %
ФЭП	6712,5 м ²	180,96 \$/м ²	1,214·10 ⁶	30,26
Аккумуляторы	4782 шт.	455 \$/шт.	2,176·10 ⁶	58,77
Инвертор	1,038 МВтп	0,1 \$/Втп	0,104·10 ⁶	2,80
Средства контроля	1,038 МВтп	0,2 \$/Втп	0,208·10 ⁶	5,61
Строительная часть и монтаж	1,038 МВт	300 \$/кВт	0,311·10 ⁶	7,76
Итого :			4,013·10 ⁶	100,00

Затраты на производство электроэнергии складываются из следующих статей (с учетом дополнительных затрат на аккумуляторы и инвертор):

-амортизация (15 % стоимости ПСЭС): $0,612 \cdot 10^6$ \$;

-зарплата 10 чел. персонала по 4400 \$/год: 44000 \$;

-общестанционные расходы (13 % от суммы амортизационных затрат и затрат на зарплату): $0,084 \cdot 10^6$ \$;

Итого $0,730 \cdot 10^6$ \$.

Себестоимость электроэнергии будет равна $0,730 \cdot 10^6 / 2,262 \cdot 10^6 = 0,32$ \$/кВт·ч.

Зеленый тариф на электроэнергию, производимую солнечными электростанциями, с 1.01.2015 года равен 1,84 грн/кВт·ч = 0,084 \$/кВт·ч, т.е. не покрывает затраты на производство.

Таким образом, при нынешнем соотношении цен использование ПСЭС оказывается нерентабельным, т.е. себестоимость не покрывается доходами.

Выбор типа аккумуляторов и, соответственно, цены вопрос не однозначный. Строящиеся солнечные электростанции не комплектуются аккумуляторами. Без учета стоимости аккумуляторов экономические показатели будут выглядеть следующим образом:

-стоимость ПСЭС 1,837 млн \$;

- удельные капиталовложения 1770 \$/кВт;

- себестоимость 0,17 \$/кВт·ч.

То есть, по результатам расчета можно сделать вывод, что ПСЭС при принятых ценах на оборудование и тарифе на электроэнергию нерентабельна. Следует также отметить устойчивую тенденцию снижения цены и увеличения КПД солнечных модулей, что может существенно улучшить экономические показатели использования ПСЭС.

Чтобы сделать окончательный вывод, сравним показатели использования ПСЭС и ДГ в качестве источника надежного питания. Стоимость АСД-5600 оценивается в 950000 \$. Часовой расход топлива 1340 кг. Это при теплоте сгорания дизельного топлива соответствует электрическому КПД 35,8 %. Топливо хранится в двух баках: расходном 10 м^3 и промежуточном 100 м^3 . Стоимость этого топлива $110 \text{ м}^3 \cdot 828 \text{ $/м}^3 = 91100$ \$. Сопоставление экономиче-

ских показателей приводится в табл. 3.

Таблица 3. Расчет экономических показателей использования ПСЭС и дизель-генератора в качестве источника надежного питания, \$

Наименование показателя	ПСЭС	АСД-5600
Стоимость оборудования	$4,013 \cdot 10^6$	$0,95 \cdot 10^6$
Стоимость топлива	-	91100
Годовые затраты (включая):	$0,730 \cdot 10^6$	180913
- амортизация	$0,602 \cdot 10^6$	142500
- зарплата	44000	17600
- общестанционные расходы	$0,084 \cdot 10^6$	20813
Доход за год	$0,190 \cdot 10^6$	-
Затраты в течение 30 лет	$16,2 \cdot 10^6$	$5,518 \cdot 10^6$

Выводы

1. Рассмотрена экономическая целесообразность использования полупроводниковой солнечной электростанции, обеспечивающей зарядку и поддержание в рабочем состоянии аккумуляторных батарей, в качестве одного из источников надежного питания ответственных потребителей реакторного отделения. Энергообеспечение насосов, участвующих в расхолаживании реактора при обесточивании осуществляется от аккумуляторов.

2. Определены технические характеристики основного оборудования полупроводниковой солнечной электростанции, обеспечивающей аварийную работу насосов мощностью 1,75 МВт с частотным регулированием:

- площадь солнечных модулей при КПД 15,4 % должна быть равна $6712,5 \text{ м}^2$, пиковая мощность ПСЭС равна 1,038 МВт,

- емкость аккумуляторных батарей для обеспечения трехсуточной работы необходимых насосов должна равняться $11,475 \text{ МВт} \cdot \text{ч} = 0,956 \cdot 10^6 \text{ А} \cdot \text{ч}$ (при напряжении 12 В).

3. С экономической точки зрения при зеленом тарифе 0,084 \$/кВт·ч ПСЭС оказывается нерентабельной. Более того, содержание и обслуживание РДЭС оказывается почти в три раза дешевле, чем обеспечение работы солнечной электростанции, выполняющей те же функции.

Список использованной литературы

1. Погосов А. Ю. Физико-технический анализ латентных факторов развития аварийных процессов в энергоблоках АЭС Фукусима-1 / А. Ю. Погосов, В. П. Кравченко // Ядерная та радіаційна безпека. — 2011. — № 3. — С. 15—19.
2. Громов Г. В. Результаты экспертной оценки стресс-тестов действующих энергоблоков АЭС Украины с учетом уроков аварии на АЭС “Фукусима-1” в Японии / Г. В. Громов, А. М. Дыбач, О. В. Зеленый и др. // Ядерная та радіаційна безпека. — 2012. — № 1 (53). — С. 3—9.
3. НП 306.2.141-2008 Загальні положення безпеки атомних станцій (ЗПБ-2008). — К.: Державний комітет ядерного регулювання України, 2008. — 41 с.
4. Учебное пособие РДЭС АСД-5600 (QV). Часть 1. 00.УЦ.РО.Пс.510. — УТЦ ОП “ЗАЭС”, 2006. — 109 с.
5. Электронный ресурс. — Режим доступа — Последний солнца свет — история Крымской солнечной электростанции /

- <http://www.frontier.net.ua/2009/12/crimea-ses/>
6. *Королев А. В.* Использование инжекторов в системе САОЗ для повышения ее функциональной надежности. — Ядерная и радиационная безопасность. — Т. 12. — Вып. 2. — 2009. — С. 38-39.
 7. *Деревянко О. В.* Роторные элементы комбинированных турбонасосных агрегатов для автоматизированной системы аварийной подпитки тепломассообменного оборудования АЭС / О. В. Деревянко, А. В. Королёв, А. Ю. Погосов // Ядерна та радіаційна безпека.— 2014. — № 4(63). — С. 8-11.
 8. *Верхивкер Г. П.* Теплоснабжение от атомных электростанций / Г. П. Верхивкер, В. П. Кравченко, В. А. Дубковский. — Одесса: ВМВ, 2010.— 410 с.
 9. Электронный ресурс. — Режим доступа — Солнечная батарея монокристаллическая Sunearth 260 W
[//http://ecoist.com.ua/solnechnaja-batareja-monokristallicheskaja-sunearth-260w.htm](http://ecoist.com.ua/solnechnaja-batareja-monokristallicheskaja-sunearth-260w.htm)
 10. *Овчинников Ф. Я.* Эксплуатационные режимы водородных энергетических реакторов / Ф. Я. Овчинников, В. В. Семенов// — М.: Энергоатомиздат, 1988. — 359 с.
 11. Электронный ресурс. — Режим доступа — Аккумулятор Leoch DJM 12200 // http://vostok.dp.ua/catalog/products/service/battery_accum/product.html?id=303.

Получено 28.08.2015

УДК 621.039

*С. І. Азаров¹, О. В. Попович², В. Л. Сидоренко³*¹*Інститут ядерних досліджень НАН України, м. Київ*²*Міністерство екології та природних ресурсів, м. Київ*³*Інститут державного управління у сфері цивільного захисту, м. Київ*

КОНЦЕПТУАЛЬНІ НАПРЯМИ ВПРОВАДЖЕННЯ КУЛЬТУРИ РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

Наведено результати науково-аналітичного аналізу використання принципів культури радіаційної безпеки щодо мінімізації ризиків експлуатації радіаційно-небезпечних об'єктів. Розглянуто основні принципи та складові процесу підвищення культури радіаційної безпеки та схема синтезу системи забезпечення культури радіаційної безпеки. Визначено завдання, що вирішуються при реалізації процесу впровадження культури радіаційної безпеки. Приділено увагу основоположним принципам культури радіаційної безпеки при експлуатації радіаційно-небезпечних об'єктів та ролі людського фактору у забезпеченні радіаційно-техногенної безпеки.

Ключові слова: радіаційна безпека, радіаційно-небезпечні об'єкти, культура радіаційної безпеки.

Одним з пріоритетних напрямків національної безпеки в Україні є забезпечення радіаційно-безпечних умов життєдіяльності громадян і суспільства, збереження навколишнього середовища та раціональне використання природних ресурсів [1—4].

Становлення нової культури безпеки, що спирається на підвищення ступеня розвиненості особистості і суспільства, можливе в результаті перетворення свідомості всіх верств суспільства. Утворення нової свідомості при цьому має носити випереджаючий характер, що дозволяє суспільству перейти від пріоритету захисту в надзвичайних ситуаціях (НС) до пріоритету запобігання цим ситуаціям, усунення причин радіаційно-небезпечних загроз та забезпечення безпеки життєдіяльності. Радіаційна безпека (РБ) — це комплекс адміністративно-технічних і санітарно-гігієнічних заходів, що обмежують радіаційне опромінення персоналу й населення та радіоактивне забруднення навколишнього середовища, а також науково-практична дисципліна, яка прогнозує радіаційну обстановку при експлуатації радіаційно-небезпечних об'єктів (РНО), досліджує випадки радіаційних інцидентів і надає рекомендації для приведення РНО у відповідність до встановлених нормативів (методичних і санітарно-законодавчих документів та стандартів) [5, 6].

Радіаційно-небезпечний об'єкт — це такий об'єкт, на якому використовуються, переробляються, зберігаються або транспортуються небезпечні радіоактивні речовини, джерела іонізуючого випромінювання (ДІВ) і радіоактивні відходи (РАВ), які згідно [1] становлять реальну радіаційну загрозу у випадку виникнення НС техногенного характеру.

По аналогії зі структурою стандартів МАГАТЕ, можна запропонувати наступну класифікацію РНО

та видів діяльності [7, 8]:

- діючі атомні електростанції (АЕС);
- зняті з експлуатації АЕС;
- об'єкт “Укриття” (ОУ);
- підприємства ядерного паливного циклу;
- дослідницькі ядерні установки;
- джерела іонізуючого випромінювання;
- транспортування радіоактивних матеріалів;
- поводження з радіоактивними відходами;
- забезпечення фізичної безпеки ядерних установок та ядерних матеріалів;
- аварійна готовність та реагування;
- радіологічний захист.

Україна насичена потенційно радіаційно-небезпечними об'єктами і має цілий ряд регіонів з радіаційно напруженим та навіть кризовим екологічним станом навколишнього середовища. На сьогодні в нашій країні діють: 4 АЕС (Запорізька, Южно-Українська, Рівненська, Хмельницька) з 15-ю енергоблоками (13 — ВВЕР-1000, 2 — ВВЕР-440), які за кількістю й потужністю виводять її на восьме місце у світі та п'яте — у Європі; дослідницький ядерний реактор ВВР-М (в м. Києві); критична збірка (в м. Харкові); більше 8 000 підприємств і організацій, які використовують понад 100 тис. ДІВ (тільки в Києві їх близько 400) [9, 10].

На АЕС, що експлуатуються, існують сховища радіоактивних відходів і басейни для зберігання відпрацьованого палива — тепловиділяючих стрижнів з радіоактивними матеріалами.

На зупинених енергоблоках № 1—3 ЧАЕС типу РВПК-1000 проводяться роботи зі зняття їх з експлуатації, а об'єкт “Укриття” потребує термінової ізоляції від навколишнього середовища шляхом побудови конфайнменту [11].

В Україні радіоактивні матеріали (радіоактивні речовини, РАВ та ДІВ), які застосовувалися

на РНО, зберігаються в шести сховищах державних міжобласних спеціалізованих комбінатах “Радон”, п’яти сховищах військово-промислового комплексу, у сховищах комплексу “Вектор” і пунктах захоронення відходів дезактивації, розташованих у 30-кілометровій Зоні відчуження Чорнобильської АЕС, тощо [12]. Безпечне поводження з РАВ на даних об’єктах здійснюється за умови державного регулювання для забезпечення контролю і відповідності національним та міжнародним вимогам щодо охорони здоров’я людини і навколишнього середовища [13]. Особливої уваги вимагають такі потенційно небезпечні об’єкти як міжобласні спеціалізовані комбінати з переробки та зберігання РАВ державного об’єднання “Радон” (Київський, Львівський, Донецький, Дніпропетровський, Одеський і Харківський), 5 підприємств з видобутку і переробки уранових руд, які знаходяться у Дніпропетровській, Миколаївській та Кіровоградській областях.

