

ЗМІСТ

<i>Н. П. Валігун, І. І. Воробей, Н. А. Кравченко, В. В. Артюшенко.</i> Результати науково-технічної діяльності ДНТЦ ЯРБ за 2009 рік	3
<i>О. І. Лігоцький, Г. Г. Мелешко, Е. О. Завізіон.</i> Результати оцінки рівня безпеки енергоблока № 1 Рівненської АЕС	9
<i>В. И. Скалоубов, Ю. Л. Коврижкин, В. Н. Колыханов, Г. Г. Габляя.</i> Основные положения методического обеспечения моделирования тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР	13
<i>Вахид Хасани Могаддам, И. В. Казачков.</i> О распространении струй расплава в бассейне испаряющегося охладителя	19
<i>В. И. Скалоубов, Ю. А. Комаров, В. В. Богодист, Ю. Ю. Воробьев, И. М. Фольтов.</i> Анализ эффективности регулирования системы аварийного охлаждения активной зоны насосами высокого давления на АЭС с ВВЭР-1000/В320	27
<i>А. Н. Вед', А. И. Мехед, К. М. Ефимова, В. О. Йокст.</i> Исследования влияния энергосистемы на стабильность и безопасность эксплуатации АЭС	32
<i>В. I. Богорад, Т. В. Литвинська, А. В. Носовський, О. Ю. Слепченко.</i> Щодо уdosконалення нормативної бази із забезпечення безпеки діяльності з використання лінійних прискорювачів	37
<i>А. С. Балашевский, А. В. Герлига, И. И. Свириденко.</i> Предотвращение орошения охлаждающим раствором гермообъема реакторного отделения при срабатывании спринклерной системы	42
<i>П. А. Пономаренко, В. А. Тяпкина.</i> Теоретические основы экспериментального определения динамического спектра быстрых нейтронов	50
<i>А. С. Нефедов, В. А. Тонких.</i> Установка для извлечения твердых радиоактивных отходов из хранилищ РАО на АЭС	53
<i>А. В. Корницький, О. В. Костенко, Є. І. Петропавловський, В. І. Кравцов, І. Я. Кузьмяк, В. М. Кушка.</i> Методичні рекомендації з оцінки ефективності систем фізичного захисту ядерних установок	57
<i>А. В. Носовський.</i> Ядерна енергетика в контексті сталого розвитку	62

CONTENTS

<i>N. Valigun, I. Vorobey, N. Kravchenko, V. Artyushenko.</i> Results of SSTC NRS Scientific and Technical Activities for 2009	3
<i>O. Ligotskyy, G. Melegko, E. Zavizion.</i> Results of Safety Assessment for Rivne NPP Unit 1	9
<i>V. Skalozubov, Y. Kovrzhkin, V. Kolykhanov, G. Gablava.</i> Basic Provisions of Methodical Support in Modeling Severe Accidents at WWER NPPs	13
<i>Vahid Hasani Moghaddam, I. Kazachkov.</i> On Spreading of Melt Jets in the Pool of Volatile Coolant	19
<i>V. Skalozubov, Yu. Komarov, V. Bogodist, Yu. Vorobiev, I. Foltov.</i> Effectiveness Analysis of the Installation of Stop-Check Valve for High-Pressure Safety Injection System at WWER-1000/V-320 NPP	27
<i>A. Ved', A. Mekhed, K. Efimova V. Iokst.</i> Effect of the Power System on NPP Operational Stability and Safety	32
<i>V. Bogorad, T. Litvinska, A. Nosovskyi, A. Slepchenko.</i> Improvement of Regulatory Framework on Safety Assurance in Use of Linear Accelerators	37
<i>A. Balashevskiy, A. Gerliga, I. Sviridenko.</i> Preventing the Sprinkling of the Reactor Containment by the Cooling Solution in Actuation of the Spray System	42
<i>P. Ponomarenko, V. Tyapkina.</i> Theoretical Basis for Experimental Determination of Fast Neutron Dynamic Spectrum	50
<i>A. Nefedov, V. Tonkikh.</i> Facility for Retrieval of Solid Radioactive Waste from NPP Storage Facilities	53
<i>A. Kornitskyy, O. Kostenko, E. Petropavlovskyy, V. Kravtsov, I. Kuzmyak, V. Kushka.</i> Efficiency Estimation of Physical Protection Systems of Ukrainian Nuclear Facilities	57
<i>A. Nosovsky.</i> Nuclear Energy in the Context of Sustainable Development	62

УДК 621.039

**Н. П. Валігун, І. І. Воробей,
Н. А. Кравченко, В. В. Артюшенко**

**Державний науково-технічний центр
з ядерної та радіаційної безпеки**

Результати науково- технічної діяльності ДНТЦ ЯРБ за 2009 рік

Представлено результати діяльності Державного підприємства «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» у 2009 р. з розвитку системи нормативного регулювання, виконання експертиз ядерної та радіаційної безпеки, науково-технічної підтримки наглядової функції, аналітичних досліджень з обґрунтування регулюючих рішень тощо.

Ключові слова: Держатомрегулювання України, АЕС, ДНТЦ ЯРБ, експертизи ядерної та радіаційної безпеки.

Н. П. Валигун, І. І. Воробей, Н. А. Кравченко, В. В. Артюшенко

Результаты научно-технической деятельности ГНТЦ ЯРБ в 2009 году

Представлены результаты деятельности Государственного предприятия «Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» по развитию системы нормативного регулирования, выполнению экспертиз ядерной и радиационной безопасности, научно-технической поддержке наблюдательной функции, аналитическим исследованиям по обоснованию регулирующих решений и др.

Ключевые слова: Госатомрегулюование Украины, АЭС, ГНТЦ ЯРБ, экспертизы ядерной и радиационной безопасности.

© Н. П. Валігун, І. І. Воробей, Н. А. Кравченко, В. В. Артюшенко,
2010

Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки» (ДНТЦ ЯРБ) створено в лютому 1992 р. з метою всеобщої науково-технічної підтримки державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки (ЯРБ), спрямованої на захист населення та довкілля від радіаційного впливу техногенного походження [1, п. 3].

Протягом своєї діяльності ДНТЦ ЯРБ накопичив необхідний науковий потенціал, який дає змогу вирішувати комплекс питань з науково-технічної підтримки нормотворчої, дозвільної та наглядової функцій Державного комітету ядерного регулювання України (Держатомрегулювання) [2].

Основними видами робіт ДНТЦ є:

розробка проектів норм, правил і стандартів у сфері ЯРБ;

наукове й аналітичне супроводження процесів регулюючої діяльності, пов'язаної з використанням ядерної енергії та радіаційних технологій;

експертна підтримка ї оцінка поточного стану ЯРБ ядерних установок і радіаційних технологій, оцінка ризику від їх застосування.

Науково-аналітичні дослідження та експертні роботи, що проводилися в 2009 р., були націлені на вирішення завдань регулювання ЯРБ за такими напрямами:

теплогіdraulічні процеси;
імовірнісний аналіз безпеки;
нейтронно-фізичні розрахунки;
поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП)
і радіоактивними відходами (РАВ);
безпека інформаційних та керуючих систем АЕС;
міцність і конструкційна надійність;
надійність систем контролю й управління;
радіаційний захист;
фізичний захист.

Для підвищення ефективності й подальшого зростання науково-технічного потенціалу спільним наказом від 25.11.2008 р. № 618/192 ДНТЦ ЯРБ надано статусу подвійного підпорядкування — Держатомрегулюванню і Національній академії наук України. У 2009 р. відбулося засідання Відділення ядерної фізики і енергетики НАН України, на якому розглянуто й схвалено стратегічні плани подальшого розвитку напрямів діяльності ДНТЦ ЯРБ [2].

З метою розширення спектра науково-технічної та інформаційно-аналітичної діяльності протягом року ДНТЦ ЯРБ укладено низку договорів про співпрацю з вітчизняними організаціями та науковими установами.

ДНТЦ ЯРБ розвиває співпрацю також із зарубіжними організаціями в рамках міжнародних та двосторонніх проектів науково-технічної підтримки Держатомрегулювання щодо розбудови нормативно-правової бази, виконання науково-дослідних робіт та експертної оцінки ядерної та радіаційної безпеки, а саме:

міжнародних проектів програмами INSC, які реалізуються Європейською Комісією;

проектів Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ);

проекту SIP Європейського банку реконструкції та розвитку щодо регулюючої підтримки діяльності на об'єкті «Укриття»;

проектів двосторонньої співпраці з Комісією ядерного регулювання (КЯР) США, IRSN Франції та GRS Німеччини.

Для розширення міжнародних зв'язків у 2009 р. вживалися заходи щодо входження ДНТЦ ЯРБ до об'єднання

європейських організацій науково-технічної підтримки регулюючих органів ETSN.

У листопаді 2009 р. на засіданні колегії Держатомрегулювання, де розглядалися питання забезпечення всебічного розвитку й уdosконалення системи науково-технічної підтримки регулюючої діяльності, затверджено основні стратегічні цілі й завдання з розвитку діяльності ДНТЦ ЯРБ на 2010–2012 рр. [3].

За оцінками Національного бізнес-рейтингу ДНТЦ ЯРБ за основним видом діяльності «Дослідження і розробки в галузі технічних наук» серед підприємств державної форми власності посіло третє місце сумарного балу в Україні та нагороджено почесним званням і медаллю «Державне підприємство року».

Кадрова політика ДНТЦ ЯРБ спрямована на омоложення персоналу. Щорічно у відділах ДНТЦ ЯРБ проходять виробничу та передипломну практику студенти фахових спеціальностей провідних вищих навчальних закладів України. Значна частина цієї молоді згодом стає працівниками ДНТЦ ЯРБ. Зокрема, протягом 2009 р. на роботу в ДНТЦ ЯРБ зараховано 14 молодих спеціалістів, переважна більшість з яких є студентами або випускниками Національного технічного університету України «Київський політехнічний інститут».

Результати наукових досліджень (розробок) працівників ДНТЦ ЯРБ поширюються публікацією підсумків наукових досліджень у спеціалізованому журналі «Ядерна та радіаційна безпека» й інших періодичних виданнях, випуском монографій, а також завдяки участі в роботі наукових і громадських організацій, спеціалізованих вчених та науково-технічних рад організацій ядерної галузі, співпраці з національними та міжнародними науковими організаціями та товариствами.

Метою статті є оприлюднення результатів науково-технічної діяльності ДНТЦ ЯРБ за 2009 р., представлених у рамках щорічного звіту за основними напрямами діяльності.

Науково-технічна діяльність ДНТЦ ЯРБ здійснюється за завданням Держатомрегулювання України та спрямована на розробку проектів норм, правил та стандартів з ЯРБ, наукове, аналітичне та експертне супроводження процесів регулювання діяльності з використання ядерної енергії та радіаційних технологій, оцінку поточного стану ЯРБ ядерних установок та радіаційних технологій, оцінку ризику від їх впровадження.

Для колегіального вирішення питань на постійній основі працюють експертна та науково-технічна ради ДНТЦ ЯРБ, метою роботи яких є зростання ефективності діяльності підприємства щодо розвитку перспективних напрямків досліджень, координації роботи наукових підрозділів, підвищення якості науково-технічної продукції. Впродовж 2009 р. відбулось 9 засідань науково-технічної ради ДНТЦ ЯРБ (два — розширеного складу), на яких розглянуто 19 питань науково-технічної діяльності та 6 питань — з організації управління діяльністю.

Фахівці ДНТЦ ЯРБ є членами дорадчо-консультаційних органів Держатомрегулювання і Міністерства енергетики, Технічного комітету ТК-45 Міжнародної електротехнічної комісії (МЕК) «Ядерне приладобудування», Міжвідомчої експертної ради з оцінки застосовності розрахункових кодів для обґрунтування безпеки ЯЕУ, а також Українського ядерного товариства.

Наукові розробки впродовж звітного періоду були орієнтовані на:

розвиток системи нормативного регулювання ЯРБ (розроблення та перегляд нормативно-правових актів, що регламентують вимоги та критерії безпеки, порядок і процедури певного виду діяльності щодо регулювання та забезпечення безпеки, вимоги до побудови, змісту та оформлення певного виду документації);

обґрунтування регулюючих рішень у дозвільній діяльності щодо забезпечення прийнятного рівня безпеки, реалізації програм з її підвищення, впровадження заходів із запобіганням аварійним процесам та управління ними, а також мінімізації їх наслідків;

підвищення ефективності наглядової функції регулювання (створення програм, методик, інспектійних процедур, проведення спільних обстежень з метою вивчення потреб інспекторату, адаптації до цих потреб передових методологій та наукових знань, надання консультивативної допомоги в процесі їх впровадження);

виконання науково-дослідних та аналітичних розробок з впровадження передових методологій в практику регулювання і забезпечення безпеки, визначення критеріальних основ безпеки, вивчення, ідентифікацію та вирішення її питань, засвоєння передових методів оцінки безпеки, а також опанування і розвиток розрахункового, інформаційно-аналітичного й довідкового забезпечення.

Всі напрями науково-технічної діяльності ДНТЦ ЯРБ супроводжуються вивченням й аналізом передового міжнародного досвіду регулювання та забезпечення безпеки у сфері використання ядерної енергії. Результати цих досліджень спрямовані на розвиток і гармонізацію з визнаними найкращими зразками світового досвіду національної системи нормативно-правових актів (НПА) з ЯРБ.

Упродовж 2009 р. в ДНТЦ ЯРБ виконувалося 516 наукових розробок [4], з яких 24 — в розвиток системи нормативного регулювання, 436 державних експертіз ЯРБ та 25 експертних оцінок — в підтримку дозвільного регулювання, 24 науково-дослідні та 7 аналітичних робіт.

Розвиток системи нормативного регулювання

Із розроблюваних упродовж року ДНТЦ ЯРБ 24 нормативних документів (з них 10 категорії «Норми й Правила») до Держатомрегулювання передано остаточні редакції п'яти документів, а саме:

1. Вимоги до програми радіаційного захисту при перевезенні радіоактивних матеріалів. Документ призначений для ліцензіатів, які проваджують діяльність з перевезення радіоактивних матеріалів, та регулюючого органу. Встановлює повний та достатній перелік вимог до структури та змісту програми радіаційного захисту при перевезенні радіоактивних матеріалів, дотримання яких надасть можливість ліцензіату розробити якомога повний перелік заходів для забезпечення належного рівня радіаційної безпеки.

2. Вимоги та умови безпеки (ліцензійні умови) провадження діяльності з використання джерел іонізуючого випромінювання в гамма-дефектоскопії. НПА призначений для суб'єктів діяльності в сфері використання ДІВ у гамма-дефектоскопії, органів державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки, що здійснюють державний нагляд і ліцензування, та інших центральних органів виконавчої влади, що виконують окремі функції державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки.

3. Вимоги до аналізу та верифікації безпеки ядерних установок. Документ визначає вимоги до оцінки, аналізу

та верифікації безпеки енергоблоків АЕС з урахуванням сучасних стандартів МАГАТЕ та ЄС, референтних рівнів WENRA, міжнародного та вітчизняного досвіду.

4. Вимоги з ядерної та радіаційної безпеки до цифрових інформаційних і керуючих систем, важливих для безпеки атомних станцій. Мета розроблення НПА — перегляд чинного нормативного документа на підставі аналізу й узагальнення досвіду його застосування та урахування рекомендацій МАГАТЕ. Призначений для регулюючого органу, експертних організацій, ДП НАЕК «Енергоатом» і його відокремлених підрозділів, інших організацій та підприємств України, що беруть участь у модернізації та/або створенні нових систем на енергоблоках АЕС України.

5. Довідковий матеріал до Правил ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів. Призначений для надання ліцензіям та ліцензіарам керівництва щодо перевірених та прийнятних шляхів виконання й демонстрації виконання правил ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів.

З метою подальшого удосконалення системи нормативно-правового забезпечення розглянуто перелік чинних нормативно-правових документів в сфері ядерної та радіаційної безпеки України, охоплюючи і такі, що введені в дію регулюючими органами в сфері ядерної безпеки колишнього СРСР, стосовно можливості їх подальшого використання.

У розвиток системи нормативно-правового регулювання з ЯРБ, фахівці ДНТЦ ЯРБ підготували 21 відзив на проекти нормативних актів, які розроблялись Держатомрегулюванням, та відзив на 10 проектів стандартів МАГАТЕ.

У 2009 р. розпочато роботи з розрахункового забезпечення введення до нормативних документів можливості урахування вигоряння (burnup credit) при обґрунтуванні ядерної безпеки систем зберігання та транспортування відпрацьованого палива реакторів ВВЕР-440 та ВВЕР-1000. Роботи будуть продовжені у 2010 р.

Результати експертної діяльності

Експертна діяльність ДНТЦ ЯРБ у звітний період відповідала пріоритетним завданням Держатомрегулювання, визначенним його Стратегічним планом на 2008–2012 рр., і зосереджувалася, зокрема, на виконанні технічних оцінок документів щодо:

реалізації «Концепції підвищення безпеки діючих енергоблоків АЕС»;

підвищення безпеки та модернізації діючих енергоблоків АЕС;

продовження експлуатації енергоблоків АЕС та дослідницького ядерного реактора;

впровадження нових типів палива;

кваліфікації обладнання, важливого для безпеки АЕС;

забезпечення рівня безпеки об'єктів, призначених для поводження з РАВ та відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП);

фізичного захисту ядерних установок, ядерних матеріалів, РАВ та ДІВ;

радіаційного захисту при використанні ДІВ у медицині, науці та в промисловості.

Протягом останніх трьох років спостерігалася стійка позитивна тенденція росту кількості експертіз, виконаних ДНТЦ ЯРБ (рис. 1).

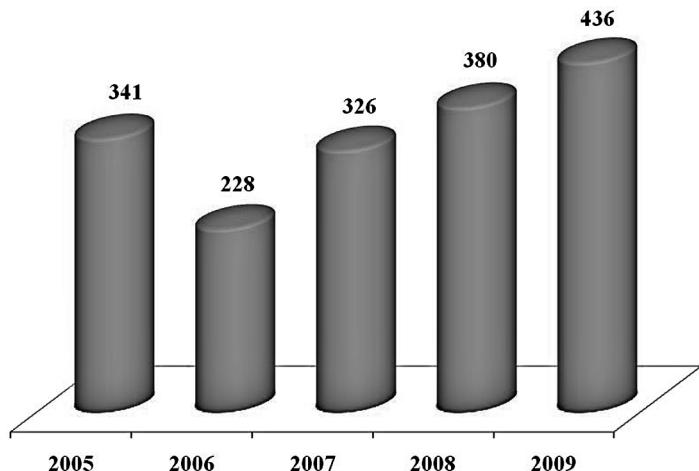


Рис. 1. Дані про кількість виконаних державних експертіз ЯРБ впродовж 2005–2009 рр.

Експертизи за міжнародними проектами виконуються в рамках спільної роботи експертів ДНТЦ ЯРБ з міжнародними експертами, що сприяє ефективному поєднанню міжнародного та вітчизняного досвіду в сфері ЯРБ. Протягом 2009 р. в рамках міжнародних проектів ДНТЦ ЯРБ виконувалися експертизи документів стосовно:

підвищення безпеки енергоблоків № 2 Хмельницької та № 4 Рівненської АЕС;

перевірки розроблених звітів з аналізу безпеки (ЗАБ) діючих енергоблоків АЕС України, що адаптуються до пілотних проектів;

ліцензування складних першочергових заходів з підвищення безпеки українських АЕС (Рівненської, Хмельницької, Запорізької та Южно-Української), реалізацію яких заплановано в рамках Концепції підвищення безпеки;

визначення регулюючих вимог до ЗАБ енергоблоків АЕС України на основі рекомендацій МАГАТЕ, кращого міжнародного досвіду та досвіду проведення експертиз матеріалів ЗАБ;

зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС;

створення комплексів з переробки радіоактивних відходів;

виконання плану здійснення заходів на об'єкти «Укриття».

Динаміку виконання державних експертиз у 2007–2009 рр. відповідно до джерел їх фінансування подано в табл. 1.

Таблиця 1. Дані про кількість виконаних державних експертіз ЯРБ впродовж 2007–2009 рр. відповідно до джерел їх фінансування

Рік	Госпразураункові договори	Міжнародні контракти	Роботи без зовнішніх джерел фінансування
2007	305	21	0
2008	361	18	1
2009	358	34	44

Основними за обсягом і кількістю були експертизи впровадження заходів, передбачених «Концепцією підвищення безпеки діючих енергоблоків атомних електростанцій», схваленою розпорядженням Кабінету Міністрів України від 13 грудня 2005 р. № 515-р, яка встановлює основні напрями підвищення безпеки енергоблоків АЕС та особливості їх реалізації. У звітному періоді виконано експертизи звітів та технічних рішень щодо внесення змін,

модернізацій, модифікацій або заходів з підвищення безпеки енергоблоків АЕС України. Деякі експертизи документів цього напряму проводилися експертами ДНТЦ ЯРБ вперше та за відсутності єдиних підходів до їх виконання, що потребувало коректного всебічного розгляду матеріалів з обґрунтуванням безпеки заходів, незалежних розрахунків та спеціальних досліджень.

Продовжувалося проведення експертиз документів, розроблених в рамках реалізації першочергових заходів модернізації енергоблоків № 2 Хмельницької та № 4 Рівненської АЕС, і документів, розроблених в рамках реалізації Зведеній програми підвищення безпеки енергоблоків АЕС України.

З питань продовження терміну експлуатації енергоблоків АЕС у 2009 р. ДНТЦ ЯРБ виконував експертизи:

документів з проведення оцінки технічного стану елементів енергоблоків №№ 1, 2 Рівненської АЕС та № 1 Южно-Української АЕС;

документів Рівненської АЕС, Хмельницької, Запорізької та Южно-Української з кваліфікації обладнання систем, важливих для безпеки;

документів з переоцінки безпеки енергоблоука № 1 Рівненської АЕС та дослідницького ядерного реактора ВВР-М Інституту ядерних досліджень НАН України.

Відповідно до «Программи работ по обоснованию и внедрению топлива второго поколения ВВЭР-440 на энергоблоках 1 и 2 Ривненской АЭС», у 2009 р. ДНТЦ ЯРБ виконувались експертизи документів щодо впровадження палива російського виробництва на енергоблоці № 2 Рівненської АЕС. В рамках реалізації другого етапу українсько-американського договору щодо впровадження проекту кваліфікації ядерного палива для атомних електростанцій України на енергоблоці № 3 ЮУ АЕС проведено експертизу матеріалів з обґрунтуванням безпеки використання перевантажувальної партії тепловидільних збірок (ТВЗ) виробництва компанії «Вестингауз» та організації їх дослідно-промислової експлуатації на енергоблоці № 3 Южно-Української АЕС.

З метою реалізації завдань, передбачених Законом України «Про Загальнодержавну цільову екологічну програму поводження з радіоактивними відходами» і «Загальнодержавною програмою зняття з експлуатації Чорнобильської АЕС та перетворення об'єкта «Укриття» на екологічно bezpechnu систему», виконано експертизи документів із забезпечення рівня безпеки об'єктів, призначених для поводження з РАВ та ВЯП, зокрема існуючого сховища відпрацьованого ядерного палива на Чорнобильській АЕС (СВЯП-1), та із створення на Чорнобильській АЕС і на майданчику «Вектор» установок з переробки РАВ.

Значна кількість експертиз з цього напряму стосується документів проекту нового безпечного конфайнменту (НБК), який планується побудувати над існуючим об'єктом «Укриття».

Новою для ДНТЦ ЯРБ є тематика фізичного захисту ядерних установок, об'єктів поводження з радіоактивними відходами і ядерними матеріалами. У 2009 р. виконано експертизу матеріалів робочого проекту «Модернізація системи фізичного захисту науково-дослідної виробничої бази Липецька Національного наукового центру «Інститут метрології». Результати роботи використовуватимуться для експертиз подібних обґрунтовуючих матеріалів для інших об'єктів.

ДНТЦ ЯРБ на підтримку ліцензійної діяльності Держатомрегулювання виконано експертизи документів, пов'язаних з використанням ДІВ у медичних цілях, а саме:

проектної документації з будівництва та реконструкції об'єктів охорони здоров'я України, в приміщеннях яких плануються до використання або використовуються ДІВ;

технічної документації щодо обслуговування джерел іонізуючого випромінювання.

Проведено експертизу документів з безпеки використання ДІВ у сфері наукових досліджень, а саме проектної документації з реконструкції (технічного переобладнання для збільшення енергії прискорених електронів) лінійного прискорювача електронів ЛУЕ-40.

Стосовно поводження з джерелами іонізуючого випромінювання в уранодобувній промисловості, ДНТЦ ЯРБ виконувалися експертизи проектної документації ДП «СхідГЗК», програми та методики комплексного обстеження закритих радіонуклідних джерел альфа-, бета- та гамма-випромінювання для продовження призначених строків експлуатації тощо.

Науково-технічна підтримка наглядової функції

Мету розвитку цього напрямку діяльності ДНТЦ ЯРБ вбачає в реалізації визначеного Держатомрегулюванням пріоритету підвищення ефективності інспекційної діяльності та її результативності шляхом переходу від перевірок відповідності вимогам норм і правил та їх дотримання до оцінок поточного стану безпеки на об'єктах.

У 2009 р. в підтримку наглядової функції державного регулювання виконувалось 14 робіт з урахуванням нового для ДНТЦ ЯРБ напряму діяльності — фізичного захисту ядерних установок. Створено нормативний акт «Розробка методичних рекомендацій щодо виконання інспекційних перевірок систем фізичного захисту ядерних установок України», який визначатиме основні аспекти проведення перевірки систем фізичного захисту та надаватиме практичні рекомендації щодо обсягу, підходів та методики проведення інспекції і документального відображення результатів перевірок.

З метою вдосконалення нормативної бази Держатомрегулювання України зі здійснення інспекційної діяльності на різних стадіях життєвого циклу АЕС виконано роботу «Узагальнення досвіду України, РФ та країн ЄС i розроблення пакету документів типових інспекційних програм для АЕС на різних стадіях життєвого циклу».

Для методичного забезпечення державного нагляду за безпекою реалізації ПЗЗ, в попередні роки ДНТЦ ЯРБ розроблено пакет інспекційних процедур проведення інспекційних перевірок різних сфер діяльності щодо реалізації Плану здійснення заходів на об'єкті «Укриття»; на базі такого пакету регулярно готовяться аналітичні матеріали для проведення інспекційних перевірок стану та безпеки виконання робіт на об'єкти «Укриття». Експерти ДНТЦ ЯРБ беруть безпосередню участь у цих інспекційних перевірках як консультанти.

Проведено семінар з основ процесу ліцензування для персоналу ДСП ЧАЕС та ГУП ПЗЗ, задіяного в розробці, розгляді документації та супровоженні проєкту НБК та інших проєктів (задач) ПЗЗ.

Фахівці ДНТЦ ЯРБ брали участь у перевірці Київської міської онкологікарні щодо дотримання норм та правил безпеки поводження з ДІВ при використанні лінійного прискорювача. Досліджено радіаційні параметри, які характеризують захисні бар'єри — біологічний захист лінійного прискорювача ONCOR Impression Plus з енергією

до 22 МeВ та гамма-терапевтичної установки з джерелом Со-60. Крім цього, проведено інспекційне обстеження та перевірку повноти достовірності відомостей, наданих експлуатуючою організацією по закінченні ППР 2008-2009 енергоблока № 1 Рівненської АЕС, з метою визначення його пуску.

Науково-дослідні та аналітичні роботи

Впродовж 2009 р. ДНТЦ ЯРБ виконувалися 24 науково-дослідних та 7 аналітичних розробок. Проведено 40 аналітичних досліджень з обґрунтування регулюючих рішень щодо узгодження концептуальних рішень, планів ліцензування енергоблоків АЕС України та державних програм.

За напрямом «*Опанування і впровадження сучасних методів та методик оцінки безпеки*» виконувалися такі роботи:

1. *Оперативний та технологічний аналіз порушень в роботі АЕС України.* У межах НДР проводився оперативний аналіз порушень, що сталися протягом 2008 р., розроблялись оперативні повідомлення щодо правильності визначення їх причин та адекватності призначених коригувальних заходів.

2. *Розробка технічного керівництва щодо використання імовірнісних методів для оцінки експлуатаційних подій.* Метою роботи є вироблення методичних підходів та рекомендацій до використання імовірнісних методів для визначення та ранжування експлуатаційних подій, протягом яких виникала велика потенційна небезпека недостатнього відвodu тепла від активної зони та її пошкодження.

3. *Проведення аналізу порушень у роботі АЕС, пов'язаних з відмовами АСУТП.* Виконано аналіз матеріалів ДП НАЕК «Енергоатом» щодо порушень у роботі АЕС України, які сталися протягом 2005–2008 рр. через відмови обладнання автоматичної системи управління технологічними процесами (АСУТП). Надано висновки та рекомендації, використані Держатомрегулюванням для контролювання розробки та впровадження коригувальних заходів щодо підвищення надійності обладнання АСУТП.

4. *Розробка та впровадження методів перепризначення допустимих циклів навантаження на теплотехнічне обладнання АЕС з ВВЕР.* Підготовлено документ «Методика переназначення допустимого количества циклов нагружения и оценки технического состояния по прочности тепломеханического оборудования при циклических нагрузках», який встановлює вимоги до виконання робіт щодо перепризначення допустимого числа циклів навантаження обладнання та трубопроводів АЕС.

5. *Інтегральний аналіз ефективності реалізації проектів на об'єкти «Укриття» ДСП ЧАЕС (ОУ) у контексті перетворення цього об'єкта на екологічно безпечну систему (ЕБС).* Розроблено методологію інтегрального аналізу, яка базується на підходах і принципах, встановлених у нормативно-правових актах щодо безпеки ОУ.

6. *Аналіз систем показників безпеки, які використовуються в діяльності регулюючих органів країн світу, та пропозицій щодо розвитку системи показників Держатомрегулювання.* В роботі представлено короткий опис систем показників безпеки, що використовуються у провідних країнах – США, Фінляндії, Іспанії. Додатково розглянуто результати пілотного проекту OECD/NEA «Прямі показники оцінки ефективності ядерного регулювання», визначені напрямами розроблення інтегральної системи показників безпеки та

системи показників ефективності Держатомрегулювання. Підготовлено план-графік розробки та впровадження інтегральної системи нагляду за безпекою АЕС України.

7. *Проведення ІАБ-2 для енергоблока № 1 ЮУАЕС та адаптація ІАБ-2 для енергоблока № 2 ЮУАЕС.* Мета – розробка відповідного розділу ЗАБ, потрібного для обґрунтування безпеки експлуатації енергоблоків №№ 1 і 2 Южно-Української АЕС в період дії ліцензії на експлуатацію, а також у понадпроектний термін. Результатом роботи має стати технічне керівництво з виконанням ІАБ 2-го рівня для енергоблока № 1 ЮУ АЕС та адаптація результатів ІАБ-2 для енергоблока № 2 ЮУ АЕС.

У 2009 р. ДНТЦ ЯРБ розпочато роботи за такими темами:

1. *Розробка імовірнісної моделі імовірнісного аналізу безпеки АЕС із ВВЕР-1000/320 1-го рівня стосовно внутрішніх ініціаторів.* Результатом роботи стане призначена для Держатомрегулюванням незалежна розрахункова модель робіт, пов'язаних з імовірнісним аналізом безпеки 1-го рівня.

2. *Розробка багатоцільової теплогідрравлічної чотирипетлевої моделі ЯПВУ АЕС із ВВЕР-1000/320.* Модель ядерної паровиробної установки атомної електричної станції з реактором ВВЕР-1000/В-320 призначена для використання в повсякденній експертній діяльності.

Протягом року фахівцями ДНТЦ ЯРБ проводилися роботи з тестування модуля TRITON, мета яких – розрахунок ізотопного складу відпрацьованого палива реакторів РБМК. НДР виконувалася в рамках контракту між ДНТЦ ЯРБ (Україна) та БНЛ (США) «Впровадження принципу “BURNUP CREDIT” в оцінках ядерної безпеки систем поводження з відпрацьованим паливом». Складено звіт «Валідація модуля TRITON пакету програм SCALE-5 для розрахунку ізотопного складу вигорілого палива реакторів РБМК».

З розроблення *критеріальних основ безпеки* в 2009 р. виконано, зокрема, такі наукові роботи:

1. *Проведення порівняльного аналізу з сучасними стандартами МАГАТЕ та ЄС, аналіз застосування та підготовка технічного завдання та плану розробки національних регулюючих документів стосовно дослідницьких ядерних реакторів.* Документом визначено положення вітчизняних регулюючих документів стосовно дослідницьких ядерних реакторів, які потребують перегляду з урахуванням міжнародного досвіду та сучасного рівня науки і техніки. Держатомрегулювання використовуватиме результати НДР у процесі розроблення національних регулюючих документів стосовно дослідницьких ядерних реакторів.