Сучасна стратегія безпечного поводження з РАВ спрямована на утримання та ізоляцію РАВ від біосфери. Для реалізації цієї стратегії проводяться збирання, переробка (кондиціонування), зберігання РАВ до можливого їх звільнення від подальшого регулюючого контролю чи до остаточного захоронення як кінцевої мети поводження з РАВ.

Захоронення РАВ та відпрацьованих ДІВ підприємств неядерної галузі до останнього часу здійснювалося на майданчиках державних міжобласних спеціалізованих комбінатів УкрДО “Радон” (ДМСК “Радон”) без належного сортування РАВ та оцінювання впливів захоронених РАВ на людину. Крім наведених потоків радіоактивних відходів в Україні велика кількість РАВ зі специфічними характеристиками виникла внаслідок аварії на ЧАЕС. На даний час РАВ різних рівнів активності локалізовані в Зоні відчуження: на об’єкті “Укриття”, пунктах тимчасової локалізації або захоронення, зокрема в діючому сховищі “Буряківка”.

Відповідно до [13] та [10] у Зоні відчуження на майданчику комплексу виробництв “Вектор” передбачено будівництво установок з переробки РАВ, сховищ для довгострокового зберігання РАВ й відпрацьованих ДІВ та сховищ для захоронення всіх типів та категорій РАВ. На комплекс “Вектор” планується передати фактично всі РАВ України, зокрема з ДМСК “Радон”, діючих АЕС України, ЧАЕС, ОУ та Зони відчуження. В уранодобувній і переробній промисловості накопичено близько 65 млн. тон твердих низькоактивних РАВ.

За даними МОЗ [14] у країні налічується близько п’яти тисяч підприємств, установ і організацій, що використовують різні ДІВ. У лікувально-профілактичних установах експлуатується 10280

рентгенодіагностичних, 254 рентгенотерапевтичних і 118 гамма-терапевтичних установок, 6 медичних ізотопних апаратів. На промислових підприємствах використовують 550 гамма-дефектоскопів і радіоізотопних приладів, установки для опромінення з джерелом Co-60, термоелектричні установки з джерелом Sr-90, пересувні установки для геологорозвідувальних цілей з джерелом Am/Be тощо. Середньорічна сумарна активність РАВ та ДІВ, які використовуються у промислових і медичних цілях, може сягати близько 10^{16} Бк, що не виключає виникнення радіаційних аварій, пов’язаних з радіоактивним забрудненням довкілля та опроміненням персоналу й населення в цілому.

Метою радіаційної безпеки є захист персоналу, населення і навколишнього середовища від шкідливих радіаційних впливів і наслідків шляхом створення та підтримки на РНО ефективних методів і засобів захисту від радіації. Для досягнення цієї мети застосовуються наступні принципи [5]:

- будь яка практична діяльність, що супроводжується опроміненням людей, не повинна здійснюватися, якщо вона не приносить більшої користі опроміненням особам або суспільству в цілому порівняно зі шкодою, яку вона завдає (принцип виправданості);

- рівні опромінення від усіх значущих видів практичної діяльності не повинні перевищувати встановлені ліміти доз (принцип неперевищення);

- рівні індивідуальних доз та/або кількість опромінених осіб від кожного окремого джерела випромінювання мають бути настільки низькими, наскільки це можливо з економічних та соціальних міркувань (принцип оптимізації);

- створення незалежного органу, який регулює діяльність РНО;

- відповідальність за РБ покладається на експлуатуючу організацію;

- проведення аналізу і оцінки всіх небезпечних факторів, що впливають на рівень РБ;

- врахування на всіх етапах експлуатації РНО “людського” фактору та його впливу на РБ.

Принципи РБ об’єднані в три групи:

- 1) радіаційний контроль (РК) та управління (розробка методів прийняття рішень і впровадження системи якості та культури безпеки);

- 2) забезпечення радіаційного захисту (застосування системи захисних бар’єрів на шляху проникнення іонізуючого випромінювання та радіоактивних речовин, тощо);

- 3) удосконалення технічних та організаційних заходів (вибір промайданчику, встановлення санітарно-захисної зони (СЗЗ) тощо).

РБ є важливим інструментом в системі національної безпеки країни, оскільки щорічно на РНО відбуваються інциденти і радіаційні аварії, внаслідок

док яких травмуються і гинуть люди, забруднюється радіонуклідами навколишнє середовище, що завдає збиток довкіллю. Але потенціал культури РБ для РНО у повній мірі не реалізовано, насамперед, через відсутність цього поняття у законодавчій і нормативно-правовій базі та нового інструментарію для його впровадження, а також у зв'язку з дефіцитом політичної волі держави до послідовної практичної реалізації радіаційної безпеки з урахуванням рекомендацій Європейського Союзу (ЄС).

Метою РК на РНО є отримання за допомогою інструментальних методів необхідної інформації про стан радіаційної обстановки та рівні опромінення персоналу, населення і навколишнього середовища. Аналіз такої інформації дає можливість контролювати виконання встановлених нормативів, виявляти та своєчасно усувати джерела підвищеної небезпеки, враховувати різні фактори радіаційного впливу на довкілля та здійснювати необхідні захисні заходи по зниженню цього впливу до мінімально можливих значень.

З іншого боку, з метою визначення підходів до удосконалення нормативно-правової бази в частині управління та культури радіаційної безпеки під час експлуатації РНО в Україні потрібно ініціювати роботи з порівняльного аналізу із сучасними стандартами радіаційної безпеки, існуючими в ЄС, та визначити шляхи їх практичного застосування.

Відомо, що поняття “Культура безпеки” виникло в процесі роботи Міжнародної Консультативної групи з ядерної безпеки (International Nuclear Safety Advisory Group — INSAG), увійшло в науково-технічну термінологію після публікації [15]. У сучасній філософській, соціологічній, психологічній, культурологічній думці існує безліч визначень культури безпеки. Більшість з них можна звести до наступного визначення: “Культура — це, насамперед, система прийнятих у соціумі цінностей”. Культура безпеки є частиною загальнолюдської культури й частиною державної культури, вона має безпосереднє відношення до культури підприємства та людини, її особистості. Система цінностей людини — це своєрідний “стрижень особистості”, що чинить істотний вплив на інші особистісні особливості й якості, у тому числі професійно важливі.

На нашу думку, культура РБ (safety of radiation culture) — це складова загальної культури безпеки, яка включає в себе загальні цінності, погляди і моделі поведінки, що мають специфічні особливості. Культура РБ є каталізатором підвищення рівня безпеки на РНО шляхом науково-обґрунтованого забезпечення керівників підприємств об'єктивними даними щодо розвитку та впровадження стратегічних ініціатив, які мобі-

лізують обслуговуючий персонал на мінімізацію радіаційних і техногенних ризиків. В науковій літературі [16, 17] культура РБ визначається як рівень розвитку людини і суспільства, що характеризується значущістю забезпечення безпеки життєдіяльності в системі особистісних і соціальних цінностей, безпечної поведінки в повсякденному житті і в умовах небезпечних подій та НС, рівнем захищеності від радіаційних загроз і небезпек у всіх сферах життєдіяльності.

Виходячи з цього, культура РБ ґрунтується на наступних складових:

- на індивідуальному рівні — світогляд, норми поведінки, індивідуальні цінності й підготовленість людини у сфері безпеки життєдіяльності;
- на колективному рівні — корпоративні цінності, професійна етика та мораль, підготовленість персоналу у сфері РБ;
- на суспільному рівні — традиції безпечної поведінки, суспільні цінності, підготовленість всього населення у сфері безпеки життєдіяльності.

Культура РБ належить до загального поняття прихильності й особистої відповідальності осіб, які займаються будь-якою діяльністю, що впливає на безпечну експлуатацію РНО. Особливо підкреслюється причина встановлення меж радіаційної безпеки та наслідки їх порушення.

Умовами безпечної експлуатації РНО є знання і розуміння у повному обсязі потенційних радіаційних небезпек, що пов'язані з експлуатацією РНО.

Безпечне існування РНО та забезпечення їх ефективної роботи вимагає створення належної нормативно-правової бази й нових підходів для підвищення рівня радіаційної безпеки. Основними складовими підвищення безпеки експлуатації РНО є удосконалювання проекту, поліпшення експлуатаційних процедур, розвиток культури РБ.

Комплексний підхід до безаварійної експлуатації РНО передбачає безперервне вдосконалення і розробку нових нормативно-правових актів та організаційно-розпорядчих документів, де центральне місце повинна займати культура РБ.

Основоположні принципи культури РБ на вищому рівні безпечної експлуатації РНО наступні (рис. 1):

- 1) провідна роль держави у підтримці національної безпеки на високому рівні;
- 2) встановлення пріоритетів ядерної, радіаційної та загально технічної безпеки над економічними та виробничими цілями;
- 3) встановлення персональної відповідальності керівного органу за забезпечення ядерної, радіаційної та загально-технічної безпеки;
- 4) науково-технічне обґрунтування безпечної експлуатації РНО з урахуванням людського фактора;
- 5) оптимізація захисних засобів;

6) обмеження вихідних подій, що приводять до аварійних ситуацій;

7) раннє виявлення ознак передаварійних ситуацій і запобігання розвитку важких аварій та їх наслідків;

8) аварійна готовність і реагування на НС техногенного і природного характеру;

9) захист теперішніх та майбутніх поколінь від наслідків ядерних, радіаційних та техногенних аварій.

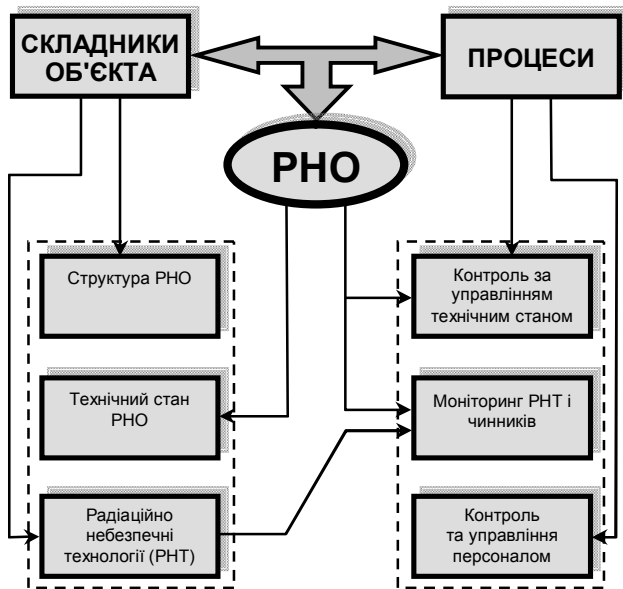


Рис. 1. Схема синтезу системи забезпечення культури РБ при експлуатації РНО

Основні принципи культури РБ пов'язані з наступним [18]:

1) РНО взаємодіє не тільки й не стільки з персоналом (оператором), а й з певним людським суспільством (населенням);

2) РНО “не знає” законів природних і техногенних небезпек та НС;

3) РНО є завжди абсолютно жорсткою детермінованою (причинно-наслідковою) потенційно небезпечною системою;

4) правила й інструкції безпечної експлуатації РНО завжди відносні;

5) прийняття управлінських рішень на рівнях ієрархічної структури повинні враховувати взаємні зв'язки (РНО—людський фактор—довкілля);

6) зворотній зв'язок від кожного рівня ієрархічної структури управляючого співтовариства до нижнього рівня повинен бути достатньо повним і об'єктивним для можливості корекції впливу, що проходить через рівень керування;

7) повинен існувати надструктурний контролюючий й корегуючий незалежний орган, що жорстко присікає надходження любых нескоректованих сигналів.