2. *Розробка критеріїв із забезпечення водневої вибухобезпеченості енергоблоків з ВВЕР-1000 при запроектних аваріях.* На основі аналізу міжнародного досвіду та результатів дослідження поведінки водню при проектних і запроектних аваріях на енергоблоках України запропоновано критерії, які можна використовувати для підготовки і оцінки необхідності й достатності заходів із забезпечення водневої безпеки, що розробляються ВП ЮУ АЕС.

3. *Проведення розрахунків нейтронно-фізичних констант ядерного палива виробництва компанії «Вестингауз», потрібних для обґрунтування безпеки його застосування на блоці № 3 ЮУ АЕС.* Новий тип палива впроваджується на ЮУ АЕС відповідно до Проекту кваліфікації ядерного палива для України. Підготовлено бібліотеку нейтронно-фізичних констант ТВЗ нового типу для програми DYN3D. Бібліотека вже використовується ДНТЦ ЯРБ при проведенні експертизи технічного рішення «Об опитно-про-

мышленной эксплуатации ТВС-W компании “Вестингауз” на энергоблоке № 3 ОП ЮУ АЭС».

4. *Аналіз відповідності «Протипожежних норм проектування атомних електростанцій з водо-водяними енергетичними реакторами» нормативно-правовим актам з пожежної безпеки.* Визначено перелік нормативно-правових актів з питань пожежної безпеки, дія яких поширюються на проектування АЕС з водо-водяними енергетичними реакторами. Сформульовано пропозиції щодо врахування чинних нормативно-правових актів з питань пожежної безпеки.

5. *Розробка вимог безпеки до діяльності з використанням лінійних прискорювачів.* НДР виконується з метою проведення аналізу вітчизняного та міжнародного досвіду щодо визначення вимог безпеки до діяльності із застосуванням лінійних прискорювачів, а також підвищення якості проведення терапевтичних процедур з використанням лінійних прискорювачів і підвищення рівня радіаційного захисту персоналу та пацієнтів. Результати роботи використовуватимуться при розробці нормативно-правового акта щодо вимог безпеки провадження діяльності з використанням лінійних прискорювачів.

6. *Аналіз нормативного забезпечення порядку організації та фінансування проведення спільних антитерористичних навчань і тренувань, здійснення перевірок систем фізичного захисту та планів взаємодії на випадок здійснення актів ядерного тероризму або диверсії на радіаційно-ядерних об'єктах.* Розробка пропозицій з удосконалення існуючої нормативно-правової бази та підготовки нових нормативних актів. Мета роботи — підвищення рівня нормативно-правового та організаційного забезпечення фізичного захисту, антитерористичної діяльності на радіаційно-ядерних об'єктах паливно-енергетичного комплексу, уразливих у диверсійно-терористичному відношенні. Розроблено пропозиції до вдосконалення нормативно-правової бази, а також використання міжнародного досвіду в зазначеній сфері.

Науково-інформаційна діяльність

З метою сприяння комплексному розвитку досліджень з ядерної та радіаційної безпеки починаючи з 1998 р. ДНТЦ ЯРБ щоквартально видає журнал «Ядерна та радіаційна безпека». У базі даних МАГАТЕ з наукових публікацій INIS (International Nuclear Information System) розміщаються анотації статей, опублікованих у журналі. Постановою ВАК України № 1-05/4 від 14.10.2009 р. журнал занесений до нового Переліку наукових фахових видань ВАК України. Електронні копії номерів передаються на зберігання до Національної бібліотеки України імені В. І. Вернадського та безоплатно розміщаються на сайті цього закладу. Інформація про основні завдання журналу, його постійні рубрики, зміст чергових випусків розміщується на сайті ДНТЦ ЯРБ.

Із 2004 р. випускається в світ серія «Безпека атомних станцій», яка охоплює книжкові видання, об'єднані загальною тематикою та цільовим призначенням. У серії вийшли друком 9 наукових і навчальних видань, авторами яких є співробітники ДНТЦ ЯРБ. У 2009 р. побачила світ монографія «Дезактивація», готується до друку монографія «Системи управління й захисту ядерних реакторів».

Результати наукових досліджень щорічно висвітлюються на конференціях, форумах, семінарах як національного, так і міжнародного рівня. У 2009 р., з метою подальшого розвитку співпраці, обговорення результатів спільної

діяльності, а також обміну досвідом, наукові співробітники ДНТЦ ЯРБ взяли участь у 57 заходах, що проводилися МАГАТЕ, науковими організаціями та організаціями технічної підтримки регуляторів США, Німеччини, Франції, Бельгії, Японії, Словаччини, Чеської Республіки, Італії, Угорщини, Болгарії, Російської Федерації та України.

У бібліотечному фонду ДНТЦ ЯРБ зібрана література з питань ядерної та атомної фізики, атомної енергетики, ядерної техніки та технології, математики, хімії, радіобіології, екології, обчислювальної техніки, організації та методології наукових досліджень, керування та організації виробництва, періодичні фахові видання.

Фонд нормативних документів складається з документів, виданих центральними органами виконавчої влади України, державними, міждержавними, міжнародними організаціями у сфері стандартизації, міністерствами та відомствами (ГОСТ, ДСТУ, ISO, норми, правила та стандарти з ЯРБ тощо). Фонд нормативних документів і фонд технічної бібліотеки об'єднано в єдиний довідково-інформаційний фонд ДНТЦ ЯРБ (ДІФ), який налічує близько 11 тис. документів.

Висновки

Впродовж 2009 р. ДНТЦ ЯРБ здійснював наукову, аналітичну, експертну підтримку визначених законодавством функцій та завдань органу державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки. Планування основної діяльності та реалізація передбачених заходів здійснювались відповідно до «Стратегії розвитку системи регулювання ядерної та радіаційної безпеки в Україні на 2008–2012 роки», «Плану заходів щодо реалізації Енергетичної стратегії України на період до 2030 року», планів діяльності Держатомрегулювання на 2009 р., а також рішень Колегії та доручень керівництва регулюючого органу.

У звітний період ДНТЦ ЯРБ докладав зусиль щодо підвищення наукового потенціалу та спроможності підприємства виконувати на високому професійному рівні покладені на нього завдання.

Діяльність ДНТЦ ЯРБ протягом наступних років буде спрямована на подальший розвиток експертних можливостей підприємства за рахунок оновлення парку розрахункових кодів та застосування сучасних експертних розрахункових моделей.

Список літератури

1. Постанова Кабінету Міністрів України № 52 від 03.02.1992р. «Про створення Державного комітету України з ядерної та радіаційної безпеки».
2. Неклюдов І. М., Громов Г. В., Валігун Н. П., Носовський А. В. Шодо вдосконалення системи науково-технічної підтримки Держатомрегулювання України // Ядерна та радіаційна безпека. — 2009. — Вип. 4. — С. 3–9.
3. Постанова Колегії Держатомрегулювання від 12.11.2009 р. «Про стратегію розвитку та реформування науково-технічної підтримки Держатомрегулювання».
4. Річний звіт про основну діяльність ДНТЦ ЯРБ у 2009 році.

Надійшла до редакції 22.03.2010.

О. І. Лігоцький, Г. Г. Мелешко,
Е. О. Завізіон

Державний науково-технічний центр
з ядерної та радіаційної безпеки

Результати оцінки рівня безпеки енергоблока № 1 Рівненської АЕС

Наведено результати оцінки рівня безпеки енергоблока № 1 РАЕС, які підтверджують прийнятний рівень його безпеки та мають використовуватися під час проведення переоцінки безпеки.

Ключові слова: РАЕС, енергоблок, оцінка, безпека, аналіз, ЗЗАБ.

А. І. Лігоцький, Г. Г. Мелешко, Е. А. Завізіон

Результаты оценки уровня безопасности энергоблока № 1 Ровенской АЭС

Представлены результаты оценки уровня безопасности энергоблока № 1 РАЭС, которые подтверждают приемлемый уровень его безопасности и должны быть использованы во время проведения переоценки безопасности

Ключевые слова: РАЭС, энергоблок, оценка, безопасность, анализ, СОАБ.

© О. І. Лігоцький, Г. Г. Мелешко, Е. О. Завізіон, 2010

Відповідно до Законів України «Про використання ядерної енергії і радіаційну безпеку» [1], «Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії» [2] та вимог нормативно-правових актів з ядерної та радіаційної безпеки експлуатуюча організація зобов'язана виконувати аналіз та обґрунтування безпеки енергоблоків АЕС, розробляти та реалізовувати проекти їх модернізації з метою підвищення безпеки. При цьому треба показати, що рівень безпеки ядерної установки відповідає міжнародно визнаним вимогам та оцінений з урахуванням усіх факторів, які впливають на безпеку.

Головним документом, в якому у концентрованому вигляді подається зведенна оцінка стану безпеки енергоблока АЕС, описується система технічних та організаційних заходів із забезпечення безпеки та наводяться відомості, що підтверджують прийнятний рівень безпеки, є *звіт з аналізу безпеки* (ЗАБ).

Основними цілями і завданнями ЗАБ є:

оцінка за допомогою сучасних методів аналізу відповідності енергоблока, що експлуатується, діючим нормативним документам з ядерної та радіаційної безпеки та оцінка впливу наявних відступів на функції безпеки;

оцінка фактичного впливу АЕС на персонал, населення та довкілля в порівнянні з проектними даними, критеріями безпеки, закладеними в нормативних документах, що діють в Україні;

визначення ефективних шляхів підвищення безпеки АЕС та розробка експлуатуючою організацією конкретних заходів з підвищення безпеки АЕС (енергоблока).

Ціллю даної оглядової статті є представлення результатів оцінки матеріалів зведеного звіту з аналізу безпеки енергоблока № 1 Рівненської АЕС (далі – ЗЗАБ).

Методологія оцінки безпеки

Згідно з вимогами [4], в ЗАБ енергоблока має бути представлений детерміністичний та імовірнісний аналіз безпеки.

Для підготовки матеріалів ЗЗАБ енергоблока № 1 РАЕС експлуатуючою організацією на підставі аналізів та відомостей обов'язкових додатків до ЗАБ виконано:

коригування, доповнення та перевидання Технічного обґрунтування безпеки (далі – ТОБ) з урахуванням усіх реалізованих модернізацій станом на 1999 р.; ТОБ підтримується в актуальному стані; в ЗЗАБ використані матеріали актуалізованого ТОБ енергоблока № 1 РАЕС;

розробку додаткових матеріалів з аналізу безпеки (далі – ДМАБ); у ЗЗАБ матеріали ДМАБ доповнені даними станом на 2005 р.;

аналіз проектних аварій з використанням розрахункових кодів RELAP5/MOD3.2, CONTAIN, MELCOR, DYN-3D, охоплюючи аналізи вихідних подій (ВП) при поводженні з паливом та радіаційними відходами (РАВ), вихідних подій під час розхолоджування та останову та аналіз радіологічних наслідків проектних аварій;

імовірнісний аналіз безпеки першого рівня для внутрішніх вихідних подій з використанням імовірнісного коду SAPPHIRE та теплогідрравлічного коду RELAP5/MOD3.2;

додаткові аналізи імовірнісного аналізу безпеки (далі – ІАБ): ІАБ першого рівня стосовно внутрішніх пожеж і затоплень, ІАБ другого рівня, аналіз наслідків порушень тепловідведення від басейну витримки і перевантаження палива, ІАБ першого рівня при роботі енергоблока на

зниженному рівні потужності та в стані останову, ІАБ зовнішніх екстремальних подій, оцінку й категоризацію заходів щодо підвищення безпеки за допомогою ймовірнісних методів;

аналіз запроектних аварій.

У процесі аналізу матеріалів ЗЗАБ енергоблоку № 1 РАЕС виконувалась оцінка за такими напрямами:

аналіз поданих документів на відповідність фундаментальним принципам та критеріям безпеки;

оцінка відповідності структури, змісту та обсягу інформації, наведеної в ЗЗАБ, вимогам чинних в Україні норм, правил і стандартів з ЯРБ та підходам, що прийняті в міжнародній практиці;

аналіз відсутності протиріч між положеннями ЗЗАБ та інформацією, наведеною в обов'язкових додатках до нього;

оцінка коректності визначення та обґрунтування заходів з підвищення безпеки на підставі інформації, яка міститься в ЗЗАБ;

аналіз повноти і достатності усунення зауважень, які наведені у попередньому звіті про виконання державної експертизи ядерної та радіаційної безпеки за матеріалами «Сводний Отчет по анализу безопасности. Блок № 1. Ривненская АЭС» [7].

Результати аналізу ЗЗАБ енергоблоку № 1 РАЕС за окремими напрямами безпеки

Опис майданчика АЕС. За період будування й експлуатації енергоблоку № 1 РАЕС характеристики та параметри метеорологічних процесів і явищ не зазнали змін, окрім характеристик смерчу.

Матеріали гідроекологічного моніторингу в пункті РАЕС достатньо інформативні, оскільки накопичено дані за період більше 20 років. На даний час Рівненською АЕС виконується комплексний об'єктний моніторинг геологічного середовища, сейсмічний моніторинг в зоні спостереження (в радіусі 30 км від РАЕС) і на проммайданчику. Аналіз представлених матеріалів показав, що додаткових досліджень майданчика не потребується внаслідок постійного проведення моніторингу, який дає змогу контролювати всі параметри природних характеристик майданчика. Техногенні чинники достатньою мірою були вивчені під час розробки матеріалів ТОБ і ДМАБ.

Загальний опис об'єкта, що розглядається. Закладені та реалізовані в проекті енергоблоку № 1 РАЕС основи, що відстежуються за показниками експлуатаційної безпеки, підтверджують відповідність енергоблоку діючим вимогам з ЯРБ та міжнародним рекомендаціям.

Характеристика технічного забезпечення найважливіших функцій безпеки. Завдяки передбаченим у проекті технічним і організаційним заходам досягнута базова мета безпеки. Основні принципи забезпечення глибокошелонованого захисту, функції безпеки та методи їх забезпечення, критерії контролю й забезпечення стану цілісності фізичних бар'єрів безпеки та відомості про призначення систем і функцій, які вони виконують під час різних режимів експлуатації, відповідають нормам, правилам та стандартам з ЯРБ.

Верифікація проекту. Для верифікації проекту застосувалися розрахункові коди RELAP5/MOD3.2 (NUREG/CR5535); SAPHIRE 6.59; MELCOR 1.8.4 та DYN3D під час виконання відповідно ІАБ, АПА та АЗПА; ІАБ; АПА та ІАБ, АПА.

Були розроблені, верифіковані та валідовані:

розрахункова модель енергоблоку для комп'ютерного коду RELAP5/MOD3.2 — з метою виконання теплогідравлічних аналізів процесів у контурах ядерної паровиробної установки (ЯПВУ);

розрахункова модель для коду MELCOR — з метою розрахунків процесів у гермооб'ємі та аналізування виходу й розповсюдження радіонуклідів у межах ЯПВУ і гермооб'єму під час поступуваннях вихідних подій;

розрахункова модель енергоблоку для комп'ютерного коду DYN3D — з метою виконання розрахунку як стаціонарних, так і нестаціонарних режимів експлуатації активної зони реактора;

імовірнісна модель енергоблоку у форматі SAPHIRE; за її допомогою побудовано дерево відмов та дерева подій, згенеровано та розраховано мінімальні перетини, виконано аналіз невизначеності та значимості.

Аналіз матеріалів ЗЗАБ показав, що в цілому розроблена аналітична модель енергоблоку № 1 РАЕС адекватно відображає поведінку систем та обладнання енергоблоку в перехідних режимах та відповідає чинним нормам і правилам з ЯРБ і сучасним міжнародним рекомендаціям.

Аналіз внутрішніх та зовнішніх небезпек. На майданчику РАЕС повною мірою здійснено ефективний комплекс заходів щодо обмеження негативних зовнішніх та внутрішніх впливів на будівлі, споруди та обладнання, важливе для безпеки, яке бере участь в останові енергоблоку. Розроблено компенсуючі заходи, впровадження яких сприятиме підвищенню безпеки будівель і споруд енергоблоку № 1 РАЕС, обладнання систем безпеки та систем, важливих для безпеки, від усіх видів зовнішніх та внутрішніх впливів.