Дотримання принципів культури РБ досягається

ся шляхом:

- встановлення пріоритету ядерної, радіаційної та загальнотехнічної безпеки над економічними і виробничими цілями;

- підбору, навчання й підвищення кваліфікації керівників і персоналу експлуатуючої організації, регулюючих органів, а також виробників обладнання і постачальників послуг;

- суворого дотримання дисципліни при чіткому розподілі повноважень і особистій відповідальності керівників та безпосередніх виконавців;

- дотримання вимог виробничих інструкцій і технологічних регламентів безпечної експлуатації, їх постійного вдосконалення на основі накопичуваного досвіду і результатів науково-технічних досліджень;

- встановлення керівниками всіх рівнів атмосфери довіри і таких підходів до колективної роботи, які сприяють зміцненню позитивного ставлення до РБ;

- розуміння кожним працівником впливу його діяльності на радіаційну безпеку і наслідків, до яких може призвести недотримання або неякісне виконання вимог нормативних документів, виробничих і посадових інструкцій, технологічного регламенту безпечної експлуатації РНО;

- самоконтролю працівниками своєї діяльності, яка впливає на РБ;

- розуміння кожним працівником неприпустимості приховування помилок, необхідності виявлення й усунення їх причин, постійного самовдосконалення, вивчення та впровадження передового досвіду, у тому числі зарубіжного;

- встановлення такої системи заохочень та стягнень за результатами виробничої діяльності, яка стимулює відкритість дій працівників і не сприяє приховуванню помилок у їх роботі.

Культура РБ при експлуатації РНО визначається ступенем відповідності нормативно-технічної, організаційно-розпорядчої, технічної, експлуатаційної та облікової документації з радіаційної безпеки процедурам контролю потенційних радіаційно-небезпечних технологічних процесів як на рівні всіх без виключення ієрархічних систем управління РНО, так і на рівні окремої особистості (оператора). Процес виміру культури РБ заснований на кількісних і якісних показниках, інструментах лідерства й керівництва та безпосередньої комунікації. Під час реалізації цього процесу необхідно вирішити наступні завдання [19]:

- охарактеризувати культуру РБ на РНО, що сформувалася, з використанням кількісних показників і визначити тенденції розвитку загальної культури безпеки;

- інтегрувати принципи культури РБ в процеси виконання робіт;

- сформувати прихильність працівників прин-

ципам культури РБ й активному використанню досвіду персоналу існуючих РНО світу;

- забезпечити централізоване планування заходів щодо розвитку культури РБ, проведення самооцінок експлуатаційної безпеки РНО та проведення днів безпеки;

- оцінити ефективність виконаних заходів, спрямованих для забезпечення і підтримку високої культури РБ.

Оцінка культури РБ є каталізатором змін радіаційно-небезпечних процесів шляхом забезпечення керівників даними для розвитку і впровадження стратегічних ініціатив, які мобілізують людей на нові напрямки роботи. При аналізі стану культури РБ на РНО виділяються три основних аспекти:

- здатність виявляти приховані недоліки і невірішені проблеми РБ;

- здатність ідентифікувати значущість подій й проблем безпеки та адекватно реагувати на них;

- здатність враховувати попередній досвід та усувати проблеми РБ.

Культура РБ багато в чому пов'язана з проблемою людського фактору, який відіграє вирішальну роль у процесі експлуатації РНО і передбачає високу кваліфікацію й психологічну підготовку персоналу об'єкта. Державним органам в сфері регулювання радіаційної безпеки важливо дотримуватися принципів культури РБ при здійсненні наглядової та ліцензійної діяльності.

Міністерству охорони здоров'я при переопрацюванні базових документів із забезпечення радіаційної безпеки — Норм радіаційної безпеки України (НРБУ-97) [5] та Основних санітарних правил (ОСПУ-2005) [7] — необхідно враховувати рекомендації МАГАТЕ, МОП, ВООЗ, Міжнародної асоціації радіаційного захисту (МАРЗ) [20] тощо із запровадження сучасних принципів забезпечення безпеки при використанні ДІВ.

Основними складовими культури РБ є: прихильність культури загальнотехнічної безпеки, використання встановлених процедур, консервативний підхід прийняття рішень, система документації підприємства, система зміни небезпечних дій і станів, система навчання, обмін інформацією тощо.

Додатковими компонентами РБ є: управління діяльністю, практика виконання робіт, ресурси, досвід експлуатації, незалежна оцінка і самооцінка, програма коригувальних дій, готовність "піднімати питання безпеки", політика безпеки, відповідальність, управління організаційними змінами, середовище постійного навчання.

Управління безпекою використовується для сприяння високій культурі РБ за допомогою:

- забезпечення єдиного розуміння ключових аспектів культури загальнотехнічної безпеки в ме-

жах організації;

- надання працівникам та колективам допоміжних засобів для безпечного й успішного виконання завдань з урахуванням взаємодії працівників, радіаційної технології й організації діяльності;

- заохочення конструктивної та критичної позиції на всіх рівнях організації;

- надання засобів, за допомогою яких організація може прагнути постійно розвивати і підвищувати власну культуру безпеки.

Система управління РБ має використовуватися, оцінюватися і постійно вдосконалюватися, відповідати задачам організації та сприяти їхньому досягненню. Основна мета системи управління полягає в досягненні та підвищенні рівня РБ за допомогою:

- послідовного зведення воедино всіх вимог до управління організацією;

- опису планованих і систематично виконуваних дій, необхідних для забезпечення достатньої впевненості в тому, що всі ці вимоги виконуються;

- забезпечення вимог, пов'язаних з питаннями охорони праці і здоров'я людини, захист навколишнього середовища, ядерної і загально-технічної безпеки, фізичного захисту, якості й економіки без відриву від вимог безпеки для того щоб виключити можливість радіаційного впливу на умови життєдіяльності громадян.

Заходи безпеки мають першорядне значення в системі управління й пріоритет над всіма іншими потребами. Важливим елементом системи управління РБ є документація системи управління, яка містить:

- заяви про політику організації;

- опис системи управління;

- опис структури організації;

- опис функціональних обов'язків, умов підзвітності, рівнів повноважень і взаємодії між працівниками, які керують ходом роботи, виконують і оцінюють її;

- опис процесів і допоміжну інформацію з роз'ясненнями підготовки, розгляду, виконання, реєстрації, оцінки й підвищення якості роботи.

У системі управління РБ важливими аспектами є відповідальність і прихильність керівництва культурі безпеки. Керівництво всіх рівнів повинне демонструвати прихильність справі створення, виконання, оцінки і постійного вдосконалення системи управління та виділяти належні ресурси для провадження цієї діяльності. Керівництво всіх рівнів повинне доводити до відома працівників, наскільки важливо засвоїти особисті цінності, інституціональні цінності й норми поведінки, а також виконувати вимоги системи управління. Для ефективного досягнення цієї мети керівництво заохочує участь працівників у застосуванні і постійному вдосконалюванні системи управління.

Важливо відзначити, що керівництво верхнього рівня несе основну відповідальність за систему управління й забезпечує її створення, застосування, оцінку й постійне вдосконалювання.

У рамках системи управління РБ інформація і знання, наявні в організації, розглядаються як один з видів ресурсів. При цьому керівництво верхнього рівня визначає, створює, підтримує та повторно оцінює інфраструктуру й умови роботи, необхідні для безпечного виконання роботи й дотримання всіх нормативно-правових вимог. Процеси, що існують в організації, повинні бути визначені й описані. Для управління процесами призначається відповідальна за РБ особа, яка наділена певними повноваженнями та відповідальністю за:

- розробку та документування процесу й ведення всієї необхідної допоміжної документації;
- забезпечення ефективної взаємодії між взаємозалежними процесами;
- забезпечення відповідності документації, що пов'язана з процесом, будь-яким існуючим документам;
- ведення в пов'язаній з процесом документації реєстраційних записів, які необхідні для підтвердження досягнення результатів процесу;
- контроль за здійсненням процесу й звітністю;
- сприяння вдосконалюванню процесу;
- забезпечення відповідності процесу (в тому числі всім внесеним до нього згодом змінам) задачам, стратегіям, планам і цілям організації.

Для кожного процесу наводяться інформація про діяльність з інспектування, випробовувань, перевірки й атестації, критерії прийнятності і відповідальності за провадження такої діяльності, необхідність і час провадження цієї діяльності призначеними працівниками або групами. З метою підтвердження здатності відповідних процесів виконувати заплановані заходи, а також пошук можливостей удосконалення, проводять моніторинг, вимірювання, самооцінку та незалежне оцінювання системи управління безпекою. У разі виявлення недоліків в системі управління РБ визначаються причини невідповідностей і вживаються заходи щодо їх усунення та уникнення повторення.

Звичайними методами оцінки виконання дій з підвищення рівня культури РБ є екологічний аудит та радіаційна експертиза, звіти та постійний моніторинг ключових показників чинників радіаційно-техногенної небезпеки, спостереження та опитування персоналу і населення. Перед персоналом, який працює в галузі виробництва, використання, зберігання, транспортування та переробки радіоактивних речовин і матеріалів, в галузі виробництва радіоактивного палива для атомної енергетики, а також у сфері поводження з радіоактивними відходами стоїть завдання забезпечити

таку радіаційну безпеку, яка могла б сприйматися суспільством як повна. Дія системи управління радіаційною безпекою заснована на процесному підході (рис. 2).

Проблема людського фактору вирішується системою професійного відбору, спеціальною підготовкою та атестацією кадрів, постійним підвищенням їх кваліфікації та психологічною підготовкою.

Формування і контроль культури РБ на РНО здійснюється:

- шляхом підготовки методичних матеріалів і проведенням самооцінки експлуатаційної безпеки;
- посиленням ролі контролю за різними видами виробничої діяльності;
- розробкою додаткових інструкцій і навчальних матеріалів, спрямованих на підвищення особистого усвідомлення важливості аспектів радіаційно-техногенної безпеки;
- удосконалюванням підготовки оперативного і ремонтного персоналу.

Слід зазначити, що культура РБ — це комплекс моральних цінностей та заходів, спрямованих на запобігання виникненню непередбачених НС на різних РНО. Культура РБ означає усвідомлення кожною людиною особистої відповідальності за наслідки, які можуть вплинути на персональну та загальну безпеку. Культура РБ, як уже зазначалося, повинна включати такий набір характеристик та особливостей діяльності організацій та поведінки окремих осіб, який встановлює, що проблемам безпеки приділяється увага, обумовлена їх значущістю. До них передусім відносяться:

- запобігання самозаспокоєності у процесі нормальної експлуатації;
- розуміння персоналом потенційного значення з точки зору безпеки всіх відхилень від штатного регламенту;
- визнання пріоритету безпеки при прийнятті рішень;
- почуття відповідальності за свої дії та вжиті заходи;
- системний підхід на всіх етапах, не зневажаючи дрібницями.

Культура РБ потребує від персоналу не тільки виконання розроблених раніше інструкцій і процедур, але й постійного пошуку шляхів її подальшого вдосконалення, з метою зменшення ризику до мінімального рівня практично недосяжної події. Ця направленість на РБ та шляхи її вдосконалення, пріоритет безпеки у свідомості людей по відношенню до інших цінностей повинна співвідноситись з відповідним рівнем теоретичної і практичної підготовки персоналу, чітким знанням робітниками професійних вимог до них та своїх посадових інструкцій, а також необхідними для професійної діяльності особистісними і психофізіологічними якостями робітників.



Рис. 2. Ієрархія інтерактивної системи управління радіаційною безпекою

Висновки

Таким чином, культура РБ - це набір норм, правил, стандартів, інструкцій та особливостей виробничої діяльності експлуатуючої організації та окремих осіб РНО, який встановлює, що проблемам РБ як таким, що мають вищий пріоритет, приділяється увага, визначена їх значущістю.

Враховуючи актуальність проблеми культури РБ, у багатьох країнах вона стала предметом уваги вищих ешелонів влади, а державними органами з регулювання безпеки у різних сферах визнана одним з пріоритетних стратегічних напрямів їх діяльності.

З огляду на критичний стан в Україні у сфері формування культури РБ, з одного боку, та недосконалість організаційно-управлінської системи — з іншого, вважається за необхідне переглянути державну політику у цій сфері.

В Україні концепція культури РБ почала системно впроваджуватися на вітчизняних РНО, проте подальше широке її розповсюдження гальмується з таких причин:

- відсутність де-факто надвідомчого координаційного та методологічного центру, що сприяв би впровадженню загально-організаційних підходів до покращення ситуації з РБ;

- на рівні центральних та місцевих органів виконавчої влади недостатньо приділяють увагу питанням впровадження у практику основних засад культури РБ як ефективного інструменту створення і безперервного підтримання безпечних умов праці та життя громадян;

- діючі нормативні та методичні документи з упровадження основних засад культури РБ у практику на підприємствах, в організаціях та установах, що використовують техногенно-небезпечні технології, є недосконалими, контроль за їх дотриманням є недостатнім;

- органи виконавчої влади недопрацюють при розробці та реалізації державної політики у сфері охорони життя людей на виробництві та профілактики побутового травматизму;

- питанням культури РБ у сфері виховання, освіти та просвіти приділяється недостатня увага.

Список використаної літератури

1. Закон України "Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку": Постанова ВР № 40/95-ВР від

08.02.1995 / Відомості Верховної Ради України. — 1995. — № 12. — Ст. 81.

2. Закон України “Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії” № 1370-XIV від 11.01.2000 / Відомості Верховної Ради України. — 2000. — № 9. — Ст. 68.
3. Закон України “Про захист людини від впливу іонізуючого випромінювання” № 15/98-ВР від 14.01.1998 / Відомості Верховної Ради України. — 1998. — № 22. — Ст. 115.
4. Закон України “Про поводження з радіоактивними відходами” № 255/95-ВР від 30.06.1995: Постанова ВР № 256/95-ВР від 30.06.95 / Відомості Верховної Ради України. — 1995. — № 27. — Ст. 198.
5. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97). Державні гігієнічні нормативні гігієнічні нормативи (ДГН 6.6.1.-6.5.001-98). — К., 1998. — 135 с.
6. Норми радіаційної безпеки України, доповнення: Радіаційний захист від джерел потенційного опромінення (НРБУ-97/Д-2000). Державні гігієнічні нормативи : ДГН 6.6.1 6.5.061 2000. — Офіц. вид. — К.: [б/в], 2000. — 80 с.
7. Державні санітарні правила 6.177-2005-09-02: Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України (ОСПУ-2005): Затвердж. наказом МОЗ України № 54 від 02.02.2005 / Офіц. вісник України. — 24.06.2005 — № 23. — 197 с.
8. Положення про Державну інспекцію ядерного регулювання України. — Затвердж. Указом Президента України від 06.04.2011 № 403/2011.
9. Про ратифікацію Об'єднаної конвенції про безпеку поводження з відпрацьованим паливом та про безпеку поводження з радіоактивними відходами: Затвердж. Законом України від 20.04.2000 № 1688-III / Відомості Верховної Ради України (ВВР). — 2000. — № 31. — Ст. 243.
10. Концепция обращения с РАО Украины. — К., 1993. — 485 с.
11. Про схвалення Стратегії поводження з радіоактивними відходами в Україні: Постанова КМ України від 19.08.2009 № 990-Р.
12. Анализ тенденций безопасности объекта “Укрытие” и прогнозные оценки развития ситуации / Отчет МНТЦ “Укрытие”. — № 3601. — Чернобыль, 1996. — 272 с.
13. Концепція Чорнобильської зони відчуження на території України / УДК НПО “Прип'ять”. — 1998. — 27 с.
14. Закон України “Загальнодержавна цільова екологічна програма поводження з радіоактивними відходами” від 17.09.2008 № 516-VI.
15. IAEA. Safety Culture. Safety series No. 75-INSAG-4. IAEA. Vienna, 1991. — 39 p.
16. IAEA. Competency Assessments for Nuclear Industry Personnel. IAEA. Vienna, 2006.
17. Safety Culture Improvement Resource Guide. SCIRG v.1.6. NextGen. JPDO, Safety Working Group. IAEA. A Framework for an Integrated Risk Informed Decision Making Process. INSAG-25. IAEA. Vienna, 2011.
18. Hopkins A. Safety Culture, Mindfulness and Safe Behaviour: Converging Ideas EF-COG/DOE. 2002.
19. Hofstede G. Cultures and Organizational: Intercultural Cooperation and its Importance for Survival. London: Harper Collins. 1994.
20. Reason J. Achieving a Safety Culture: Theory and Practice. Work & Stress, 1998. Vol. 12, No. 3.

Получено 6.07.2015

УДК 621.039

*А. В. Королев, О. П. Ищенко**Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса***ПОТЕНЦИАЛ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА**

Представлена модель контейнера для отработанного ядерного топлива с системой трубопроводов. На основании анализа результатов моделирования показана теоретическая возможность практической реализации данной системы и количество тепла, которое может быть получено при использовании отработанного ядерного топлива.

Ключевые слова: отработанное ядерное топливо, контейнер, математическая модель, тепловыделяющая сборка, тепловая энергия.

Отработанное ядерное топливо — это топливо, отработавшее цикл в реакторе АЭС. Отработанное топливо содержит в себе как недовыгоревший в процессе работы реактора уран-235, его изотопы и другие трансурановые элементы, так и активированные конструкционные материалы. Поэтому в тепловыделяющих сборках (ТВС) продолжают происходить ядерные превращения, которые сопровождаются повышенным радиоактивным излучением, а также постоянным (медленно снижающимся со временем) выделением тепла.

Методы обращения с отработанным ядерным топливом и радиоактивными отходами могут быть различны в стратегических подходах и по набору используемых технологий, однако все они объединяются общими принципами, связанными с вопросами безопасности. Данные принципы разрабатываются и распространяются международными организациями, в частности МАГАТЭ, через соответствующие правила и руководства, а также устанавливаются международными договорами, в частности “Объединенной конвенцией о безопасности обращения с отработанным топливом и безопасности обращения с радиоактивными отходами” [1].

Хранение отработанных тепловыделяющих сборок (ОТВС) в стационарном бассейне выдержки является обязательным элементом технологической цепочки, что определяется высокой активностью свежееоблученного топлива и необходимостью отвода от него большого количества остаточного тепла.

В результате анализа причин Фукусимской трагедии, начались мероприятия по оценке мощности остаточных энерговыделений ОТВС в бассейнах выдержки, расчету запаса времени при потере охлаждения и мероприятия по предотвращению вскипания охлаждающей ОТВС воды.

В рамках данной работы наглядно показано, сколько теплоты еще хранят в себе ОТВС, которые находятся в бассейнах выдержки и готовы к выгрузке и дальнейшей отправке на захоронение или переработку.

Описание модели.

Наглядная модель, демонстрирующая величину остаточных энерговыделений ОТВС и использованная в данной работе, реализована как система отопления. Это то, что понятно каждому жителю и то, что является одним из наиболее тревожащих население страны факторов, ввиду значительного повышения тарифов.

Для реализации данной модели использовался расчетный код Melcor [2]. При помощи этого кода была построена модель контейнера, в который были помещены 3 ОТВС-W типа 347WG с выгоранием 55 МВт сут/кгU [3]. Данные ОТВС имеют наибольшую величину остаточных энерговыделений, поэтому и обладают наибольшим потенциалом.

Модель была составлена из четырех контрольных объемов и 3-х течений среды.

Контрольные объемы:

CV001 — Контейнер. Высота жидкости в контейнере 6 м, диаметр 1,2 м, объем жидкости в контейнере 6,44 м³ с учетом вычитенного объема размещенных ОТВС.

CV002 — это трубопровод Ду = 32 мм. Стандартный трубопровод отопления. Длина трубопровода выбрана 70 м.

CV003 — это контрольный объем, моделирующий окружающую среду с температурой 30 °C и атмосферным давлением, высотой в 10 м и объемом 1000 м³.

CV004 — это объем в контейнере высотой в 1 м, предназначенный для создания в нем паровой “подушки” для компенсации температурных расширений жидкости и сглаживания пульсаций давления в контейнере.

FL001, FL002, FL003 — функции, описывающие течения среды между контрольными объемами.

Стенка трубопровода в модели разделена на 7 слоев для лучшего моделирования теплопередачи от трубопровода к окружающей среде.

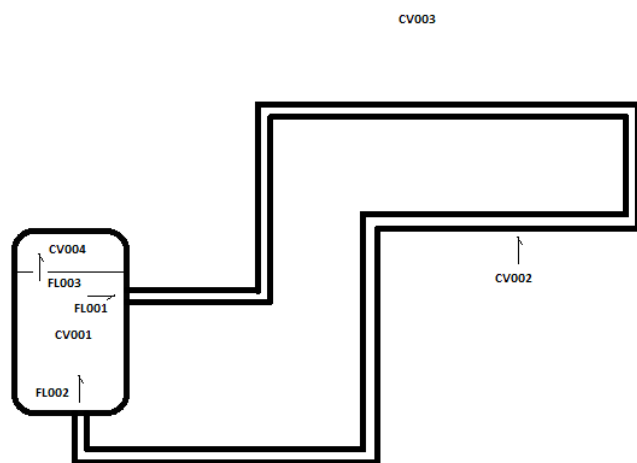


Рис. 1. Модель системы подогрева воды остаточными энерговыделениями от ОТВС.

Мощность энерговыделений принималась для ОТВС, которые провели в бассейне выдержки 3 года и потенциально могут быть извлечены [4], а также для ОТВС с мощностью остаточных энерговыделений через 10 и 20 лет после завершения их эксплуатации в активной зоне реактора ВВЭР—1000.

Анализ полученных результатов. Ключевыми параметрами, которые были рассмотрены при анализе результатов моделирования, являются:

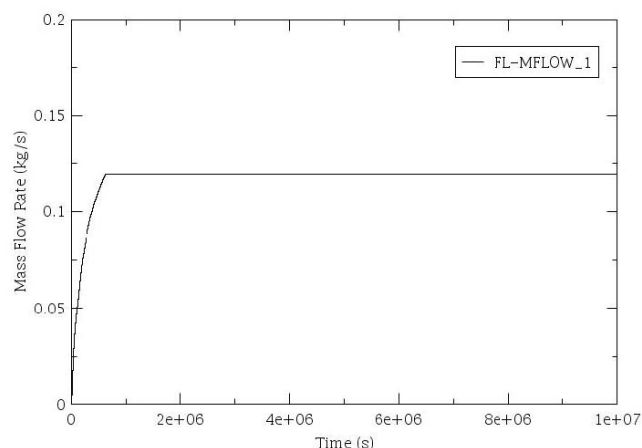
- скорость течения среды между контрольными объемами;
- давление в контрольных объемах CV001 и CV002;
- температура в контрольных объемах CV001 и CV002.

Результаты расчетов модель системы подогрева воды остаточными энерговыделениями от ОТВС по рис. 1 представлены в таблице 1. Показано изменение тепловой мощности ($N_{отв}$) 3-х ОТВС, изменение температуры (t) и давления (P) в контейнере (CV001) и трубопроводе (CV002), а также расхода воды (F) при условиях естественной циркуляции.

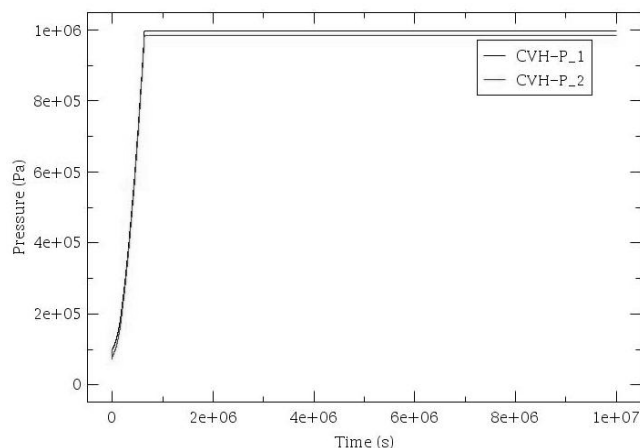
Результаты расчета для ОТВС через 3 года после окончания их эксплуатации в активной зоне реактора представлены на рисунке 2.

Таблица 1. Результаты расчетов для ОТВС через 3, 10 и 20 лет после окончания их эксплуатации в активной зоне реактора ВВЭР-1000.

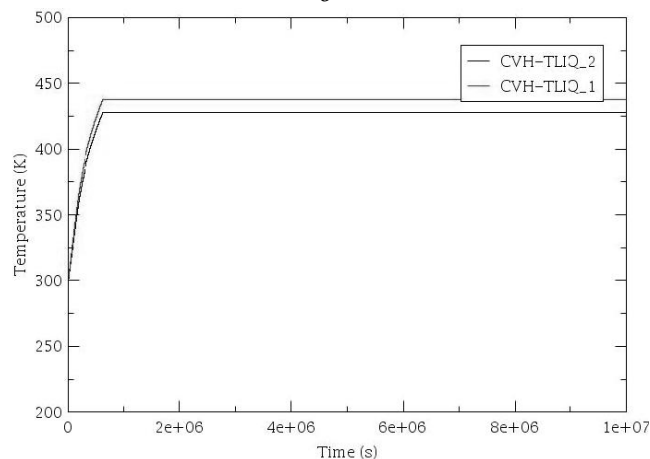
Т, лет	$N_{отв}$, кВт (3-х ОТВС)	Объемы	t , °C	P , кгс/см ²	F , м ³ /ч
3	8,31	CV001 CV002	162 152	10,16 10,04	0.43
10	3,21	CV001 CV002	95 89	2.44 2.24	0.27
20	2,46	CV001 CV002	79 69	1.83 1.63	0.21



а



б



в

Рис. 2. Изменение для ОТВС через 3 года после окончания их эксплуатации во времени:

- а) скорости течения среды между контрольными объемами;
 б) давления в контрольных объемах CV001 и CV002;
 в) температуры в контрольных объемах CV001 и CV002.