Слід зазначити, що за результатами аналізу матеріалів ДМАБ було виявлено, що будівлі та споруди РАЕС не мають паспорта технічного стану. Також визначено потребу в доробці нормативної бази з обстеження та паспортизації будівель і споруд РАЕС. Ці недоліки планується виправити під час проведення робіт з продовження терміну експлуатації енергоблоку № 1 РАЕС.

Аналіз вихідних подій порушень нормальних умов експлуатації та проектних аварій. Загальні підходи, застосовані для аналізування проектних аварій, полягають в аналізі розвитку перехідних процесів після виникнення вихідних подій з метою перевірки дотримання критеріїв прийнятності стосовно:

умов охолодження (зберігання цілісності) паливних елементів;

зберігання цілісності першого контуру реакторної установки (у випадках, коли цілісність першого контуру не порушена безпосередньо виникненням вихідної події);

зберігання герметичності захисної оболонки енергоблоку;

виходу радіоактивних продуктів за межі гермооб'єму та доз опромінення населення за рахунок їх розповсюдження у довкіллі.

Аналіз радіаційних наслідків проведено для двох вихідних подій:

двосторонній розрив головного циркуляційного трубопроводу (МПА);

розущільнення кришки колектора ПГ.

Вибір вихідних подій є цілком обґрунтованим з точки зору найбільших радіаційних наслідків. Розглянуто консервативний варіант радіаційних наслідків для населення в разі викиду радіоактивних речовин внаслідок обох

вихідних подій. Розрахунки проводились відповідно до гаусової моделі атмосферної дифузії, яка рекомендована МАГАТЕ і вважається консервативною щодо задач прогнозу для розрахунків перенесення радіоактивного викиду на невеликі відстані. В документі розглянуто консервативні зовнішні та внутрішні умови викиду. При цьому рівні впливу на населення є такими, що не потребують будь-яких невідкладних заходів щодо його захисту і не можуть привести до будь-яких детермінованих ефектів, пов'язаних з радіаційним опроміненням.

На підставі отриманих результатів зроблено висновок про те, що РУ енергоблока № 1 РАЕС достатньою мірою:

володіє властивостями внутрішнього самозахисту;

оснащена системами безпеки, виконаними за трикальним принципом, які забезпечують, з урахуванням принципу одиничної відмови або однієї незалежної від вихідної події помилки персоналу, радіаційну та ядерну безпеку в будь-якому з проектних режимів роботи РУ та під час проектних аварій;

радіаційний вплив від енергоблока на персонал, населення і довкілля під час нормальної експлуатації та проектних аварій не призводить до перевищення встановлених величин, наслідків аварії та обмежуються встановленими для таких аварій системами.

Порівняння отриманих результатів АПА з результатами ТОБ (розділ «Аналіз безпеки» [5]) свідчить про відсутність істотних відмінностей.

За результатами проведеної експертної оцінки подій порушення нормальних умов експлуатації та проектних аварій слід зробити загальний висновок про підтвердження факту дотримання встановлених проектом меж безпеки після виникнення проаналізованих подій, з урахуванням принципу одиничної відмови і консерватизму у виборі початкових та граничних умов.

Аналіз проектних аварій в частині порушень у процесі поводження з ядерним паливом та РАВ продемонстрував потребу в запровадженні та підтвердженні ефективності додаткових організаційно-технічних заходів для забезпечення дотримання критерію $K_{\text{еф}} < 0,95$ для басейну витримки (БВ) в разі виникнення проектних аварій, а також виконання додаткового аналізу безпеки для вузла свіжого палива.

Аналіз досвіду експлуатації. Оцінки впливу РАЕС на довкілля та кількісні показники поточного рівня безпеки, тенденції зміни показників і результати впливу цих змін на безпеку відповідають вимогам нормативно-технічної документації, правилам та стандартам ЯРБ.

Аналіз матеріалів показав, що інформація щодо досвіду експлуатації є достатньою повною і систематизованою та охоплює всі аспекти, пов'язані з уbezпеченням енергоблока № 1 РАЕС.

Аналіз впливу енергоблоків РАЕС на довкілля. Аналіз інформації щодо радіаційного впливу енергоблоків РАЕС на персонал, населення та довкілля свідчить про таке:

дози опромінення персоналу станції нижчі за допустимі значення, надходження радіонуклідів до організму персоналу є мінімальним;

викиди та скиди радіонуклідів в атмосферу та воду значно нижчі за відповідні нормативні рівні;

за весь період експлуатації в атмосферних випаданнях у районі розташування АЕС не відмічено присутності радіонуклідів «станційного» походження;

потужність експозиційної дози гамма-випромінення у межах зони спостереження РАЕС знаходиться на рівні

фонового випромінювання, характерного для даної місцевості;

інтегральні дози в контрольних точках санітарно-захисної зони та зони спостереження не перевищують середньостатистичних значень для даного регіону;

основним джерелом дозових навантажень на населення, яке проживає в межах зони спостереження, є природні радіонукліди; дозові навантаження населення лежать в межах норм.

За результатами аналізу матеріалів ЗЗАБ хімічний, тепловий, електромагнітний та акустичний вплив РАЕС на довкілля є незначним (практично відсутній) та не перевищує встановлених нормативних критеріїв.

У рамках робіт з АПА проведено розрахунковий аналіз з метою продемонструвати виконання встановлених проектом критеріїв за еквівалентними індивідуальними дозами для населення на межі санітарно-захисної зони та поза нею. Аналіз отриманих результатів показав виконання критеріїв прийнятності для найнесприятливіших подій з точки зору радіаційних наслідків — максимальної проектної аварії (МПА) та великої течі з першого контуру до другого.

Аналіз відповідності прийнятих технічних рішень вимогам нормативно-технічної документації з безпеки. Аналіз прийнятих технічних рішень показав, що кількісні показники поточного рівня безпеки, межі та умови безпечної експлуатації, результати аналізу порушень у роботі АЕС, охоплюючи помилки персоналу, та підходи до аналізу відступів від вимог нормативних документів відповідають чинним нормам правилам та стандартам ЯРБ.

Аналіз запроектних аварій. У рамках робіт з АЗПА розроблено перелік запроектних аварій, за яким виконано розрахунковий аналіз їх протікання. Крім того, з метою виокремлення елементів запроектних аварій, які можуть бути застосовані для енергоблока № 1 РАЕС, проаналізовано розроблені переліки запроектних аварій для енергоблоків № 2 ХАЕС і № 4 РАЕС та їх розрахункові результати.

Слід зазначити, що результати АЗПА в разі виникнення більше ніж однієї відмови у локалізуючих системах безпеки показують виконання останніми своїх функцій.

За результатами виконаних розрахункових аналізів розроблено рекомендації до протиаварійних дій персоналу, спрямованих на запобігання важкому пошкодженню активної зони, а також складено перелік ЗПА, для яких не визначено ефективних методів запобігання важкому пошкодженню активної зони та які потребують подальшого аналізу для вироблення стратегій щодо пом'якшення наслідків цих подій.

У цілому матеріали АЗПА відповідають нормативним вимогам та міжнародним рекомендаціям, однак мають ряд обмежень, зокрема не проведено аналіз запроектних аварій на зниженному рівні потужності та в стані останову і аналіз запроектних аварій з важким пошкодженням активної зони. Вищезазначені роботи виконуються в рамках робіт щодо продовження експлуатації енергоблока № 1 РАЕС.

Імовірнісний аналіз безпеки (ІАБ). За результатами проведених аналізів були отримані результати значення частоти пошкодження активної зони (ЧПАЗ) та частоти граничного аварійного викиду (ЧГАВ), які в основному відповідають цільовим показникам безпеки, що прийняті в Україні відповідно до НП 306.2.141-2008 «Загальні положення безпеки атомних станцій» [3] для діючих АЕС на рівні 10^{-4} реактор/рік. Винятком є аварії, викликані внутрішніми пожежами, затопленнями, та аварії, які

відбуваються на зниженному рівні потужності та під час останову енергоблока

За попередніми оцінками, які наведені у [5], коректна та обґрунтована розробка технічних рішень і адекватна реалізація заходів з підвищення безпеки на енергоблоці дозволить привести імовірнісні показники безпеки до значень, які набагато нижчі, ніж критерії з безпеки.

Однак треба зазначити, що представлени матеріали ІАБ мають обмеження:

не виконано коригування ймовірнісного аналізу безпеки для внутрішніх затоплень з урахуванням галузевої бази даних;

не оцінено інтегральну частоту пошкодження активної зони на основі інтегральної ймовірності моделі;

не враховано категорію викидів RC-1 «Утечка через проектные неплотности СГО» під час розрахунку частоти граничного аварійного викиду для ймовірнісного аналізу безпеки 2-го рівня.

Вищезазначені роботи виконуються в рамках робіт щодо продовження експлуатації енергоблока № 1 РАЕС.

Основні заходи з підвищення безпеки. В даному розділі подано перелік заходів з підвищення безпеки, сформований за результатами детерміністичного та ймовірнісного аналізу безпеки, виконаного в рамках ЗАБ, концепції підвищення безпеки діючих енергоблоків АЕС та проекту зведені програми з підвищення безпеки. Враховано результати звіту МАГАТЕ «Проблеми безпеки атомних електростанцій з реакторами ВВЕР-440/213 та їх категорії» IAEA-EPR-WWER-03 [6].

Заходи з підвищення безпеки, розроблені за результатами ЗАБ, в повному обсязі внесено до концепції підвищення безпеки та зведені програми з підвищення безпеки.

Висновок

Представлена інформація у ЗЗАБ щодо обґрунтування безпеки енергоблока № 1 РАЕС охоплює всі аспекти безпеки та дозволяє визнати її прийнятною.

Підтвердження дотримання в проекті критеріїв безпеки визначає можливість обмежувати радіаційний вплив на персонал, населення та довкілля встановленими межами в умовах нормальній експлуатації, порушень нормальній експлуатації, аварійних ситуацій, проектних аварій та можливість зменшення наслідків запроектних аварій. Розрахункові значення річної дози опромінення населення на межі санітарно-захисної зони, наведені в ЗЗАБ, не перевищують допустимого внеску в ліміт дози.

Принципи уabezпечення реакторної установки енергоблока № 1 РАЕС та отримані результати виконаних досліджень з аналізу безпеки ІАБ, АРА, АЗПА в основному відповідають нормам, правилам та стандартам з ядерної та радіаційної безпеки і сучасним міжнародним рекомендаціям у сфері використання ядерної енергії за винятком аварій, спричинених внутрішніми пожежами, затопленнями, та аварій, які відбуваються на зниженному рівні потужності та під час останову енергоблока.

Відповідно до отриманих результатів експлуатуючою організацією розроблено заходи з підвищення безпеки, реалізація яких даст зниження значень частоти пошкодження активної зони і частоти граничного аварійного викиду та, за попередніми оцінками, забезпечить у повному обсязі дотримання встановлених критеріїв безпеки.

За результатами аналізу безпеки фахівцями ДНТЦ ЯРБ виявлено ряд обмежень та недоліків виконаних досліджень, а саме:

не враховано заходи з підвищення безпеки, реалізовані в 2006–2009 рр.;

не виконано аналізу запроектних аварій для зниженої рівня потужності та останову;

не виконано аналізу важких аварій;

не виконано коригування ймовірнісного аналізу безпеки для внутрішніх затоплень з урахуванням галузевої бази даних;

не виконано оцінку інтегральної частоти пошкодження активної зони на основі інтегральної ймовірності моделі;

не враховано категорію викидів RC-1 «Утечка через проектные неплотности СГО» під час розрахунку частоти граничного аварійного викиду для ймовірнісного аналізу безпеки 2-го рівня;

будівлі та споруди РАЕС не мають паспорта технічного стану, потрібна доробка нормативної бази з обстеження та паспортизації будівель та споруд РАЕС;

не виконано аналізу вузла свіжого палива та розрахункове обґрунтування запропонованих РАЕС організаційно-технічних заходів для забезпечення виконання критерію $K_{\text{eff}} < 0,95$ для БВ; дані питання потребують вирішення на галузевому рівні.

Посилаючись на результати розгляду ЗЗАБ, можна підтвердити, що експлуатація енергоблока № 1 РАЕС безпечна, але беручи до уваги, що на даний час виконуються роботи з переоцінки безпеки енергоблока № 1 РАЕС, треба продовжити дослідження та усунути зазначені недоліки в рамках робіт щодо продовження експлуатації в понадпроектний строк.

Виконані роботи в рамках аналізу безпеки енергоблока № 1 РАЕС та отримані результати мають стати основою для переоцінки безпеки енергоблока та використовуватися для продовження терміну його експлуатації.

Список літератури

1. Закон України «Про використання ядерної енергії і радіаційну безпеку».
2. Закон України «Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії».
3. Загальні положення безпеки атомних станцій: НП 306.2.141 2008: затверджено наказом Держ. комітету ядерного регулювання України 19.11.2007 № 162. — К., 2008. — 72 с.
4. Требования к содержанию отчета по анализу безопасности действующих на Украине энергоблоков АЭС с реакторами типа ВВЭР. — Введ. в дію наказом Держкоматому України від 27.11.95 № 386.
5. Отчет по анализу безопасности. Блок № 1. Ривненская АЭС. 22.1.145.ОБ.00.
6. Проблемы безопасности атомных электростанций с реакторами ВВЕР-440/213 та їх категорії. IAEA-EPR-WWER-03.
7. Звіт про виконання державної експертизи ядерної та радіаційної безпеки за матеріалами «Сводный Отчет по анализу безопасности. Блок № 1. Ривненская АЭС. 22.1.145.ОБ.00». — Реєстр. № 07 — 09 — 4357.
8. Звіт про виконання державної експертизи ядерної та радіаційної безпеки за матеріалами «Сводный Отчет по анализу безопасности. Блок № 1. Ривненская АЭС. 22.1.145.ОБ.00». — Реєстр. № 09 — 09 — 5080.

Надійшла до редакції 18.03.2010.

В. И. Скалоубов¹, Ю. Л. Коврижкин¹,
В. Н. Колыханов¹, Г. Г. Габлай²

¹ Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины
² Одесский национальный политехнический университет

Основные положения методического обеспечения моделирования тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР

На основе современных представлений и исследований сформулированы основные положения методического обеспечения при моделировании и анализе тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР.

Ключевые слова: аварийные последовательности (АП), исходные события аварий (ИСА), запроектные аварии (ЗА), тяжелые аварии (ТА), водо-водянной энергетический реактор (ВВЭР).

В. И. Скалоубов, Ю. Л. Коврижкин, В. М. Колыханов, Г. Г. Габлай

Основні положення методичного забезпечення моделювання важких аварій на АЕС із ВВЕР

На основі сучасних подань і досліджень сформульовано основні положення методичного забезпечення при моделюванні аналізу важких аварій на АЕС із ВВЕР.

Ключові слова: аварійні послідовності (АП), вихідні події аварій (ВПА), запроектні аварії (ЗА), важкі аварії (ВА), водо-водянний енергетичний реактор (ВВЕР).

© В. И. Скалоубов, Ю. Л. Коврижкин, В. Н. Колыханов, Г. Г. Габлай, 2010

Возникновение тяжелых аварий с повреждением топлива (топливных конструкций) корпусных реакторов является следствием развития запроектных аварий в случае нарушения установленных критериев повреждения топлива (топливных конструкций). Исходными событиями запроектных аварий (ИСА), которые приводят к возникновению тяжелых аварий, могут быть:

отказы и нарушения работоспособности систем, важных для безопасности (течи оборудования и трубопроводов, обесточивание энергоблока, ложное срабатывание предохранительных клапанов и т. п.);

внешние и внутренние экстремальные события (землетрясение, пожары, ударные воздействия, затопления и т. п.).

Развитие и многообразие аварийных последовательностей запроектных аварий (АПЗА), приводящих к возникновению тяжелых аварий, определяется в общем случае:

1) группой ИСА;

2) надежностью и работоспособностью систем, обеспечивающих выполнение функций безопасности и управления авариями;

3) действиями персонала по управлению и ликвидации последствий аварий.

Конечные состояния АПЗА в случае нарушения критериев повреждения топлива являются исходными состояниями тяжелых аварий на *первой (внутрикорпусной) стадии развития* (ИСТА1). Идентификация групп ИСТА1 определяется:

предысторией развития аварийных последовательностей (АП), которые могли привести к повреждению активной зоны (в том числе состоянием систем, обеспечивающих управление авариями);

состоянием и условиями повреждения активной зоны реактора (вид, местоположение, объем, степень повреждения и другие характеристики поврежденной активной зоны).