Результаты расчета для ОТВС через 10 лет после окончания их эксплуатации в активной зоне реактора представлены на рисунке 3.

Результаты расчета для ОТВС через 20 лет после окончания их эксплуатации в активной зоне реактора представлены на рисунке 4.

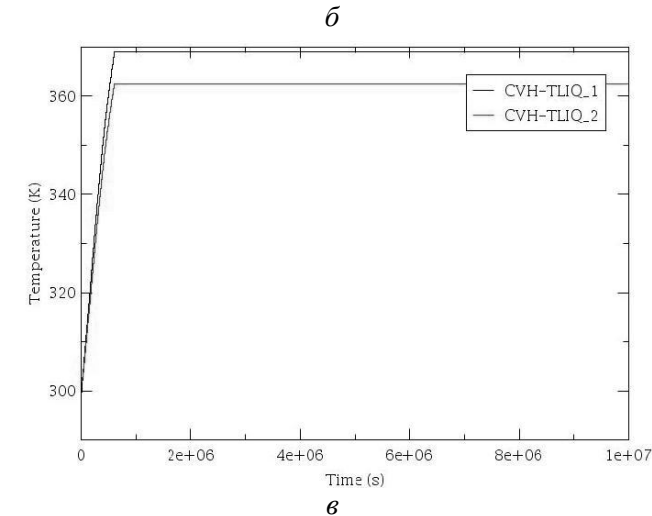
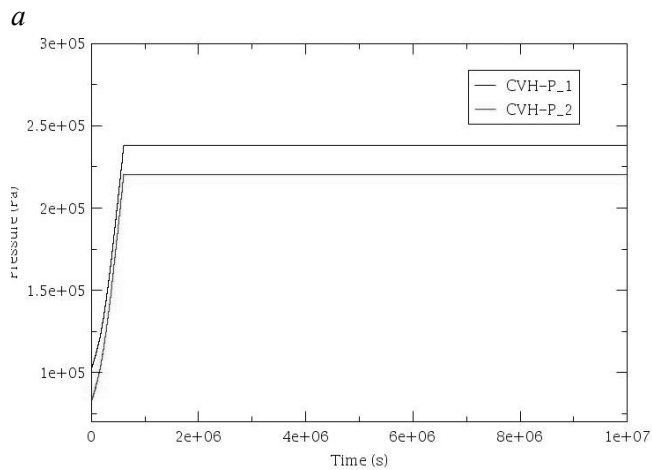
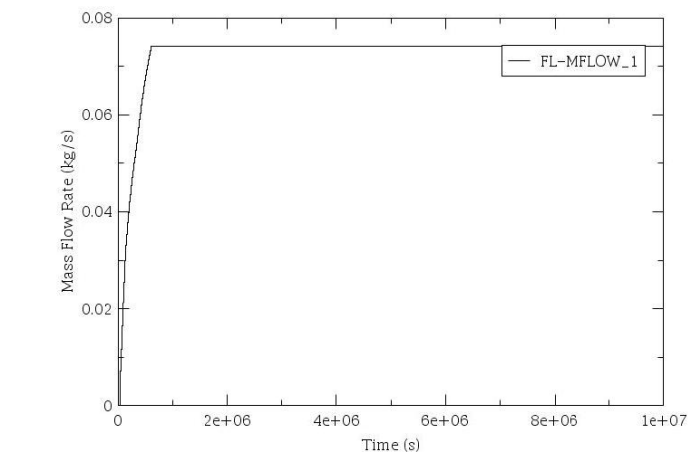


Рис. 3. Изменение для ОТВС через 10 лет после окончания их эксплуатации во времени:

- а) скорости течения среды между контрольными объемами;
 б) давления в контрольных объемах CV001 и CV002;
 в) температуры в контрольных объемах CV001 и CV002.

Анализ полученных данных позволяет сделать следующие выводы:

1. Начиная с 19000 секунды (5 часов 17 мин) процесса между контрольными объемами возникает устойчивая естественная циркуляция теплоносителя, которая растет по мере нагрева теплоносителя в контейнере и стабилизируется к моменту стабилизации температуры в объемах.

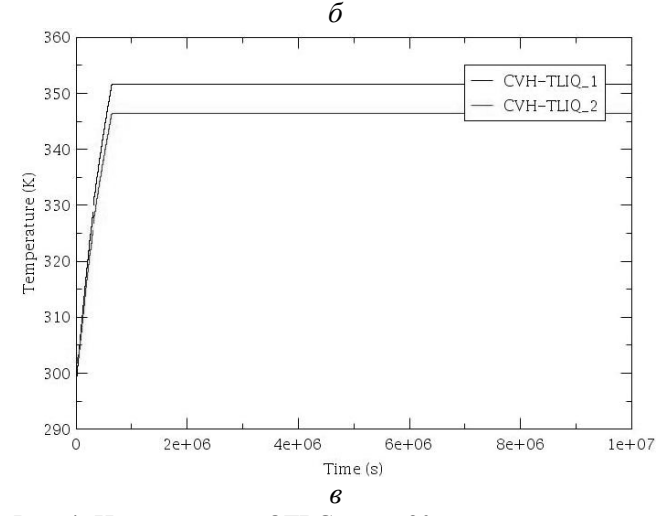
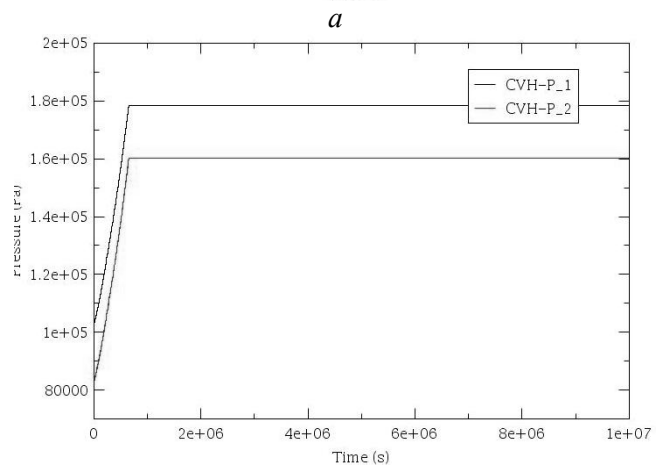
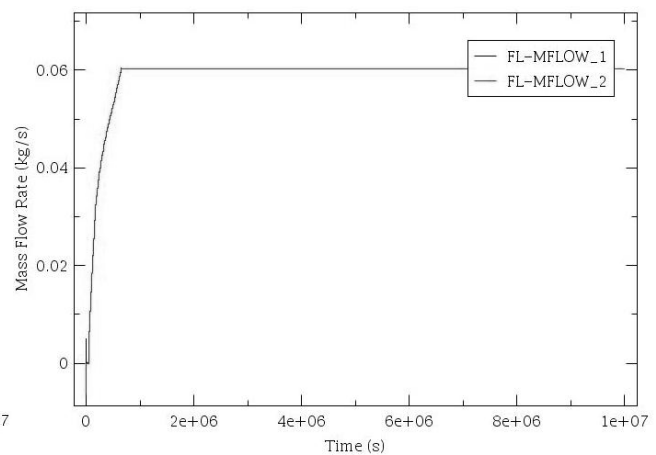


Рис. 4. Изменение для ОТВС через 20 лет после окончания их эксплуатации во времени:

- а) скорости течения среды между контрольными объемами;
 б) давления в контрольных объемах CV001 и CV002;
 в) температуры в контрольных объемах CV001 и CV002.

2. Через 11,5 суток после начала процесса стабилизируется давление в контрольных объемах.

3. Стабилизация температуры приводит к стабилизации давления и скорости протекания естественной циркуляции, процесс приобретает устойчивый, стабильный характер через 11,5 суток после начала процесса. Разница температур и, соответственно, давлений, объясняется наличием подогрева теплоносителя от ОТВС в контрольном объеме CV001 и наличием охлаждения теплоносителя в контрольном объеме CV002.

Выводы

По результатам расчетов видно, что через 20 лет 3 ОТВС будут греть воду в контрольном объеме CV002, который моделирует трубопровод системы отопления, до 79 °С. Важным параметром, который удалось получить, является наличие течения среды между контрольными объемами, что свидетельствует о наличии естественной циркуляции теплоносителя. Наличие стабильного небольшого давления в системе свидетельствует о правильно выбранной конструкции контейнера.

В бассейне выдержки реактора ВВЭР-1000 находится 563 ячейки для ОТВС, суммарные остаточные энерговыделения которых составляют около 5280 кВт

[5]. Поэтому при потере охлаждения бассейна выдержки существует опасность повышения в нем температуры до температуры кипения.

Представленная модель показывает, каким значительным энергетическим потенциалом обладает топливо, которое уже может быть выгружено из бассейна выдержки и готово для дальнейшего использования.

Для практической реализации такой системы предстоит решить много технических вопросов. Но подобные исследования позволяют определить направление дальнейшей работы в использовании отработанного ядерного топлива и позволяют оценить его потенциал для понимания, стоит ли тратить на развитие данного направления время и средства

Список использованной литературы

1. Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработанным топливом и безопасности обращения с радиоактивными отходами. — / Вена: 5 сентября 1997. — 24 с. — Электронный доступ: <http://www.gosatomnadzor.gov.by/phocadownload/konvencii/Obiedinennaia.pdf>
2. MELCOR Computer Code Manuals. Vol. 2: Reference Manuals. Version 1.8.5. — May 2000. — (NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 2 SAND2000-2417/2) — 538 с.
3. Харьковский физико-технический институт. Центр проектирования активных зон. Остаточное тепло-выделение отработавшего ядерного топлива компании “ВЕСТИНГАУЗ”. Редакция 1, 2012г. (12-3-198) — 21 с.
4. Сборки тепловыделяющие, отработавшие в ядерных энергетических реакторах ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 атомных станций Украины. Технические условия на поставку заводам регенерации России. (Л.65.730.00.000 ТУ). — ОАО Восточно-европейский головной научно-исследовательский и проектный институт энергетических технологий, 2010 г. — 17 с.
5. Акт № АК.3.0023 “О мощности остаточных энерговыделений в БВ” от 12.09.2013. — Южно-Украинская АЭС, 2013г. — 2 с.

Получено 26.11.2015

УДК 621.039.7

Ю. О. Ольховик

*ДУ “Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України”, м.Київ***ЩОДО ЗАХИСНИХ ВЛАСТИВОСТЕЙ ЗОНИ АЕРАЦІЇ
МАЙДАНЧИКА КОМПЛЕКСА “ВЕКТОР”**

Розглянуто геологічну будову зони аерації в районі майданчика комплексу “Вектор”, призначеного для розміщення поверхневих сховищ для захоронення радіоактивних відходів. Показано, що зона аерації складається в основному з піщаних ґрунтів, для яких характерний великий вміст мілкодисперсних фракцій з наявністю глинистих мінералів. Проведений аналіз експериментально визначених сорбційних властивостей піщаних ґрунтів і розраховані значення коефіцієнтів розподілу радіонуклідів стронцію, цезію і плутонію для всієї товщі зони аерації. Проведена оцінка часу проходження водорозчинними нуклідами товщі зони аерації. Зазначено, що піщані ґрунти ненасиченої зони аерації в районі майданчика комплексу “Вектор” є досить дієвим природним бар’єром на шляху проникнення радіонуклідів із поверхневих сховищ у підземні води.

Ключові слова: зона аерації, піщані ґрунти, радіонукліди, сорбція, захисні властивості.

На майданчику комплексу “Вектор” планується розмістити практично всі низько- і середньоактивні радіоактивні відходи (РАВ) України, зокрема РАВ Чорнобильської АЕС (ЧАЕС), підприємств зони відчуження (ЗВ), працюючих АЕС з реакторами ВВЕР, Державних спеціалізованих комбінатів ДК “УкрДО “Радон”. Згідно затвердженим проектним рішенням, всі сховища на майданчику комплексу “Вектор” є сховищами поверхневого типу.