Основные процессы на внутриреакторной стадии тяжелой аварии следующие.

Фаза 1. Нарушение геометрии твэлов в результате «распускания» ядерного топлива и окисления оболочек. Начало расплавления внутрикорпусных конструкций и регулирующих стержней (с ограничением их перемещения).

Фаза 2. Расплавление и перемещение вниз веществ с низкой точкой плавления. Взаимодействие различных металлов и оксидов урана приводит к формированию комплексных эвтектик с температурами текучести ниже, чем температура плавления исходных компонентов активной зоны. Постепенное плавление, перемещение под действием сил тяжести и повторное затвердевание обеспечивают передачу энергии в нижнюю часть корпуса реактора.

Фаза 3. Накопление на дне корпуса реактора фрагментированных частей и ранее расплавленных веществ. Термическое взаимодействие повторно разогревающихся обломков активной зоны и структур в нижней части корпуса в конечном итоге может привести к разрушению днища корпуса реактора.

Основные факторы, специфичные для начальных стадий в активной зоне реактора, — термохимическое взаимодействие водяного пара с цирконием, содержащимся в оболочках твэлов и, возможно, в других конструктивных элементах активной зоны; термомеханическое поведение оболочек твэлов, их деформация и частичное разрушение. На ранней стадии тяжелой аварии повышение температуры может вызвать повышение давления в газовом зазоре твэла

изначально находящегося там газа и накопленных газообразных продуктов деления до уровня, превышающего давление в канале теплоносителя, что приводит к снижению прочности оболочки. Вздутие и разрыв могут произойти главным образом в АП при низком давлении в 1-м контуре типа больших течей из-за относительно высокого давления в газовом зазоре. Деформация вызывает перераспределение потока теплоносителя, в результате чего можно ожидать уменьшения окисления и, следовательно, образования водорода и изменения передачи тепла внутри активной зоны и к верхним структурам. Кроме того, непосредственно в твэле происходят изменения, связанные с тем, что разрыв делает возможным поступление пара в зазор, увеличивая поверхность оболочки, доступную для окисления. Формирование оксидных слоев на внутренней поверхности и расширение зазора могут замедлить химическую реакцию между топливом и оболочкой. Если достигнута температура плавления неокисленного циркаля (2033 К), то возникает возможность перемещения низкотемпературной смеси U-Zr-C и увеличение выхода продуктов деления из превращенного в жидкость топлива. Если на внешней поверхности оболочки сформировался достаточно толстый оксидный слой, то какое-либо перемещение расплавленного циркаля исключено или ограничено внутри зазора между оболочкой и топливными таблетками из-за эффекта "тигеля" (crucible), обусловленного высокой температурой плавления ZrO₂. Оксидный слой остается на месте, пока не будет достигнута точка его плавления либо он не будет растворен расплавленным циркалем или не разрушится механически.

Изменение температуры активной зоны на этапе разогрева вызывает ряд других разнообразных явлений, которые, в свою очередь, могут критическим образом влиять на дальнейшее плавление активной зоны [1]. Окисление паром материала оболочки из циркаля становится существенным вкладчиком в повышение температуры. Существенная деформация оболочки возможна при разгерметизации 1-го контура, что изменяет характеристики теплопередачи в сборке. Охрупчивание, вызванное значительным окислением, может завершиться локальным разрывом. При высоких температурах тепловые излучения также могут вносить существенный вклад и быть доминирующей составляющей. Процесс изменения тепловыделений связан с другими важными процессами, такими как окисление и выгорание топлива, которые влияют на выход продуктов деления.

При температурах выше 1300 К разогрев активной зоны обеспечивается также теплом, выделяющимся за счет существенного вклада экзотермической реакции окисления циркаля паром, сопоставимого по величине с мощностью остаточных тепловыделений продуктов деления. При температурах более 1850 К наступает стадия изменения молекулярной структуры оксида, которая при более высоком проникновении кислорода приводит к большому, почти многократному увеличению скорости пароциркониевой реакции.

Присутствие воды и (или) подача воды при срабатывании систем безопасности либо в результате действия оператора может также существенно влиять на развитие плавления активной зоны внутри корпуса реактора. Непосредственно выше фронта охлаждения образуется насыщенный пар. За счет отвода тепла водой и быстрого охлаждения происходит охрупчивание окисленных поверхностей оболочек. Тепловое напряжение может вы-

зывать растрескивание или фрагментацию охрупченных поверхностей оболочек и формирование новых открытых поверхностей металла. Это ведет к общирному окислению циркаля паром с образованием локального плавления, последующим перемещением, повторным быстрым ростом температуры и резким увеличением образования водорода. Вследствие теплового удара (разрушение, обусловленное быстрым охлаждением) и увеличения слоя обломков возможно также разрушение части активной зоны

Выход продуктов деления (особенно летучих материалов) на этапе разогрева активной зоны зависит от таких факторов, как глубина выгорания топлива. Выход может также увеличиться из-за взрыва при повторном заливе, что сопровождается фрагментацией топлива и образованием микротрещин на межкристаллическом уровне.

Превращение топлива в жидкость (под действием расплавленного циркаля) может иметь прямое влияние на скорость выхода оставшихся продуктов деления, так как жидкое состояние характеризуется намного более быстрыми процессами диффузии, чем в твердом состоянии. Аэрозоли могут выделяться при превращении в пар материалов с низкой температурой плавления, взаимодействующих с высокотемпературным керамическим расплавом.

Пароциркониевая реакция сопровождается в основном следующими эффектами: интенсивным выделением тепла при высоких температурах, выделением водорода, изменением физических свойств материала оболочки твэла, в частности снижением механической прочности из-за охрупчивания, повышением температуры плавления от 2170 (Zr) до 2900 К (ZrO₂). Выделение тепла при пароциркониевой реакции составляет 6,29 МДж/кг и при температуре более 1250 К становится доминирующим фактором, определяющим разогрев активной зоны. Только за счет тепла пароциркониевой реакции, без учета остаточного тепловыделения, температура твэла может намного превысить 3100 К.

Различные материалы компонентов активной зоны являются термодинамически нестабильными друг относительно друга. В результате этого и происходят химические взаимодействия, которые становятся существенными при температурах более 1300 К, что позволяет идентифицировать три основных температурных режима в отношении повреждения активной зоны [2].

В первом температурном режиме (1473–1673 К) на стадии разогрева наблюдается начальная деградации активной зоны реактора, затрагивающая регулирующие стержни из-за очень низкой температуры плавления сплава (приблизительно 1100 К). Любое повреждение оболочки регулирующего стержня из нержавеющей стали позволит расплаву вступить в химический контакт с топливными элементами. Локальный контакт нержавеющей стали и циркаля, например из-за вздутия оболочки регулирующего стержня под внутренними давлением паров кадмия, приводит к химическому взаимодействию с ранее образовавшимся расплавом и при температуре около 1470 К инициирует распространение плавления в активной зоне.

Во втором температурном режиме (2033–2273 К) происходит плавление неокисленного циркаля приблизительно при 2033 К. Если перемещение невозможно из-за достаточно толстого твердого оксидного слоя на внешней поверхности оболочки (точка плавления ZrO₂ – 2973 К), то расплавленный циркаль химически растворяет часть твердых таблеток UO₂ и оксидный слой, образуя жидкую смесь U-Zr-O. Если оболочка из циркаля полностью

окислена перед достижением этого температурного режима (как ожидается в переходных процессах разогрева активной зоны с малой скоростью — меньше чем 0,1 К/с), такое растворение не происходит. С точки зрения управления тяжелой аварией различное поведение материалов при малой скорости разогрева предоставляет больше времени для восстанавливающих действий.

В третьем температурном режиме (между 2873 и 3123 К) оставшиеся материалы UO_2 , ZrO_2 и раствор ($\text{U}, \text{Zr}\text{O}_2$ начнут плавиться. Это будет, в конечном счете, вести к полному расплавлению всех материалов активной зоны.

Процесс образования, течения и затвердевания ожигенных материалов при тяжелой аварии существенным образом определяется протекающими химическими реакциями; расплавленный циркалом будет растворять диоксид урана (UO_2) при температурах, примерно равных температурам плавления металлического циркалоя, т. е. при существенно более низких температурах, чем температура плавления UO_2 (3100 К). Если оксидный слой, образовавшийся в результате пароциркониевой реакции на наружной поверхности оболочки твэла, достаточно велик, то большая часть ожигенной массы оболочки и топлива останется внутри твэла, и лишь незначительная ее часть вытечет в канал теплоносителя через небольшие отверстия в оксидном слое, приводя к незначительной блокировке канала. И уже в дальнейшем, при образовании больших трещин и отверстий в оболочке вытекает основная масса ожигенного топлива, вызывая значительно большую блокировку каналов теплоносителя.

Существенное влияние на процесс расплавления может оказывать оксидная пленка, образующаяся на внутренней поверхности оболочки твэла при ее повреждении до расплавления. Эта пленка может заметно снижать количество топлива, растворяющегося расплавляющейся оболочкой при взаимодействии $\text{UO}_2\text{—Zr}$.

Скорость дальнейшего разогрева слоя обломков разрушенной активной зоны на третьей стадии тяжелой аварии внутри корпуса реактора во многом зависит как от геометрических и физических параметров слоя, так и от режима теплообмена внутри него. Геометрические и физические параметры слоя обломков определяются закономерностями и сочетанием процессов ожигения, движения и затвердевания, а также фрагментации при быстром охлаждении материалов активной зоны. Можно выделить две качественно различные структуры слоя обломков: слой достаточно грубых частиц (типа щебенки), способных перемещаться одна относительно другой, и слой мелких скрепленных между собой частиц, не имеющих возможности перемещаться.

В первом случае условия отвода тепла от слоя обломков активной зоны значительно лучше, чем во втором, так как способность фрагментов к перемещению делает возможными такие эффекты, как псевдоожижение слоя и образование паровых каналов, по которым при дальнейшем охлаждении может проникать жидкий теплоноситель. Наиболее существенными факторами, определяющими скорость разогрева слоя обломков активной зоны, являются наступление кризиса теплообмена и интенсивность закризисного теплообмена. Эффект образования паровых каналов существенно влияет на условия возникновения кризиса теплообмена. При заливе теплоносителя сверху кризис теплообмена определяется пределом противоточного движения жидкости и генерируемого внутри слоя пара.

Окисление и другие химические реакции могут значительно изменить характер перемещения расплава, влияя на температуру затвердевания и механическое поведение. В более холодных областях расплав начинает затвердевать и формирует корку на поверхности стержня. Раствущая корка уменьшает поперечное сечение канала теплоносителя и ведет к формированию закупорки каналов — блокированию. Блокирование уменьшает локальный расход охлаждающей жидкости и ухудшает теплоотвод, что в свою очередь может вести к дальнейшему росту температуры и повреждению материалов, остающихся в активной зоне. Так как перемещающаяся смесь содержит источники остаточных тепловыделений (радиоактивные продукты), повторное плавление и затвердевание могут происходить неоднократно. Когда вода выкипает, расплавление активной зоны продолжается.

На дальнейших этапах аварии с повреждением активной зоны внутри корпуса реактора материалы твэлов (такие как топливные таблетки без оболочки и охрупченные окисленные оболочки) перемещаются вниз и могут достигнуть температур плавления (из-за внутренних источников тепла — радиоактивного распада) и сформировать жидкий объем, который покрыт твердой коркой, образованной из ранее расплавленных, переместившихся и застывших металлических компонентов. Разрушение корки в некоторой части цельного объема может позволить расплаву распространяться и перемещаться в нижнюю приемную камеру корпуса реактора. Расплавленные материалы могут падать в водный бассейн, приводя к неэнергичному (паровой шип) или энергичному (паровой взрыв) взаимодействию. Кориум может застывать временно под водой перед повторным плавлением.

Паровой взрыв может привести к резкому увеличению генерации пара и водорода, а также к сильному механическому воздействию на элементы конструкции реактора и, в первую очередь, на корпус или оболочку реактора (в зависимости от того, где произошел взрыв). Паровой взрыв можно определить как высвобождение значительного количества энергии расплава в форме ударной волны сжатия вследствие высокоскоростного цепного процесса взаимодействия горячей жидкости (расплава) и холодной испаряющейся жидкости (теплоносителя).

Таким образом, развитие и многообразие АП на внутриреакторной стадии тяжелой аварии (АПТА1) определяется в общем случае:

- 1) группой ИСТА1;
- 2) условиями межфазного взаимодействия внутрикорпусных структур, корпуса реактора, воды и парогазовой среды;
- 3) надежностью и работоспособностью систем, обеспечивающих выполнение функций безопасности и управления тяжелыми авариями;
- 4) действиями персонала по управлению и ликвидации последствий тяжелой аварии.

Конечные состояния АПТА1 в случае нарушения критериев разрушения корпуса реактора и (или) герметичности реакторного контура являются исходными событиями на второй (внераакторной) стадии развития тяжелой аварии (ИСТА2). Идентификация групп ИСТА2 определяется в общем случае:

предысторией развития АП, которые могли привести к разрушению корпуса реактора и (или) герметичности реакторного контура;

состоянием и условиями разрушения корпуса реактора и (или) герметичности реакторного контура.

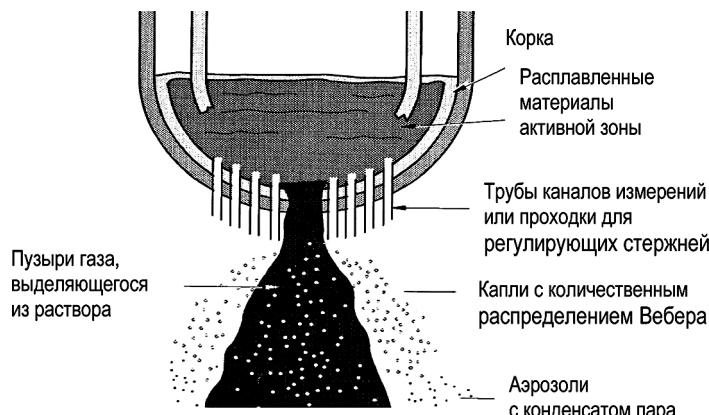


Рис. 1. Механизмы выброса расплава при высоком давлении [1]

Развитие и многообразие АП на внереакторной стадии тяжелой аварии (АПТА2) определяется в общем случае:

- 1) группой ИСТА2;
- 2) условиями выхода и взаимодействия продуктов внутриреакторной стадии тяжелой аварии за пределы реакторного контура;
- 3) условиями межфазного взаимодействия расплава, контейнмента и многофазной среды в объеме гермооболочки;
- 4) конструкцией, надежностью и работоспособностью систем, обеспечивающих выполнение функций безопасности и управления тяжелыми авариями;
- 5) действиями персонала по управлению и ликвидации последствий тяжелой аварии.

К основным процессам в контейнменте, происходящим вне корпуса реактора при тяжелых авариях, относятся: выброс расплава при разрыве днища корпуса реактора; взаимодействие расплава с бетоном контейнмента; нарушение герметичности системы 1-го контура на этапе внутрекорпусного повреждения активной зоны; выход водорода в контейнмент; паровой взрыв в контейнменте.

Разрыв днища корпуса приводит к существенному изменению характеристик протекания тяжелой аварии. Выброс обломков (расплава) активной зоны в контейнмент имеет существенное влияние на угрозу целостности контейнмента, путем распространения радиоактивных продуктов и многие другие аспекты всего протекания аварии. Некоторые особенности или характеристики повреждения корпуса влияют на переход с периода протекания аварии «внутри корпуса» к периоду «вне корпуса» реактора. Наиболее важным из них является давление, при котором происходит разрыв корпуса реактора.

Выброс расплава при высоком давлении может стать причиной наибольшего увеличения давления в контейнменте ядерного реактора с водой под давлением и сопровождается (рис. 1):

истечением из корпуса реактора теплоносителя высокого давления;

образованием пара и водорода при взаимодействии расплава с теплоносителем;

прямым нагревом атмосферы контейнмента находящимися в воздухе частицами обломков.

Разрыв днища корпуса при высоком давлении может вызвать наибольшую проблему целостности контейнмента в ходе тяжелой аварии (особенно для проектов ядерного реактора с водой под давлением). Увеличение давления

в контейнменте является результатом сочетания следующих факторов:

1) формы и объема бетонной шахты реактора — пространства под корпусом реактора (малый объем может усилить рассеивание из шахты в остальную часть контейнмента); наличия пути выхода из шахты, по которому обломки (расплав) могут быть рассеяны;

2) возможного наличия воды на днище шахты, что может привести к совместному уносу капель воды с частицами расплавленных обломков. Это обеспечивает наилучшие условия для взаимодействия расплава с водой (возможно образование водорода в расплаве металла) и (или) быстрое образование пара;

3) степени непосредственного взаимодействия находящихся в воздухе обломков с атмосферой контейнмента, которая зависит от возможности транспорта обломков в атмосферу верхней части контейнмента.

Выбросы расплава при низком давлении характеризуются следующими процессами:

«выливанием» обломков из днища корпуса реактора в бетонную шахту реактора;

возможным взаимодействием расплава с водой (при ее наличии) и остыванием;

началом взаимодействия материалов активной зоны с бетоном.

Взаимодействие расплавленной активной зоны и бетона (MCCI — Molten Core-Concrete Interactions) характеризуется экзотермическими химическими реакциями между обломками активной зоны и бетоном; образованием большого количества газа из-за разложения бетона; физическими и химическими взаимодействиями между газами, образующимися при разложении бетона, и нелетучими продуктами деления, выделяемыми обломками активной зоны; вертикальной и горизонтальной эрозией нижней бетонной плиты, разрушающей фундамент защитной оболочки [1].

Важная роль принадлежит тепломассообменным процессам взаимодействия расплава активной зоны с бетоном оболочки реактора. Процесс взаимодействия расплава активной зоны с бетоном оболочки существенно зависит от температуры расплава, которая определяется следующими оказывающими противоположное влияние эффектами: подводом тепла за счет остаточного тепловыделения и экзотермических реакций между материалами расплава и выделяющимися при взаимодействии расплава с бетоном газами (водяной пар и диоксид углерода); отводом тепла к среде внутри оболочки, а также тепла, полученного за счет эндотермического взаимодействия с бетоном.

Разрыв системы 1-го контура, вызванный разрушением активной зоны, сопровождается следующими процессами:

выходом горячих газов из верхней части активной зоны на ранней фазе повреждения топлива;

возникновением потоков за счет естественной циркуляции;

чрезмерным нагревом трубопроводов контура, что может привести к их разрушению из-за ползучести.

Попадание водорода в контейнмент приводит к его смешению с атмосферой контейнмента и возможному возгоранию (в случае, если локальные параметры превышают критерии воспламеняемости). Водород, образующийся при окислении оболочек из циркаля или стальных конструкций внутри корпуса реактора, в конечном счете попадает в контейнмент либо при разрыве трубопровода (LOCA), либо при циклическом срабатывании предохранительных

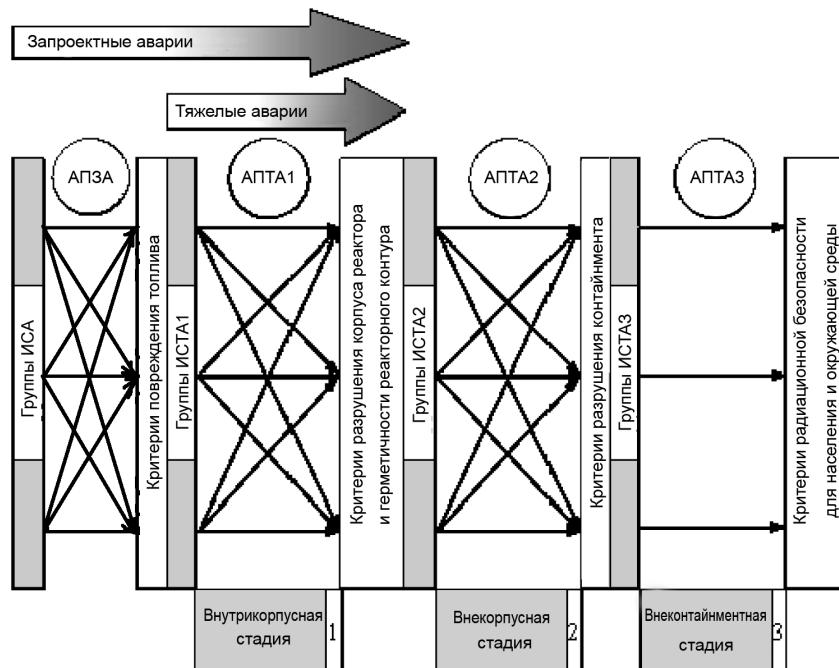


Рис. 2. Этапы и стадии возникновения и развития тяжелых аварий на корпусных реакторах

клапанов. Накопление водорода в контейнере может привести к образованию огнеопасной смеси. Детали геометрии и конфигурации контейнера очень важны для оценки концентрации водорода.

Для парового взрыва в контейнере необходима реализация четырех последовательных стадий взаимодействия расплава и теплоносителя:

- 1) постепенного смешивания расплава и воды;
- 2) исчезновения паровой пленки на поверхности теплообмена, вызывающего ускоренный отвод энергии («тригер»-событие, запускающее процесс);
- 3) распространения импульса давления через смесь с образованием ударной волны;
- 4) распространения ударной волны, направленного наружу (механизм повреждения).

Взаимодействие расплавленных обломков с водой под корпусом реактора может также привести к энергичному «паровому взрыву», когда происходит разрыв днища корпуса реактора. Распространение ударной волны через массу воды может вызвать разрушение контейнера, если основные конструкции контейнера затоплены и находятся под водой.

Конечные состояния АПТА2 в случае нарушения критериев разрушения контейнера являются ИС для третьей (внеконтейнерной) стадии развития тяжелой аварии (ИСТА3). Идентификация групп ИСТА3 определяется в общем случае:

- предысторией развития АПТА2;
 - состоянием и условиями повреждения контейнера.
- Развитие АП и условий нарушения критериев радиационной безопасности для населения и окружающей среды зависит от:
- 1) группы ИСТА3;
 - 2) условий выхода и взаимодействия продуктов вне-реакторной стадии тяжелой аварии за пределы контейнера;
 - 3) состояния окружающей среды;

4) противоаварийных мероприятий по ликвидации последствий тяжелой аварии.

Стадии и этапы возникновения и развития тяжелых аварий на корпусных реакторах обобщены на рис. 2.

Выходы

Подытоживая представленные выше результаты, можно сформулировать основные требования к методическому обеспечению моделирования тяжелых аварий на корпусных реакторах типа ВВЭР.

1. Условия возникновения тяжелых аварий, состояние поврежденной активной зоны, конфигурации работоспособных СБ для дальнейшего управления тяжелыми авариями в общем случае зависят от всего возможного спектра ИСА (отказы/нарушения систем, внутренние и внешние экстремальные события), а также соответствующего спектра АПЗА, которые могут привести к тяжелому повреждению топлива.

До настоящего времени при моделировании и анализе тяжелых аварий на ВВЭР обычно в качестве ИСА рассматриваются большие течи 1-го контура или потеря питательной воды при конечных состояниях с повреждением топлива (см. [3, 4]). Такой подход требует дополнительных обоснований его консервативности, так как при других проектных авариях (межконтурные течи, экстремальные воздействия и т. д.) могут создаться «худшие» условия возникновения и развития тяжелой аварии.

2. Моделирование и анализ тяжелых аварий целесообразно рассматривать на трех основных стадиях: внутривesselной, внешней (в пределах контейнера) и внеконтейнерной.

Каждая стадия развития тяжелой аварии должна быть идентифицирована:

- необходимыми и достаточными критериями (условиями) возникновения и окончания стадии;
- условиями протекания аварийных процессов (начальные и граничные условия);

спектрами (наборами) ИСА в зависимости от их предыстории возникновения, а также состояния систем и оборудования;

необходимыми для управления и ликвидации последствий функциями безопасности и критическими конфигурациями систем, обеспечивающими их выполнение;

спектрами АП (деревьев событий) в зависимости от набора ИСА каждой стадии, надежности и работоспособности систем (обеспечивающих выполнение необходимых функций безопасности), а также развития и взаимодействия доминирующих процессов при характерных начальных и граничных условиях каждой АП.

До настоящего момента при моделировании и анализе тяжелых аварий на ВВЭР обычно (без достаточного обоснования) рассматривается одна или несколько АП (см. [3], [4]), которые в общем случае не отражают все возможные условия протекания процессов при тяжелой аварии (нейтронно-физические, физико-химические, тепломассообменные, динамические и др.), а также условия надежности и состояния работоспособности систем, обеспечивающих выполнение необходимых функций безопасности.

В рамках предложенного подхода, основанного на постадийной систематизации развития АП событий, возможно достаточно обоснованное моделирование и анализ тяжелых аварий, а соответственно и технических руководств (инструкций) по управлению и ликвидации их последствий.

Список литературы

1. IAEA. Training in Level 2 PSA. Severe Accident Phenomena.
2. Hofmann P., Hagen S., Schanz G. and Skokan A. Reactor Core Materials Interactions at Very High Temperatures // Nuclear Technology. — 1989. — 87. —Pp. 146–186.
3. Обеспечение локализующих функций защитной оболочки НВ АЭС-2 при ЗПА с течами из реакторной установки / ФГУП «Атомэнергопроект» — ИПБЯЭ РНЦ «Курчатовский институт» // Материалы конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — Подольск, 2008.
4. Звонарев Ю., Будаев М., Кобзарь В., Волчек А. Валидация компьютерного кода ASTEC и применение для анализа безопасности АЭС с ВВЭР. Code application and PSA methodologies. Paper № 1 The first European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2005) Aix-en-Provence, France, 14-16 November 2005.

Надійшла до редакції 09.03.2010.

Вахид Хасани Могаддам, И. В. Казачков

Национальный технический университет Украины
«Киевский политехнический институт»

О распространении струй расплава в бассейне испаряющегося охладителя

Исследуются особенности распространения толстых струй расплава кориума в подреакторном бассейне испаряющегося охладителя в пассивной системе защиты от тяжелых аварий на АЭС. Рассмотрены модели внедрения струй и охлаждения образующихся капель расплава, проведены вычислительные эксперименты для установления качественных и количественных характеристик системы, которые могут быть полезными при конструировании и внедрении систем пассивной защиты от тяжелых аварий с подреакторным бассейном воды.

Ключевые слова: струя, расплав, кориум, пассивная система, тяжелая авария, охлаждение, капли.

Вахид Хасані Могаддам, І. В. Казачков

Про розповсюдження струменів розплаву в басейні випарованого охолоджувача

Досліджуються особливості розповсюдження товстих струменів розплаву коріуму в підреакторному басейні випарованого охолоджувача в пасивній системі захисту від тяжких аварій на АЕС. Розглянуто моделі проникнення струменів та охолодження крапель розплаву, що утворюються, проведено обчислювальні експерименти для встановлення якісних та кількісних характеристик системи, що можуть бути корисними у процесі конструктування та впровадження систем пасивного захисту від тяжких аварій з підреакторним басейном води.

Ключові слова: струмінь, розплав, коріум, пасивна система, тяжка аварія, охолодження, краплі.

© Вахид Хасани Могаддам, И. В. Казачков, 2010

Для успешного применения и дальнейшего развития перспективных пассивных систем защиты от тяжелых аварий с подреакторным бассейном воды для удержания расплава кориума в контролируемом охлаждаемом состоянии в течение заданного интервала времени, до принятия мер по ликвидации последствий аварии [1]–[4], необходимо провести моделирование теплогидравлических процессов в таких системах. Одна из моделей рассматривалась [3], [4] в упрощенной постановке, без учета испарения охладителя в бассейне. Однако испарение воды за счет контакта с высокотемпературной струей расплава кориума может существенно влиять на процесс внедрения струи в бассейн, вплоть до парового взрыва, когда картина поведения струи в бассейне кардинально меняется. Кроме того, в начале внедрения в бассейн струя всегда имеет паровое окружение, так как за счет интенсивных радиационных потоков тепла от высокотемпературной струи расплава вода в бассейне начинает испаряться еще до прямого контакта струи с водой. В данной работе сделана попытка разработать математическую модель с учетом испарения воды в бассейне. Рассматривается также численная модель процесса охлаждения капли расплава, которая в совокупности с моделью проникания струи в бассейн поможет правильно оценить происходящие в бассейне физические процессы внедрения и охлаждения струи расплава.

Разработка математической модели внедрения струи с испарением воды

Распространение струи в бассейне определяется архимедовыми силами, силой гидродинамического сопротивления бассейна и силой воздействия пара, движущегося навстречу струе. Интенсивное испарение жидкости в бассейне при внедрении в нее высокотемпературной струи приводит к паровым потокам, идущим навстречу внедряющейся струе, поскольку за счет высокого давления пара и большой архимедовой силы, действующей со стороны бассейна на пар, встречные струи пара могут обладать большой энергией. Особенностью внедрения высокотемпературных струй является то, что интенсивное парообразование в бассейне начинается еще до контакта струи с бассейном вследствие интенсивных радиационных тепловых потоков от струи к жидкости бассейна (теплообмен излучением очень высокий). Во многих случаях физическое явление сильно усложняется тем, что струя расплава фактически входит в бассейн в окружении встречной паровой струи. Сжимаемый пар будет выходить из бассейна как струя под действием давления пара и архимедовой силы бассейна на паровую струю, а струя расплава — внедряться в бассейн противоположно действию струй пара и преодолевая сопротивление жидкости в бассейне.

В задаче о внедрении струи (жидкого цилиндра) в бассейн анализируются некоторые дополнительные факторы, связанные с формой тела (обобщение для случая твердых тел), возможностью испарения жидкости при внедрении тела с высокой температурой и т. д. Процесс внедрения струи в бассейн жидкости рассматривается в предположении, что: струя (или тело) начинает внедряться в жидкость, имея некоторую начальную скорость V_0 , которая в предельном случае может быть нулевой (внедрение струи или тела только за счет гравитационных сил); бассейн с жидкостью (в предельном случае это может быть

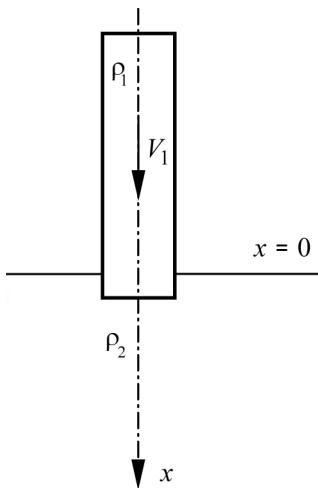


Рис. 1. Расчетная схема внедрения струи в бассейн

и газ) является покоящейся средой; тело мгновенно сообщает поверхности бассейна скорость, равную скорости тела в момент касания поверхности бассейна; внедряющаяся струя осесимметрична. Образование каверны на поверхности жидкости при ударе о поверхность не рассматривается. Снижение скорости струи в момент ее удара о поверхность жидкости бассейна оценивается на основе имеющихся в литературе данных. Лобовое сопротивление тела выражается через площадь поперечного сечения тела.

С учетом принятых упрощений, на основе описанной физической модели разрабатывается математическая модель системы. Предполагается, что сопротивление жидкости внедряемому телу (струе) пропорционально гидродинамическому напору жидкости в головной части тела с коэффициентом, зависящим от формы тела и режима его движения [5], [6]. В простейшем случае цилиндр имеет сопротивление $0,5\rho_2V_1^2S_1$, где ρ , V , S — плотность, скорость тела, площадь сечения соответственно. Индексами 1 и 2 обозначается принадлежность величин телу и жидкости соответственно. Если внедряемое тело вошло в бассейн полностью, дальнейшее движение происходит при неизменной гравитационной силе, определяемой разницей веса тела и выталкивающей силы. До полного внедрения рассматриваемого тела в жидкость гравитационная сила, действующая на погруженную в жидкость часть тела, равна весу этой части тела минус архимедова выталкивающая сила, равная весу вытесненной телом жидкости. После полного внедрения тела гравитационная сила не меняется по глубине. Далее тело продолжает внедрение за счет инерционных сил, действующих против силы лобового сопротивления жидкости, которая изменяется по мере изменения скорости внедряемого тела, и силы давления образующегося пара. Гравитационная сила определяется разностью плотностей жидкости и тела, увеличиваясь по мере внедрения до момента полного погружения тела, и действует в направлении движения, если жидкость менее плотная, или против движения — если жидкость более плотная.