Безпека зберігання і захоронення РАВ в цих сховищах забезпечується системою інженерних та природних бар’єрів. Основними компонентами інженерних бар’єрів є:

матриця, яка утримує радіонукліди (РН);

залізобетонний контейнер та монолітні залізобетонні секції сховища;

багатошаровий протифільтраційний екран.

Природними бар’єрами, які мають відіграти роль у попередженні потенційного радіологічного впливу РН у випадку їх вивільнення із сховищ комплексу “Вектор”, є геологічні та гідрогеологічні особливості місця розташування майданчика. Захисні властивості природних бар’єрів повинні забезпечити мінімізацію надходження РН у природні компоненти і подальшого формування дозового навантаження на населення. Беручи до уваги можливість виникнення ситуацій, що призводять до руйнування інженерних бар’єрів, необхідно оцінити особливості нисхідної міграції РН у породах зони аерації (ЗА), як складової частини природних бар’єрів на шляху розповсюдження РН із поверхневих сховищ. В такому випадку ненасичена ЗА є єдиним захисним бар’єром між зруйнованим сховищем і ґрунтовим водоносним горизонтом.

Міграція РН у зоні аерації є складним природним процесом, інтенсивність якого залежить

від багатьох факторів, серед яких особливо слід відзначити форму знаходження РН, мінеральний і гранулометричний склад порід. Характерною особливістю процесу міграції у ненасиченій ЗА є наявність різних форм рухливості водної фази. Відрізняють більш рухливу гравітаційну воду, яка не зв’язана з поверхнею частинок і здатна переміщуватись під впливом сили тяжіння, і слабо рухливу капілярну воду, що міститься в гірських породах з капілярними порами та тріщинами, ширина яких менше 0,25 мм, а діаметр пор менше 1 мм. У випадку нисхідної міграції РН у ненасиченій ЗА має місце дифузія іонів з гравітаційної води до капілярної, що спільно із сорбцією призводить до зменшення швидкості переміщення радіонуклідів. Чим більша затримка РН в процесі міграції через ненасичену ЗА, тим більше радіонуклідів розпадеться і тим більший захисний потенціал геологічної системи.

Геологічна будова ЗА майданчика “Вектор”. В геологічній будові зони аерації приймають участь середньоплейстоценові відклади, що створені флювіогляціальними, озерно-флювіогляціальними і моренними відкладами. У цілому ці породи гляціального комплексу дніпровського заledenіння. Флювіогляціальні відклади представлені піщано-глинистими ґрунтами. Піски світло-сірі, жовтувато-сірі до бурих, мілко- і середньозернисті, із прошарками пілуватих. У товщі пісків на різних глибинах зафіксовані лінзи глинистих ґрунтів. Глинисті ґрунти представлені жовтувато-бурими супісками і суглинками. Залягають у вигляді лінз і прошарків, їх потужність становить в основному 2—6 м. В районі комплексу “Вектор” зустрічаються насипні ґрунти, потужністю 0,5—1,9 м. При подальшому розгляді захисних властивостей ґрунтово-рослинний шар і насипні ґрунти не розглядаються. За даними Ки-

ївського інституту інженерних вишукувань “Енергопроект” середньоплейстоценові відклади поділяються на декілька літологічних різновидів, характеристики яких наведені у таблиці 1. За даними

Державного спеціалізованого підприємства “Чорнобильський спецкомбінат” глибина залягання рівня ґрунтових вод на комплексі “Вектор” становить 13,25 — 19,62 м.

Таблиця 1. Узагальнена характеристика літологічних різновидів

Ґрунти	Щільність сухого ґрунту, г/см ³	Природна вологість, об'ємна доля	Пористість	Вміст мілкої фракції, % <i>0,25-0,1 мм</i> <i>0,01-0,005 мм</i>
Пісок мілкий, щільний, неоднорідний за гранулометричним складом, світло-сірий, жовтуватого-сірий	1,72	0,06 — 0,20	0,35	55 13,1
Пісок пилюватий, щільний, неоднорідний за гранулометричним складом, світло-сірий, жовтуватого-сірий	1,73	0,09 — 0,19	0,35	49,3 33,5
Супісок піщанистий, світло-бурий, жовтуватого-бурий, місцями з прошарками піску	1,78	0,13 — 0,17	0,33	31,6 13 (<i><0,005-9,2</i>)
Суглинок легкий піщанистий, сірий, бурий, червонувато-коричневий, туго- та м'якопластичної консистенції	1,77	0,17	0,34	35 12,1 (<i><0,005-10,9</i>)
Пісок середньої крупності, щільний, однорідний за гранулометричним складом, жовтуватого-сірий	1,73	0,04 — 0,18	0,35	6,2

Найявні дані дають можливість оцінити час знаходження води в ЗА, тобто час нисхідної міграції $T_{за}$, за який атмосферні опади з поверхні ґрунту досягнуть рівня ґрунтових вод. Це значення можна вирахувати порівнянням об'єму води, що знаходиться у ЗА з величиною інфільтраційного живлення, характерного для умов ЗВ. Прийемо, що потужність ненасиченої ЗА в районі майданчика “Вектор” складає $M = 14$ метрів. В результаті статистичної обробки більш як 60 значень природної об'ємної вологості (W) мілких пісків, які преважують у геологічних розрізах в районі майданчика комплексу “Вектор”, отримана медіана значень, яка дорівнює $W = 0,127$. Щодо величини інфільтраційного живлення водоносного горизонту в зазначеному районі авторами [1] відмічено, що це питання практично не вивчене. Згідно із запропонованим розподілом інфільтраційного живлення (ϵ) на території ближньої зони ЧАЕС [1, рис.12.9] цей параметр для району майданчика комплексу “Вектор” складає $\epsilon = 120$ мм/рік. Однак в останній час авторами [2] на основі ізотопних датуваль встановлено, що величина середньобагаторічного (за останні 60 років) інфільтраційного живлення підземних вод становить $\epsilon = 200$ мм/рік $= 200$ л/(м²•рік) на ділянці першої надплавної тераси р. Прип'ять у ближній зоні ЧАЕС. Виходячи із зазначеного $T_{за} = M \cdot W \cdot 1000 / \epsilon \approx 9$ років, що свідчить про високу швидкість нисхідної міграції води в ненасиченій ЗА. Єдиним механізмом захисту ґрунтового водоносно-

го горизонту від проникнення РН шляхом затримки їх міграції в ЗА є процеси сорбції на природних мінералах.

Сорбційні процеси в ненасиченій ЗА. Численні дослідження піщаних ґрунтів, розповсюджених у ЗВ, однозначно пов'язують їхню властивість до сорбції РН з наявністю у складі пісків глинистих мінералів (монтморилоніт, каолінит, гідрослюди тощо), які здебільше знаходяться у пильовій (0,05 — 0,005 мм) та глинистій ($< 0,005$ мм) фракції і тому мають підвищені показники питомої поверхні.

Виконані рентгеноструктурні дослідження мінерального складу глинистої фракції супіску і суглинку, відібраних з свердловин на майданчику Централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива (ЦСВЯП), свідчать, що вона, крім кварцу, складається з хлориту (водний метаалюмосилікат шаруватої структури), слюди, каолініту, гідратованого польового шпату та кальциту. Експериментальні визначення сорбційної здатності свідчать, що мілкодисперсні фракції є тим компонентом, який концентрує і утримує розчинні форми радіонуклідів, які надходять у ЗА з інфільтруючим потоком. Короткий опис відповідних процесів наведений у [3]. Визначені експериментально величини коефіцієнтів розподілу для основних дозоутворюючих радіонуклідів у ЗВ ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr і ²³⁹Pu наведені у публікаціях [4—6]. Для розуміння особливостей сорбційних процесів в системі “РН—ґрунти” слід відзначити, що для піщаних ґрунтів в районі майданчика “Вектор” характерний значний вміст мілких фракцій $< 0,1$ мм (від 13,1 до 51,1%), які мають

достатньо розвинуту поверхню з активними сорбційними центрами. В той же час РН у природних водах мають надзвичайно малий масовий вміст — наприклад, активність ^{90}Sr 1000 Бк/л відповідає його концентрації лише $2 \cdot 10^{-4}$ мг/л. Не дивно, що для невисоких питомих активностей характерні лінійні ізотерми адсорбції (ізотерми Генрі), що вказує на неповне заповнення активних центрів на поверхні мінеральних компонентів ґрунтів [4].

З огляду на неоднорідність гранулометричного складу і мінерального складу пилових та глинистих фракцій піщаних ґрунтів в районі майданчика “Вектор”, не викликає подиву широкий діапазон значень коефіцієнтів розподілу K_d ^{90}Sr , ^{137}Cs і ^{239}Pu , які визначені авторами [6] при експериментальному дослідженні сорбції РН. Запропоновано для розрахунків використовувати медіану середньомінімальних значень K_d , що забезпечує більшу консервативність оцінки.

Таблиця 2. Середньомінімальні значення (медіана)

K_d для піщаних ґрунтів майданчика комплексу “Вектор”

Радіонуклід	Пісок мілкий	Пісок пиловатий	Супісок піщанистий	Суглинок легкий піщанистий	Пісок середньої крупності
^{90}Sr	3,5 [4] 2,65	4,2	7,4	16	2,0
^{137}Cs	180	230	400	370	170
^{239}Pu	100	200	800	950	90

Для узагальненої оцінки захисних властивостей ЗА в районі майданчика комплексу “Вектор” були використані доступні дані про її геологічну будову, отримані при інженерно-геологічних вишукуваннях на майданчику ЦСВЯП реакторів ВВЕР АЕС України [7] та на майданчику Централізованого сховища для дострокового зберігання відпрацьованих джерел іонізуючого випромінювання (ЦСВДІВ) [8], оскільки вони розташовані безпосередньо на майданчику комплексу “Вектор” або ж на близькій відстані (рис.1).

З урахуванням парціальної долі кожного із вказаних в таблиці 1 літологічних різновидів та отриманих середньомінімальних значень (медіана) K_d (таблиця 2) на підставі геологічних розрізів для 24 свердловин розраховані інтегральні значення K_d для ЗА в районі майданчика “Вектор”. Для забезпечення консервативності оцінки були виконані розрахунки медіанних значень.

На основі зазначених результатів можна розрахувати час затримки надходження РН у ґрунтовий водоносний горизонт внаслідок міграції в ЗА.

З цією метою був розрахований коефіцієнт затримки R , який характеризує ступінь зменшення конвективної і дифузійної міграції компонента

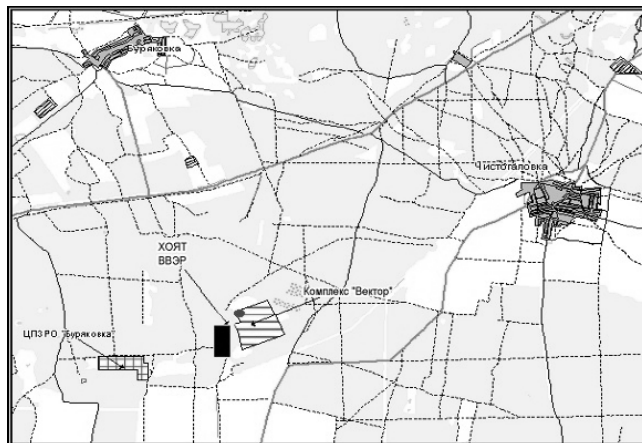


Рис. 1. Карта-схема району розміщення майданчиків

у пористому середовищі порівняно із швидкістю руху води.

$$R = 1 + \frac{\rho \cdot K_d}{n} \quad (1)$$

де ρ щільність ґрунтів зони аерації, n — вологість, об'ємних долей.

Таблиця 3. Інтегральні коефіцієнти розподілу (медіана) та коефіцієнти затримки для ЗА майданчика “Вектор”

Коефіцієнт розподілу K_d	^{90}Sr	^{137}Cs	^{239}Pu
	4,8	246	329
Коефіцієнт затримки R	66	3320	4450

ґрунтових вод $T_{\text{рн}}$ можна визначити як $T_{\text{рн}} = T_{\text{за}} \cdot R$ і відповідні значення складають 590 років для ^{90}Sr , 30000 років для ^{137}Cs і 40000 років для ізотопів плутонію.