При внедрении тел высокой температуры возможен также паровой взрыв в головной части тела на протяжении всего времени внедрения или в начальной стадии. Для этого случая предпринята попытка оценить влияние давления образующегося пара на процесс внедрения горячего тела. Поскольку образующийся пар будет в дальнейшем двигаться вдоль поверхности тела вверх по паровому слою вокруг тела, процесс движения усложняется и применяемая оценка является приближенной в количественном отношении, однако она позволяет провести качественный анализ явления. Вначале для простоты рассматривается внедрение тела цилиндрической формы. Движение происходит вертикально, сверху вниз или снизу вверх (возможные физические реализации последнего варианта здесь не обсуждаются). Скорость движения струи (тела) равна $V_1 = dx/dt$, где x — координата, отсчитываемая от

поверхности вглубь бассейна, $x = 0$ — уравнение поверхности бассейна (рис. 1). Радиус цилиндрической струи равен a , длина — h , начальная скорость струи до касания с поверхностью жидкости в бассейне — V_0 .

Уравнение движения струи в бассейне с водой можно записать в следующем виде:

$$\rho_1 h \frac{dV_1}{dt} = g(\rho_1 h - \rho_2 x) - \alpha \rho_2 V_1^2 - \beta \rho R T_1, \quad (1)$$

где g — ускорение свободного падения (если тело движется вниз, то g — положительная величина, если вверх — отрицательная); h — длина цилиндра; ρ — плотность пара; T_1 — температура пара; R — универсальная газовая постоянная; α — коэффициент лобового сопротивления (зависит от формы тела и режима обтекания, для простых оценок можно положить $\alpha = 0,5$); β — эмпирическая константа, подлежащая определению из эксперимента ($\beta_{\max} = 1$; при отсутствии влияния парообразования $\beta = 0$). Для простоты влияние парового взрыва в головной части тела оценивается по уравнению состояния идеального газа и полагается, что температура тела за время его внедрения в бассейн не успевает измениться значительно ($T_1 = \text{const}$) либо она известна: $T_1(x)$.

Уравнение (1) выражает условие сохранения количества движения струи $V_1 = \frac{dx}{dt}$ и поделив уравнение (1) на ρ_1 , его можно записать в таком виде:

$$h \frac{d^2x}{dt^2} + \alpha \rho_{21} \left(\frac{dx}{dt} \right)^2 + g(\rho_{21}x - h) + b = 0, \quad (2)$$

где $\rho_{21} = \rho_2/\rho_1$ — отношение плотностей жидкости и струи (или другого внедряющегося в бассейн тела); $b = \beta R T_1 \rho / \rho_1$ — некоторая константа или известная функция температуры. Предпоследний член в (2) является константой $gh(\rho_{21}-1)$ при $x \geq h$ (полное погружение тела). Если удар струи (или тела) о поверхность жидкости незначителен (плавный вход тела в жидкость), скорость тела в начальный момент касания поверхности меняется незначительно, и начальные условия для уравнения (1) или (2) имеют вид

$$t = 0, x = 0, V_1 = \frac{dx}{dt} = V_0. \quad (3)$$

При наличии парового взрыва возможны различные ситуации: если $gh > b$, скорость внедряющегося тела может нарастать, как рассмотрено выше, а при $gh \leq b$ — всегда убывает. Причем в случае малой начальной скорости внедряющегося тела влияние парообразования (парового взрыва) может быть сильнее влияния гравитационных сил, и даже определяющим в случае очень высоких температур внедряющегося тела. При высокой скорости тела гравитационные силы мало влияют на процесс внедрения, а паровой взрыв может препятствовать внедрению в бассейн сильнее, чем сопротивление жидкости. Высокоскоростное проникание тел в жидкость определяется, главным образом, инерционными силами и сопротивлением среды,

определение которого представляет значительные трудности [6]–[12]. При этом часто случаи внедрения струй и твердых тел в жидкость и твердые тела различаются лишь параметрами сред и могут рассматриваться в рамках одной и той же модели. Данная модель также может применяться для анализа внедрения струй в бассейн в случае малого изменения скорости струи.

Анализ и обоснование математической модели системы

При большой скорости тела и большой плотности жидкости в момент касания головной части тела о поверхность жидкости происходит удар. Ускорения границ жидкости имеют большие значения в течение очень короткого промежутка времени, поэтому можно рассмотреть предельный случай импульсного (ударного) изменения. Большие массовые силы непосредственно на жидкость не действуют, однако мгновенное изменение в движении границ будет создавать бесконечно большие градиенты давления, которые порождают мгновенное изменение скорости жидкости. Ни скорость границы, ни скорость жидкости не становятся большими во время такого изменения, поэтому члены в уравнении движения жидкости, содержащие скорости или их градиенты по координатам, пренебрежимо малы по сравнению с локальной производной скорости по времени. Согласно Дж. Бэтчелору [13], импульс силы, действующий на осесимметричное тело с плоской носовой частью сразу же после прямого удара о поверхность жидкости, равен

$$\frac{4}{3}\rho_2 a^3 V_0. \text{ Решение получено из рассмотрения приближен-}$$

ных уравнений движения жидкости без ограничения на вязкость жидкости (за время удара не успевает проявиться). Пренебрегая вязкой диссипацией, можно получить оценку начальной скорости проникания тела, пользуясь уравнением сохранения импульса:

$$\rho_1 \pi a^2 h V_0 = \rho_1 \pi a^2 h V_n + \frac{4}{3} \rho_2 a^3 V_0, \quad (4)$$

где V_n — скорость проникания тела в жидкость (начальная скорость внедрения струи в бассейн). Из уравнения (4)

$$V_n = \left(1 - \frac{4a}{3\pi h} \rho_{21}\right) V_0. \quad (5)$$

Как видно из выражения (5), скорость проникания струи (тела), отнесенная к начальной скорости (на подходе к поверхности бассейна), зависит только от относительных размеров струи (тела) и отношения плотностей жидкости в бассейне и струи (тела). Тонкие тела проникают без удара, даже если жидкость более плотная, чем тело. И в случае малой плотности жидкости любые тела проникают в бассейн без удара. Но если тело не тонкое и жидкость достаточно плотная, потери скорости тела при входении в жидкость за счет удара о поверхность могут быть значительными. Из (5) следует, что при

$$\frac{a}{h} = \frac{3\pi}{4} \rho_{21} \approx 2,355 \rho_{21} \quad (6)$$

вся скорость тела теряется во время удара, а при $a > 2,355 \rho_{21} h$ скорость проникания в жидкость становится

отрицательной, т. е. тело отскакивает от поверхности жидкости вверх. Рассмотренная особенность начального участка внедрения высокоскоростных тел в жидкость показывает, что при любой скорости тела в случае (6) цилиндр отдает всю кинетическую энергию при ударе о поверхность, и парадокс заключается в том, что тело с меньшей скоростью, не допускающей удара о поверхность, проникает в жидкость глубже. Как видно из (5), существует также предельный случай, когда $a \gg \rho_{12} h$ (тонкая пластина, ударяющаяся о плотную жидкость), и скорость тела после удара приобретает максимально возможное отрицательное значение.

Анализ проникания тел в жидкость требует во многих случаях также учета коэффициентов присоединенных масс. Сделать это можно, введя в первый член уравнений (1), (2) дополнительную присоединенную массу, которая для удлиненного цилиндрического тела составляет более 0,2 от массы жидкости в объеме движущегося тела; для шара, соответственно, 0,5, а для пластины порядка 1. Поскольку во многих случаях $\rho_{12} \ll 1$ (например, отношение плотностей жидкости и стали $\rho_{12} \approx 1/7,8$), для тонких (удлиненных) тел коэффициенты присоединенных масс можно не учитывать. Для затупленных тел влияние присоединенных масс может быть значительным. Так, для шара добавка к массе движущегося тела составляет порядка 6 %. При внедрении в жидкость низкой плотности (газ) удара о поверхность нет и влияние присоединенных масс мало. В некоторых случаях необходимо учитывать также влияние подсоса воздуха при внедрении струи в бассейн, но эта задача представляет отдельный интерес и здесь не приводится.

Рассматривается задача Коши для дифференциального уравнения (2) с начальными условиями

$$t = 0, x = 0, \frac{dx}{dt} = V_n, \quad (7)$$

где V_n задается по формуле (5) при наличии удара (затупленное тело, внедряющееся в плотную жидкость при больших скоростях) или $V_n = V_0$ (тонкое тело или затупленное, но движущееся сравнительно медленно либо в среде малой плотности, когда тело входит в жидкость плавно).

Уравнение (2) удобно представить в таком виде:

$$\frac{d^2 x}{dt^2} + \alpha A \left(\frac{dx}{dt} \right)^2 + g \rho_{12} + C = 0, \quad (8)$$

где $A = \rho_{12}/h$; $C = b/h - g$; $Ax = \rho_{12} = \text{const}$ при $x \geq h$.

Нелинейное дифференциальное уравнение (8) имеет аналитическое решение, которое будет рассмотрено и проанализировано ниже. Уравнение представлено в размерной форме, но во многих случаях безразмерная форма записи уравнений предпочтительна ввиду ее более общего представления и применения. Поэтому запишем далее задачу Коши (7), (8) в безразмерном виде, отнеся скорость к V_0 , расстояние — к радиусу струи a , время — к величине a/V_0 :

$$\frac{d \bar{x}}{dt} = \bar{v}, \quad \frac{d \bar{v}}{dt} = - \left[\epsilon \alpha \rho_{21} \bar{v}^2 + \frac{1}{Fr^2} (\bar{x} \epsilon \rho_{21} + \bar{b} - 1) \right], \quad \bar{x} \leq 1/\epsilon; \quad (9)$$

$$\bar{t} = 0, \quad \bar{x} = 0, \quad \bar{v} = \bar{v}_n, \quad (10)$$

где последний член во втором уравнении системы (9) при $\bar{x} > 1/\epsilon$ равен $(\rho_{21} - 1)/Fr^2$; $Fr^2 = V_0^2/(ga)$; Fr — число

Фруда; $\epsilon = a/h$ — отношение радиуса цилиндра к его длине; $b = n/V_0^2$ — отношение потенциальной энергии образующегося пара к кинетической энергии струи; $\bar{v}_n = 1$ или $\bar{v}_n = 1 - 4\epsilon\rho_{21}/(3\pi)$ (в случае удара струи о свободную поверхность жидкости в начальный момент внедрения в бассейн). Чертежками в безразмерной математической модели (9), (10) обозначены безразмерные величины. Уравнение второго порядка записано в виде системы двух уравнений первого порядка. Начальные условия (10) выражают, что на поверхности бассейна в начальный момент скорость струи равна скорости на подходе к бассейну за вычетом потери на удар о поверхность бассейна (следуя Бэтчелору).

Математическая модель (9), (10) допускает упрощенные аналитические решения и в общем случае легко реализуется на ЭВМ для ситуационного моделирования в широком диапазоне варьируемых параметров. Она позволяет найти основные закономерности проникания струи расплава в бассейн в зависимости от отношения плотностей жидкостей струи и бассейна, температуры расплава (давления пара), безразмерного критерия — числа Фруда, выражающего отношение инерционных сил к гравитационным силам, и других параметров. Из решения задачи Коши (9), (10) определяются зависимости глубины проникания струи в бассейн и скорости проникания как функции времени. Безразмерная модель одинаково пригодна для любых случаев внедрения струи одной жидкости в пространство, занятое другой жидкостью, или твердого тела в жидкость либо в твердое тело, независимо от конкретных свойств материалов. Применение модели ограничено только соблюдением условий и основных допущений, которые были положены в основу при ее разработке. Далее разработанная модель внедрения высокотемпературной струи в бассейн охладителя применена для анализа особенностей проникания струи кориума в подреакторный бассейн с водой.

Решение задачи распространения толстой струи в испаряющемся охладителе

Аналитические решения дифференциального уравнения (8) имеют вид:

$$\frac{dx}{dt} = \gamma_1 \operatorname{tg} \left[\gamma_1 \left(c_1 - \frac{\alpha \rho_{21}}{h} t \right) \right] \text{ при } \rho_{21} > 1 - \frac{b}{gh}; \quad (11)$$

$$\frac{dx}{dt} = -\gamma_2 \operatorname{cth} \left[\gamma_2 \left(c_2 - \frac{\alpha \rho_{21}}{h} t \right) \right] \text{ при } \rho_{21} < 1 - \frac{b}{gh}, \frac{dx}{dt} > \gamma_2; \quad (12)$$

$$\frac{dx}{dt} = -\gamma_2 \operatorname{th} \left[\gamma_2 \left(c_3 + \frac{\alpha \rho_{21}}{h} t \right) \right] \text{ при } \rho_{21} < 1 - \frac{b}{gh}, \frac{dx}{dt} < \gamma_2, \quad (13)$$

где $\gamma_1^2 > 0$; $\gamma_2^2 > 0$; c_1, c_2, c_3 — константы, определяемые из решения при $x \leq h$:

$$\gamma_1 = \sqrt{\frac{gh(\rho_{21}-1)+b}{\alpha \rho_{21}}}, \quad \gamma_2 = \sqrt{\frac{gh(1-\rho_{21})-b}{\alpha \rho_{21}}}, \quad \gamma_2^2 = -\gamma_1^2;$$

$$\operatorname{cth} z = \frac{e^{2x}+1}{e^{2x}-1}, \quad \operatorname{th} z = 1/\operatorname{cth} z \quad \text{— гиперболические котангенс}$$

и тангенс. Выражения (11)–(13) представляют предельный

случай общего решения уравнения (8) при $x > h$. Поскольку константы интегрирования можно определить только из сопряжения с решением дифференциального уравнения (8) для $x \leq R$, данные соотношения дают лишь возможность качественного анализа решения задачи на участке $x \geq h$ и могут быть полезны для установления адекватности построенной математической модели. При достаточно плотной жидкости, а также скорости ниже критической струя (тело) проникает на определенную глубину, а при достаточно высокой скорости на большом расстоянии от поверхности бассейна в случае, когда плотность жидкости ниже критической, тело движется с постоянной скоростью γ_2 до бесконечности. Для более подробного анализа закономерностей внедрения тела в жидкость проинтегрируем полученные простые дифференциальные уравнения первого порядка (11)–(13). В результате получим следующие выражения для глубины внедрения струи:

$$x = \frac{h}{\alpha \rho_{21}} \ln \left| \cos \left[\gamma_1 \left(c_1 - \frac{\alpha \rho_{21}}{h} t \right) \right] \right| + d_1; \quad (14)$$

$$x = \frac{h}{\alpha \rho_{21}} \ln \left| \exp \left[\gamma_2 \left(c_2 - \frac{\alpha \rho_{21}}{h} t \right) \right] - \exp \left[\gamma_2 \left(\frac{\alpha \rho_{21}}{h} t - c_2 \right) \right] \right| + d_2, \quad (15)$$

$$x = -\frac{h}{\alpha \rho_{21}} \ln \left| \exp \left[\gamma_2 \left(c_3 + \frac{\alpha \rho_{21}}{h} t \right) \right] + \exp \left[-\gamma_2 \left(\frac{\alpha \rho_{21}}{h} t + c_3 \right) \right] \right| + d_3, \quad (16)$$

$$\rho_{21} < 1 - \frac{b}{gh}, \quad \frac{dx}{dt} < \gamma_2,$$

где d_1, d_2, d_3 — константы интегрирования, подлежащие определению из сопряжения каждого из полученных частных решений (14)–(16) с общим решением уравнения (8) или из эксперимента (аналогично — с константами интегрирования c_1, c_2, c_3). При наличии парового взрыва глубина проникания струи (тела) и скорость движения снижаются, причем в случае высокотемпературной струи (расплав ядерного топлива) эффект может быть настолько значительным, что полностью определит весь процесс. По мнению многих авторитетных в данной области исследователей, имеется даже возможность парового взрыва, при котором расплав выбрасывается паром из бассейна в окружающее пространство.

Далее рассматривается аналитическое решение задачи внедрения струи расплава в бассейн с охладителем с испарением охладителя. В общем случае нелинейное дифференциальное уравнение (9) можно представить в виде

$$\frac{dx}{dt} = V, \quad \frac{dV}{dt} = -(\alpha A V^2 + g A x + C), \quad (17)$$

откуда следует, с учетом ранее введенных выражений A и C скорость имеет тенденцию к убыванию во времени, за исключением случая $Ax < 1$, т. е. $x < h\rho_{12}$, что соответствует начальному участку, для которого выполняется условие $\alpha A V^2 + g(Ax-1) + b/h < 0$, т. е. $V^2 < gh(1-\rho_{21})-b$

при $x \geq h$ или $V^2 > gh(1-\rho_{21}) - b$ при $x < h$. Из анализа положительности выражения в скобках, которое может нарушаться только в случае $Ax < 1$ и для которого далее выводится условие, видно, что в случае достаточно большого влияния парового взрыва это условие, рассмотренное здесь как исключение, невозможно, так как должно быть $gh(1-\rho_{21}) > b$ (при $x \geq h$) или $g(h-\rho_{21}x) > b$ (при $x < h$).