Обговорення результатів. Отримані результати щодо часу міграції радіонуклідів через ЗА можуть викликати деякий подив, адже за загальноприйнятою точкою зору ґрунтовий водоносний горизонт у четвертинних відкладах у ближній зоні ЧАЕС є незахищеним від радіаційного забруднення. Однак порівняння з раніш виконаними експертними оцінками захисних властивостей ЗА дають підставу стверджувати, що піщані ґрунти ненасиченої зони аерації є досить дієвим природним бар'єром на шляху проникнення РН у підземні води. Так, отримана Є. А. Яковлевим орієнтовна оцінка часу проходження водорозчинними нуклідами товщі ЗА потужністю 5 — 10 м складає для ^{90}Sr 65 — 520 років [9].

Для ЗА, складеної виключно із мілких пісків і пісків середньої крупності, був виконаний надзвичайно консервативний розрахунок об'єму забрудненої РН води, який може безпечно профільтрува-

тися через одиницю площі поперечного перерізу потоку при потужності слою ґрунтів 11 метрів [6]. Ці об'єми дорівнюють 17 м³, 1165 м³, 632 м³ для ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs і ²³⁹Pu відповідно.

Перерахунок цих даних на M = 14 метрів і $\epsilon = 200$ мм/рік = 200 л/(м²•рік) дає оцінку часу міграції радіонуклідів через зону аерації до рівня ґрунтових вод T_{рн}, який складає 108, 7400 та 4000 років, для відповідних РН. Слід підкреслити, що ці результати не враховують сорбційні властивості пилюватих пісків, супісків та суглинків, які складають біля 50% потужності ЗА і в основному визначають захисні властивості ненасиченої зони аерації.

Звичайно, вищезазначені оцінки не враховують багатьох факторів, які можуть впливати на швидкість міграції РН на майданчику “Вектор”. Одним із таких факторів може бути наявність на згаданому майданчику так званих аномальних зон – западини, для яких відзначена підвищена швидкість міграції РН з поверхні до верхнього водоносного горизонту [10]. Ще одним фактором, дія якого на даний момент не визначена, є можлива зміна гідрохімічного режиму в ЗА внаслідок деструкції залізобетонних інженерних бар'єрів на етапі закриття сховища, що призведе до формування високих концентрацій Са і Na та призведе до підвищення рН у воді.

Відомо, що підвищення концентрацій катіонів Na⁺ і Са²⁺ зменшить ефективність сорбції ¹³⁷Cs і ⁹⁰Sr внаслідок конкурентного впливу цих катіонів [11]. Одночасно лужний характер розчинів може позитивно вплинути на підвищення сорбції гідроксильних сполук плутонію.

Висновки

1. З огляду на наведені розрахунки можна зазначити, що піщані ґрунти ненасиченої зони аерації в районі майданчика “Вектор” є досить дієвим природним бар'єром на шляху проникнення радіонуклідів у підземні води. Навіть найбільш консервативний розрахунок часу міграції радіонуклідів через зону аерації до рівня ґрунтових вод дає підстави стверджувати, що за цей час активність найбільш мобільного у природних умовах Полісся радіонукліда ⁹⁰Sr зменшиться як мінімум на порядок, а ¹³⁷Cs внаслідок радіоактивного розпаду не зможе дістатися до водоносного горизонту. Найменш ефективний захист ЗА забезпечує для довгоіснуючого ²³⁹Pu, зменшення активності якого складе лише 12 — 68%.

2. Внаслідок наявності глинистих мінералів, зосереджених у мілких фракціях піщаних ґрунтів ненасиченої зони аерації, комплекс “Вектор” має значний потенціал для безпечного розміщення кондиційованих твердих радіоактивних відходів, що утворюються як в процесі зняття з експлуатації енергоблоків ЧАЕС, так і під час експлуатації і зняття з експлуатації енергоблоків з ВВЕР, за рахунок сорбційних властивостей природного бар'єру, яким виступає ЗА.

3. Наведені розрахунки дають можливість більш обґрунтовано використовувати фактор затримки міграції радіонуклідів у ЗА в районі майданчика “Вектор” при визначенні межі активності, безпечної для розміщення радіоактивних відходів у поверхневих сховищах.

Список використаної літератури

1. Скальський А. С., Кубко Ю. И. Фильтрационные модели района ЧАЭС// Водообмен в гидрогеологических структурах и Чернобыльская катастрофа. Ч.2. Моделирование водообмена и миграции радионуклидов в гидрогеологических структурах. Киев. 2000. — с.462–494.
2. Бугай Д. А. Оценка водообмена подземных вод в ближней зоне ЧАЭС на основе данных изотопного датирования и гидрогеологического моделирования/ Д. А. Бугай, Д. А. Э. Фурре., П. Жан-Баптист, А. Даконьи, Д. Бомьер, К. Ле Галь, Ж. Ланселот, А. С. Скальський, Н. Ван Меер// Геологический журнал. — 2010. — №4. — с. 119 — 124.
3. Ольховик Ю. А. Естественный сорбционный барьер на этапе пассивного контроля площадки комплекса “Вектор”// Ядерна та радіаційна безпека. — 3(67). — 2015. — с. 43 — 48.
4. Ольховик Ю. О. Оцінка сорбційної здатності піщаних ґрунтів ближньої зони ЧАЕС / Ю. О. Ольховик, Т. І. Коромисличенко, Л. І. Горогоцька, Е. В. Собонович // Доповіді Академії наук України. Математика, природознавство, технічні науки. — 1992. — №7. — С. 167—171.
5. Ярмош І. В. Порівняльна оцінка значень коефіцієнтів розподілення ⁹⁰Sr на прикладі ґрунтів Чорнобильської зони відчуження// Ядерна енергетика та довкілля — № 2 (4). — 2014. — С.40 — 46.
6. Шехтман Л. М. Оценка защитной способности от радиоактивных загрязнений геологической среды площадки комплекса “Вектор” в 30-километровой зоне ЧАЭС/ Л. М. Шехтман, В. Т. Баранов, Г. Ф. Нестеренко, Е. А. Кишинская, В. М. Черная, Е. А. Яковлев // Проблемы Чернобыльской зоны отчуждения. — 1996. — №3. — с.143–145.
7. Будівництво Централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива реакторів ВВЕР АЕС України. Науково-технічний звіт. Книга 2. Інженерно-геологічні роботи. Київський інститут інженерних вишукувань та досліджень “Енергопроект” — Київ. — 2015. — 96 с.
8. Инженерно-геологические изыскания для проекта строительства централизованного хранилища для

- долговременного хранения высокоактивных источников на КП “Вектор” в зоне отчуждения ЧАЭС. ЗАО “Черниговстройразведка”. — Чернигов. — 2009. — 88 с.
9. Яковлев Е. А. Оценка защитной способности почвогрунтов зоны азрации в границах радиогеохимического влияния Чернобыльской АЭС// Доклады 1 Всесоюзного научно-технического совещания по итогам ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС. Чернобыль, 1989. — т.7 — №2. — с.126–140.
10. Бублясь В. Н., Шестопалов В. М. Аномальные зоны и их роль в перераспределении радионуклидов из поверхности почвы в подземные воды// Водообмен в гидрогеологических структурах и Чернобыльская катастрофа. Ч.1 Распространение чернобыльских радионуклидов в гидрогеологических структурах. Киев. — 2000. — с. 246 — 345.
11. Пшинко Г. Н. Сорбция-десорбция ^{137}Cs и ^{90}Sr в процессах миграции и дезактивации / Г. Н. Пшинко, С. А. Кобец, В. М. Федорова // Ядерна енергетика та довкілля.— 2014. — № 2(4). — С. 32—39.
10. Бублясь В. Н., Шестопалов В. М. Аномальные зоны

Получено 9.12.2015

Реферати опублікованих статей / Summaries

УДК/UDC 621.039.51

В. Н. Куц

Перспективы отраслевой стандартизации в ядерной энергетике и атомно-промышленном комплексе

Анализируются нормативные документы ядерно-промышленного комплекса, которые принадлежат Министерству энергетики и угольной промышленности Украины. Обсуждаются перспективы работ по отраслевой стандартизации.

УДК/UDC 629.031

В. І. Скалозубов, С. В. Васильченко, І. Л. Козлов,
Т. В. Габлая**Переоцінка безпеки АЕС України при впливі смерчів**

У статті приведені основні положення регламентації смерченебезпеки для ядерних установок, а також аналіз відомих результатів оцінок дії смерчів на безпеку АЕС України, отриманих в “до” і “постфукусимський” періоди. В результаті проведеного аналізу встановлена недостатня обґрунтованість розрахункових оцінок частоти проходження смерчів і виключення з розгляду аварійних подій із затопленням промайданчиків під впливом смерчів не менш 2-го класу інтенсивності. Визначена необхідність переоцінки безпеки АЕС України з врахуванням обґрунтованих встановлених характеристик смерченебезпечних зон і уроків Фукусимської аварії

УДК/UDC 504.034(075.8)

Ю. А. Кутлахмедов, І. В. Матвеева

Досвід та перспективи застосування технології дезактивації почв “Turf Cutter”

У статті проведена оцінка ефективності технології дезактивації забруднених радіонуклідами ґрунтів за допомогою зняття верхнього шару дернини установкою “Turf Cutter”. У статті проводиться порівняння результатів дезактивації пасовищ з використанням технології “Turf Cutter” з традиційними методами окультурення пасовищ (висів трав, меліорація тощо). Порівняння різниці “користь-шкоду” для цих двох методів показує, що дезактивація ґрунтів після аварії на ЧАЕС за допомогою технології “Turf Cutter” практично вдвічі більш ефективна, ніж традиційні методи поліпшення пасовищ і лугів. У статті підкреслена також необхідність розвитку цієї технології і використання її в Україні.

УДК/UDC 502.65:621.039.75:628.3

Ю. В. Бондар, С. В. Кузенко

Адсорбція стронцію на композитні волокна з осадженням шаром феррігидриту

Синтезовані нові композитні волокна шляхом in situ осадження шару 2-лінійчатого феррігидриту на поверхню модифікованих поліпропіленових волокон. Композитні волокна показали високу хімічну стійкість як у кислих, так і лужних розчинах. Представлені результати вивчення адсорбції іонів стронцію на синтезовані волокна залежно від часу контакту, рН, початковій концентрації стронцію і концентрації іонів кальцію в модельних

V. Kuts

Perspectives on branch standardization in Nuclear Power and Atomic Industrial Complex

Normative documents of the nuclear-industrial complex belonging to the Ministry of Energy and Coal Industry of Ukraine is analyzing. The perspectives on branch standardization is discussing.

V. Skalozubov, S. Vasilchenko, I. Kozlov, T. Gablaya

Reassessment of NPP safety of Ukraine under influence of tornadoes

The article contains the main provisions regulating the tornado danger of nuclear installations, as well as analysis of the known results of evaluations of the impact of tornadoes on the safety of nuclear power plants of Ukraine, received in the “before” and “post Fukushima” periods. As a result of analysis is insufficient justification to the estimated frequency of passing tornadoes and exclusion from consideration emergency events with flooding of industrial sites under the influence of tornadoes not less than 2-th class intensity, defined a reassessment of NPP safety of Ukraine taking into account reasonably established performance tornado dangerous areas and lessons Fukushima accident.

Yu. Kutlahmedov, I. Matveeva

Experience and prospects of “TURF CUTTER” soil decontamination technology

It is evaluated the effectiveness of decontamination technology for contaminated soil using skimming sod by “Turf Cutter” installation in this article. It compares the results of decontamination pastures using “Turf Cutter” technology with traditional methods of pastures cultivation (grass seeding, land reclamation, etc.). Compare the difference “benefit-harm” for the two methods shows that the decontamination of the soil after the Chernobyl accident with the help of “Turf Cutter” technology is almost twice more efficient than traditional methods of improvement of pastures and meadows. It stressed also the need to develop this technology and to use in Ukraine.

Yu. Bondar, S. Kuzenko

Adsorption of strontium onto composite fibres coated with ferrihydrite layer

New composite fibers were synthesized by in situ deposition of two-line ferrihydrite layer on the surface of modified polypropylene fibers. Composite fibers have demonstrated high chemical stability both in acid and alkaline solutions. Results of strontium ions adsorption onto synthesized fibers depending on the contact time, pH, initial strontium concentration and amount of calcium ions in model solutions are presented. It has been established pH-

розчинах. Встановлений рН-залежний і двохстадійний характер адсорбції стронцію. Присутність іонів кальцію в розчині пригнічує адсорбцію стронцію на композитні волокна.

УДК/UDC 621.039

Г. О. Сандул

Деякі аспекти організації та роботи науково-виробничих колективів підприємств ядерної енергетики

У даній роботі обговорюється низка питань організації і роботи науково-виробничих колективів підприємств ядерної енергетики, пов'язуючи їх в наступну послідовність: передумови створення підприємства (Організації) - конструювання його організаційної структури.

УДК/UDC 621.039.51

В. В. Рязанов

Статистика ієрархічних систем і процеси в ядерних реакторах

На основі теорії ієрархічних структур встановлено відповідність між динамікою для числа нейтронів, отриманої з теорії розгалужених процесів, числом нейтронів n -го покоління, числом вузлів на n -му рівні ієрархії, швидкістю зміни ймовірності виникнення ланцюгової реакції, видом інтенсивності і сили ієрархічному зв'язку, ступенем критичності реактора, і траєкторіями нейтронів в реакторі. Знайдено зв'язок між вірогідністю освіти деякого покоління числа нейтронів і ймовірністю виникнення самопідтримуваної ланцюгової реакції поділу ядер. Показано, що ці процеси описуються розподілами Цалліса і Рені та зв'язані співвідношеннями деформованої алгебри, а також за певних умов можуть бути ескортними по відношенню один до одного.

УДК/UDC 621.039

В. І. Скалозубов, І. Л. Козлов, С. В. Клевцов, Є. М. Письменний

Методичні основи реалізації принципів адекватності й достатності для ідентифікації важких аварій на ВВЕР з урахуванням уроків Фукусімської аварії

У статті розглянуті методичні основи реалізації принципів адекватності й достатності симптомно-орієнтованого підходу ідентифікації важких аварій з урахуванням уроків Фукусімської аварії. На прикладі домінантних для безпеки ВВЕР аварій із течами реакторного контуру ідентифіковані узагальнені ознаки вихідних аварійних подій та початку внутрікорпусної стадії важкої аварії. Отримані результати можуть бути використані при розробці ефективних стратегій управління важкими аваріями.

УДК/UDC 621.039

А. Д. Березовський, В. М. Ващенко, Т. В. Габлая, І. Л. Козлов, С. І. Косенко, Ж. І. Патлашенко, В. І. Скалозубов

Адаптація аварійного моделювання “непроектного” для ВВЕР ядерного палива на основі критеріального метода

У статті розглянуто питання адаптації результатів аварійного моделювання і аналізу безпеки ВВЕР під

dependent and two-stage strontium adsorption behavior as well as suppression of adsorption by calcium ions.

G. Sandul

Some aspects of the organization and operation of scientific and industrial staff of nuclear power enterprises

In this paper we discuss a number of issues of organization and operation of scientific and industrial staff of nuclear power enterprises, linking them in the following order: background creation of the enterprise (Organization) - construction of its organizational structure.

V. Ryazanov

Statistic of hierarchical systems and processes in nuclear reactors

Based on the theory of hierarchical structures it is obtained the correspondence between the dynamics of neutron number obtained from the theory of branching processes, neutron numbers of n -th generation, node numbers of the n -th hierarchy level, rate of change of the likelihood of a chain reaction, a view of the intensity and power of hierarchical communication degree criticality of the reactor, and the trajectories of neutrons in the reactor. The connection between the probability of formation of a generation of neutrons and the probability of occurrence of a self-sustaining fission chain reaction is discovered. It is shown that these processes describe by Tsallis and Renyi distributions and connected by relationships of deformed algebra, and under certain conditions may be escort with respect to each other.

V. Skalozubov, I. Kozlov, S. Klevtsov, E. Pysmennyi

Methodological fundamentals to realize principles of adequacy and sufficiency for identification of WWER severe accidents subject to lessons of Fukushima accident

The paper describes the methodological fundamentals to realize the principles of adequacy and sufficiency of symptom-informed approach for identification of severe accidents subject to lessons of the Fukushima accident. The generalized factors of initial accident events and the start of severe accident invessel stage are identified by example of accidents with leaks of a reactor loop that are dominant for WWER safety. The received results can be used to develop effective strategies for severe accident management..

A. Berezovskiy, V. Vashchenko, T. Gablaya, I. Kozlov, S. Kosenko, Zh. Patlashenko, V. Skalozubov

Adaptation of Accident Modelling of “Not Design” for WWERs Nuclear Fuel Based on Criterion Method

The paper considers problems of adaptation of results of accident modeling and safety analysing for WWERs when

час використання “непроектного” ядерного палива. Отримані результати аналізу дозволяють зробити висновок, що в області відносно низьких температур ядерного палива, характерних для зупиненого реактора та басейнів витримки відпрацьованого ядерного палива, припустима концентрація плутонію не більш ніж 8 %, а для вищих температур — не більш ніж 3 %.

При вищих концентраціях плутонію необхідним є додатковий аналіз ядерної безпеки щодо можливості використання МОКС-палива.

На основі запропонованого метода визначено умови застосовності “непроектного” для ВВЕР ядерного палива підвищеної теплопровідності.

УДК/UDC 621.311.243:697.329

В. П. Кравченко, В. А. Дубровський, Є. В. Кравченко
Техніко-економічна оцінка можливості використання сонячної електростанції, як джерела надійного живлення при знеструмленні АЕС

В якості одного з трьох каналів системи надійного живлення відповідальних споживачів реакторного відділення запропоновано замість дизель-генератора використовувати напівпровідникову сонячну електростанцію (ПСЕС) з акумуляторними батареями. Визначено необхідну кількість електроенергії для відводу залишкового тепловиділення ядерного реактора протягом трьох діб, площа сонячних модулів, ємність акумуляторних батарей. Наведено розрахунок техніко-економічних показників ПСЕС. Враховано можливість зменшення потужності насосів з зменшенням потужності залишкового тепловиділення. Розрахована собівартість електроенергії.

УДК/UDC 621.039

С. И. Азаров, А. В. Попович, В. Л. Сидоренко
Концептуальные направления внедрения культуры радиационной безопасности

Приведены результаты научно-аналитического анализа использования принципов культуры радиационной безопасности для минимизации рисков эксплуатации радиационно-опасных объектов. Рассмотрены основные принципы и составляющие процесса повышения культуры радиационной безопасности и схема синтеза системы обеспечения культуры радиационной безопасности. Определены задачи, решаемые при реализации процесса внедрения культуры радиационной безопасности. Уделено внимание основополагающим принципам культуры радиационной безопасности при эксплуатации радиационно-опасных объектов и роли человеческого фактора в обеспечении радиационно-техногенной безопасности.

УДК/UDC 621.039

О. В. Корольов, О. П. Ищенко
Потенціал відпрацьованого ядерного палива

Представлена модель контейнера для відпрацьованого ядерного палива з системою трубопроводів. На підставі аналізу результатів моделювання показана теоретична можливість практичної реалізації даної системи і кількість тепла, яке може бути отримане при використанні відпрацьованого ядерного палива.

using “not design” nuclear fuel.

The received results of the analysis allow to draw conclusions that permissible concentration of plutonium is no more than 8% in the range of relatively low temperatures of nuclear fuel that characteristic for the shutdown reactor and cooling ponds of the spent nuclear fuel, no more than 3% for higher temperatures.

When concentration of plutonium is higher, the additional analysis of nuclear safety concerning possibility of use of MOX-fuel is required.

Based on the presented method conditions of applicability of “not design” for WWERs nuclear fuel with the increased heat conductivity are defined

V. Kravchenko, V. Dubrovsky, E. Kravchenko

Technical and economic evaluation of possibility of using solar power as reliable power source at nuclear power blackout

As one of the three channels of a reliable supply of responsible consumers reactor section suggested instead of diesel generator used semiconductor solar power (SSP) with batteries. Determine the necessary amount of power for the decay heat of nuclear reactor for three days, the area of the solar modules, the capacity of batteries. The calculation of technical and economic parameters SSP. Considered the possibility of reducing power pumps with a decrease in the power of the residual heat. It calculated the cost of electricity.

S. Azarov, O. Popovich, V. Sydorenko

Conceptual directions of radiation safety culture implementation

The results of scientific and analytical analysis using the principles of radiation safety to minimize risks in case of radiation-hazardous operation of the lens. The basic principles and components of improving radiation safety and location system for the synthesis of radiation safety. Defined problem to be solved in the implementation process of implementation of radiation safety. Attention is paid to the fundamental principles of radiation safety the highest level of safe operation of radiation hazardous objects and the role of human factors in ensuring radiation technological safety.

A. Korolev, O. Ischenko

Potential of spent nuclear fuel

The model container for spent nuclear fuel with pipeline system is presented. Based on the analysis of simulation results demonstrated the theoretical possibility of practical implementation of this system and heat amount that can be obtained using spent nuclear fuel.

УДК/UDC 621.039.7

Ю. А. Ольховик

О защитных свойствах зоны аэрации площадки комплекса “Вектор”

Рассмотрено геологическое строение зоны аэрации в районе площадки комплекса “Вектор”, предназначенного для размещения поверхностных хранилищ для захоронения радиоактивных отходов. Показано, что зона аэрации состоит в основном из песчаных грунтов, для которых характерно большое содержание мелкодисперсных фракций с наличием глинистых минералов. Выполнен анализ экспериментально определенных сорбционных свойств песчаных грунтов и рассчитаны величины коэффициентов распределения радионуклидов стронция, цезия и плутония для толщи зоны аэрации в целом. Проведена оценка времени прохождения водорастворимыми нуклидами зоны аэрации. Отмечено, что песчаные грунты ненасыщенной зоны аэрации в районе площадки комплекса “Вектор” являются достаточно эффективным природным барьером на пути проникновения радионуклидов из поверхностных хранилищ в подземные воды.

Yu. Olkhovik

On protective properties of aeration zone for Vector facility site

The article gives the description of the geologic structure of aeration zone in “Vector” facility’s site area intended for near surface radwaste disposal. It is demonstrated that aeration zone of is mainly composed of sandy soils characterized by high content of fine powder fractions with clay minerals. There was analysis of sandy soil sorption properties, which were found experimentally, performed, and the values of distribution factors of Sr, Cs, Pu radionuclides were calculated for the strata of the zone of aeration in the whole. Estimated time of water dissolved nuclides transit through the zone of aeration is given. It is noted that sandy soils of unsaturated zone in “Vector” site area serve as a quite efficient natural barrier preventing radionuclides transit from the near surface repositories to the ground water.

ПРАВИЛА ДЛЯ АВТОРІВ

1. Рукопис статті українською, російською або англійською мовами подається до журналу у вигляді твердої копії з підписами всіх авторів на останній сторінці, а також електронної версії (на електронному носії або електронною поштою).
2. Послідовність оформлення: ініціали та прізвища авторів; назва статті; назви організацій, де виконувалась робота; анотація, ключові слова; текст статті, літературні посилання. Стаття має містити УДК. Крім того, на окремій сторінці надається така інформація: ініціали та прізвища авторів, назва статті, назви організацій, анотація та ключові слова англійською, українською та російською мовами; телефони та адреси електронної пошти авторів.
Додатково до тексту статті (окремо від тексту — окремим файлом) подаються ілюстративні та графічні матеріали.
3. Загальний обсяг статті разом з графічними матеріалами не повинен перевищувати 18 сторінок формату А4. На одній сторінці може бути не більше 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 TimesNewRoman у редакторі Microsoft Word. Графічний матеріал (у режимі “чорно-білий” або “відтінки сірого”) подається у форматі EPS, TIFF або JPG-файлів з густиною точок на дюйм 300—600 dpi. Ілюстративні матеріали, що були створені за допомогою панелі WordArt редактора Microsoft Word, подаються окремо у форматі DOC-файлів.
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. Скорочення слів, словосполучень, назв, термінів, за винятком загальноприйнятих, можливе тільки у разі їх розтлумачення при першому згадуванні в тексті.
8. Зміст наукових статей будується за загальноприйнятою структурою:
вступ — проблема, ціль, постановка задачі, її актуальність, аналітичний огляд останніх досліджень й публікацій з даної проблеми, опис головної ідеї даної публікації;
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;
висновки — основні підсумки, рекомендації, значення для теорії й практики, перспективи подальших досліджень;
список використаної літератури — перелік літературних джерел, на які є посилання в тексті статті: вказати авторів та назву твору, місце публікації (для книжки — місто та видавництво, для статті — назву збірника чи журналу, його номер та / або випуск), рік публікації, загальну кількість сторінок для книжки або сторінки, на яких надруковано статтю.
9. Виплата авторського гонорару не передбачається.
10. Матеріали, що надійшли до редакції, авторам не повертаються.

ДЛЯ НОТАТОК

ДЛЯ НОТАТОК