Система дифференциальных уравнений (9) имеет особую точку $\bar{x}_0 = (1-\bar{b})\rho_{12}/\varepsilon$, $\bar{v}_0 = 0$, что в отсутствие парового взрыва дает $\bar{x}_0 = \rho_{12}/\varepsilon$, $\bar{v}_0 = 0$. С учетом того, что система (9) справедлива на участке $\bar{x} \leq 1/\varepsilon$, особая точка входит в область определения, т. е. является реальной: $\rho_{21} \geq 1 - \bar{b}$ после точки $\bar{x} = 1/\varepsilon$. Если $\rho_{21} < 1 - \bar{b}$, то особой точки не будет. Без парообразования ($\bar{b} = 0$) особая точка отсутствует, если жидкость менее плотная, чем струя (тело). Парообразование снижает этот порог вплоть до нуля, возможен даже выброс тела из жидкости за счет парового взрыва ($\bar{b} > 1$). При отсутствии парообразования особая точка движется вглубь жидкости (глубина проникания тела увеличивается) с уменьшением относительной толщины тела и отношения плотностей жидкости и тела.

Второе уравнение автономной системы (9) можно разделить на первое и получить уравнение фазовых траекторий рассматриваемой системы

$$\frac{d\bar{v}}{d\bar{x}} = -\frac{\varepsilon\alpha\rho_{21}\text{Fr}^2\bar{v}^2 + \varepsilon\rho_{21}\bar{x} + \bar{b} - 1}{\text{Fr}^2\bar{v}} \quad (18)$$

с граничными условиями

$$\bar{x} = 0, \bar{v} = \bar{v}_n. \quad (19)$$

Уравнение первого порядка (18) каждой точке (\bar{x}, \bar{v}) ставит в соответствие наклон проходящей через нее кривой $d\bar{v}/d\bar{x}$. Получающееся поле направлений («изображение» дифференциального уравнения на фазовой плоскости) позволяет построить фазовый портрет системы в виде качественной обобщенной кривой $\bar{v}(\bar{x})$ и отсюда определить решение уравнения по заданным начальным значениям \bar{x} и \bar{v} . Можно начать с построения геометрического места точек постоянного наклона $d\bar{v}/d\bar{x} = m$ (изоклины, линии равных градиентов скорости по направлению движения струи или твердого тела). С учетом изложенного

$$\varepsilon\alpha\rho_{21}\text{Fr}^2\bar{v}^2 + m\text{Fr}^2\bar{v} + \bar{b} + \varepsilon\rho_{21}\bar{x} - 1 = 0,$$

откуда

$$\bar{v}_{1,2} = \frac{-m\text{Fr} \pm \sqrt{m^2\text{Fr}^2 - 4\varepsilon\alpha\rho_{21}(\bar{b} + \varepsilon\rho_{21}\bar{x} - 1)}}{2\varepsilon\alpha\rho_{21}\text{Fr}}. \quad (20)$$

Следуя (20), можно определить условие действительности скорости проникания струи или тела (real \bar{v}):

$$\bar{x} \leq \bar{x}_* = \frac{\rho_{12}}{\varepsilon} \left(1 + \frac{m^2\text{Fr}^2}{4\alpha\varepsilon} \rho_{12} - \bar{b} \right) = \bar{x}_0 + \frac{m^2\text{Fr}^2}{4\alpha\varepsilon^2} \rho_{12}^2. \quad (21)$$

Условие (21) определяет максимально возможную глубину проникания струи в бассейн (тела в жидкость) при разных параметрах. При $m = 0$ (скорость не меняется по \bar{x}) $\bar{x}_* = \bar{x}_0$. В особой точке $\bar{x} = \bar{x}_0$ скорость равна нулю и струя останавливается. Однако после этого более плотная струя, чем жидкость в бассейне, может продолжить движение за счет гравитационных сил вниз, а в случае более плотной жидкости в бассейне — вверх. Но в последнем случае струя просто распределится по бассейну и прекратит свое существование как таковая, в то время как твердое тело будет продолжать движение.

При наличии парового взрыва участок погружения струи (тела) может быть коротким. Если оценить его по максимальному градиенту в начале погружения, когда

$$m_0 = -\frac{\alpha\varepsilon\rho_{21}\bar{V}_n^2\text{Fr}^2 + \bar{b} - 1}{\text{Fr}^2\bar{V}_n}, \quad (22)$$

условие непроникания тела в жидкость имеет вид $\bar{b}_* = 1 + \alpha\varepsilon\rho_{21}\bar{V}_n^2\text{Fr}^2$, откуда с учетом удара о поверхность

$$\bar{b}_* = 1 + \alpha\varepsilon\rho_{21}\text{Fr}^2 \left(1 - \frac{4\varepsilon}{3\pi} \rho_{21} \right)^2. \quad (23)$$

Для тонкого тела и малой плотности жидкости ($\varepsilon\rho_{21} \ll 1$) из (23) следует

$$\bar{b}_* = 1 + \alpha\varepsilon\rho_{21}\text{Fr}^2,$$

что при малых скоростях струи (тела), когда $\text{Fr}^2 \approx 1$ или $\text{Fr}^2 \ll 1$, выражает уравновешивание веса струи (тела) давлением парового потока. При $\text{Fr}^2 \gg 1$ величина \bar{b}_* может значительно превышать единицу.

Для численного решения краевой задачи (18), (19) и вычислительного эксперимента на ЭВМ построим вначале изоклины, учитывая, что параметр m изменяется от значения m_0 в начале процесса внедрения струи в бассейн до 0, причем m_0 может быть и положительным, как обсуждалось ранее (разгон за счет значительных архимедовых сил или парового взрыва). Очевидно, что изоклины являются параболами по скорости проникания струи в бассейн:

$$\bar{x} = \frac{\rho_{12}}{\varepsilon} (1 - \bar{b}) - \frac{\rho_{12}}{\varepsilon} m\text{Fr}^2\bar{V} - \alpha\text{Fr}^2\bar{V}^2. \quad (24)$$

Исследование функции (24) на экстремум по \bar{V} показывает, что максимум $\bar{x}(\bar{V})$ равен ранее найденному значению \bar{x}_* (21):

$$\bar{x} = \bar{x}_*, \quad \bar{V}_* = -\frac{\rho_{12}}{2\varepsilon\alpha} m. \quad (25)$$

Как видно из (25), максимальная глубина проникания струи (тела) в бассейн при $m < 0$ (убывание скорости по \bar{x}) будет такой же, как и при $m > 0$. Отличие состоит лишь в том, что в первом случае $\bar{V}_* > 0$ (движение вниз), а во втором — $\bar{V}_* < 0$ (движение в обратном направлении), т. е. тело либо замедляется до точки остановки и затем идет вверх, либо остается неподвижным в точке $\bar{x} = \bar{x}_*$ ($\bar{V}_* = 0$ при $m > 0$). Интересно, что через точку \bar{x}_0 проходят все фазовые траектории системы. По представленным данным можно изучить все возможные варианты развития системы при изменении ее параметров.

Моделирование охлаждения образующихся в бассейне капель расплава

Свободные поверхности струи подвержены возмущениям. При нарастании возмущений от поверхности струи отделяются капли, которые затем могут в свою очередь распадаться на более мелкие капли. Постепенно на отдель-

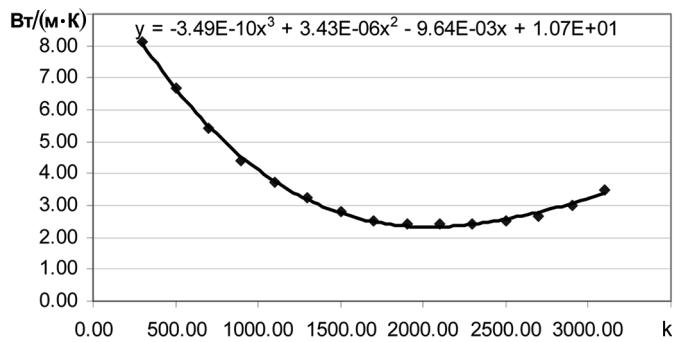


Рис. 2. Зависимость коэффициента теплопроводности от температуры

ные фрагменты и капли распадается вся струя. Явление диспергирования струи на капли, их последующее охлаждение и застывание, а затем охлаждение застывших частиц — серьезные самостоятельные проблемы. В данной работе кратко анализируется процесс остывания капли, поскольку он лимитирует интенсивность охлаждения расплава кориума в подреакторном бассейне охладителя. Численное решение трехмерной нестационарной задачи теплопроводности для частицы решалось в следующей постановке:

$$\rho_1 c \frac{dT_1}{dt} = \operatorname{div}(k \cdot \operatorname{grad} T_1) + q; \quad (26)$$

$$t = 0, \quad T_1 = T_1^0 \cdot \exp(-x^2 - y^2); \quad x^2 + y^2 + z^2 = 1, \quad T_1 = T_1^0, \quad (27)$$

где k — коэффициент теплопроводности ядерного топлива (зависимость от температуры представлена на рис. 2); $q = 108/(4/3 \cdot 3,14)$ — интенсивность внутренних тепловыделений в топливе (все единицы в СИ); $c = 2849$ — удельная теплоемкость; $\rho_1 = 8000$; T_1 — температура топлива. Коэффициент теплопроводности — нелинейная функция

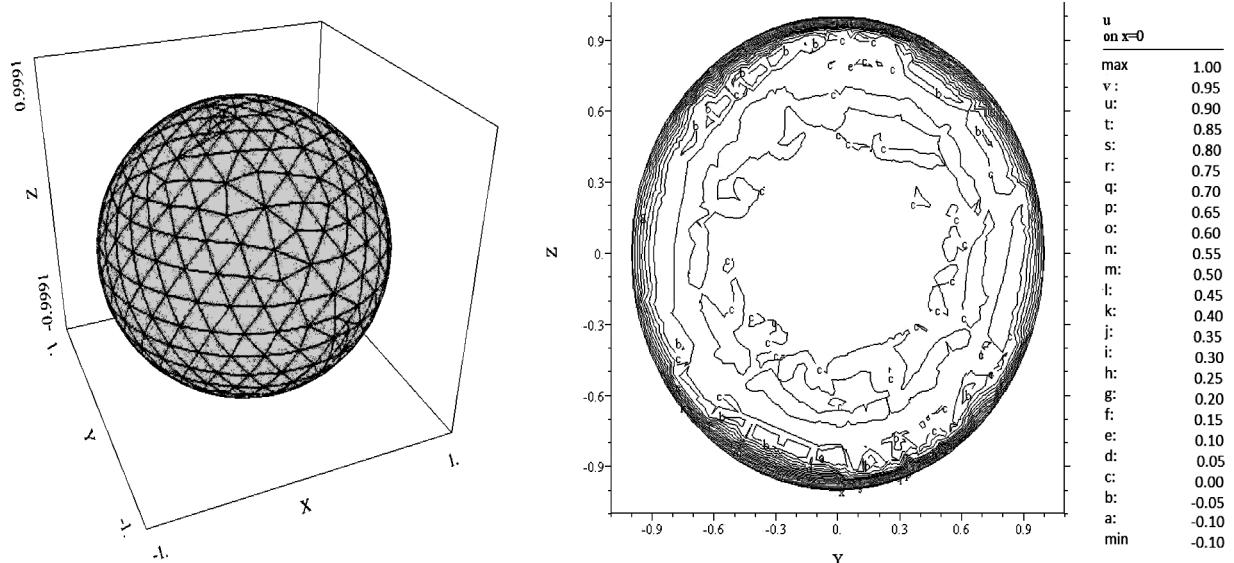


Рис. 3. Расчетная сетка для частицы топлива (слева) и температуры в плоскости yz частицы при $t = 1,0$, $x = 0$

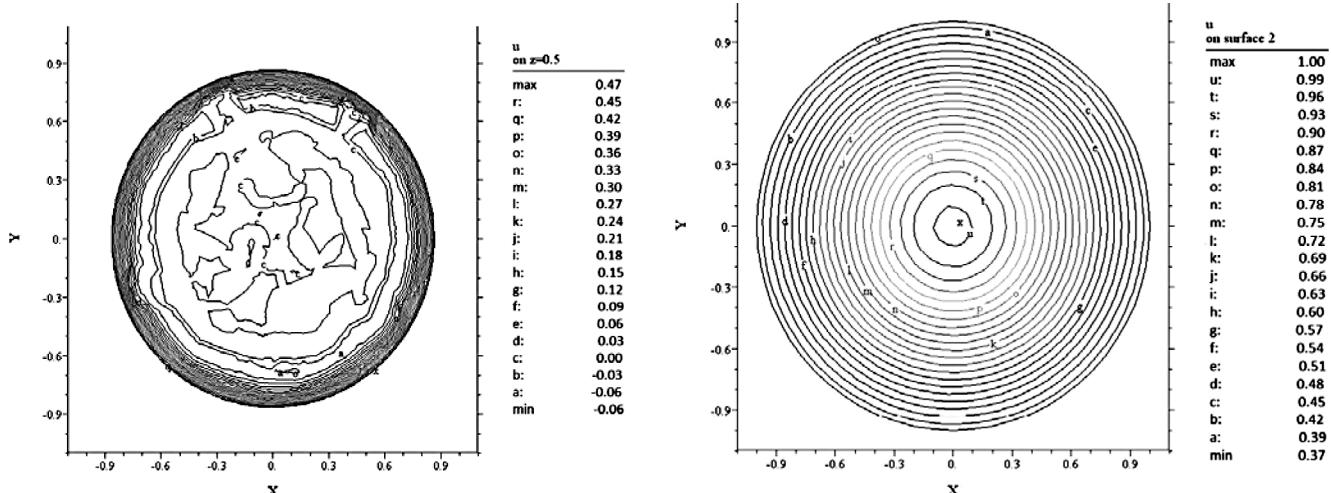


Рис. 4. Распределение температуры в плоскости xy частицы при $z = 0,5$ (слева) и по полусфере частицы, $t = 1,0$

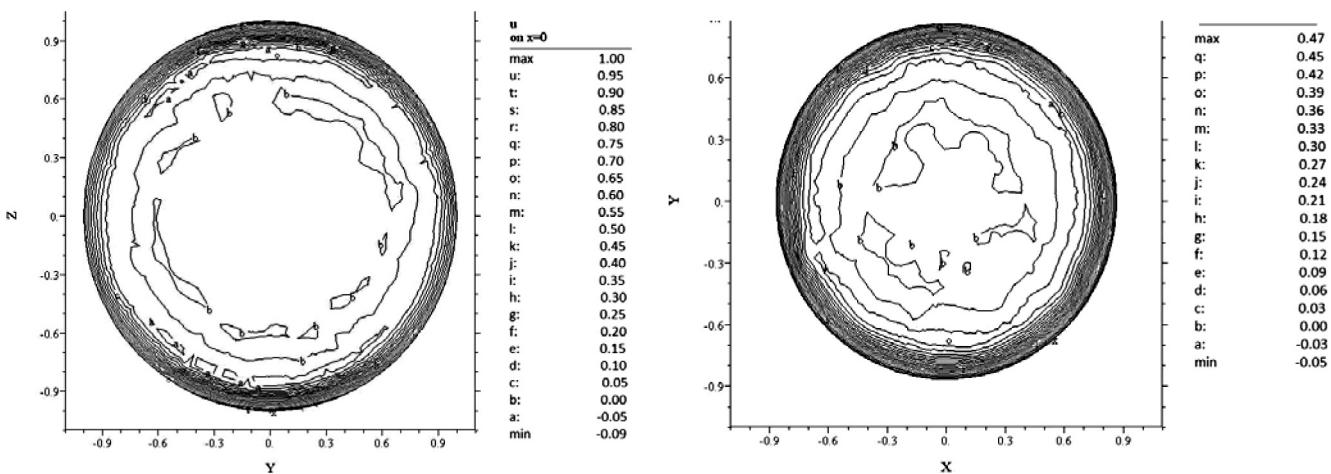


Рис. 5. Распределение коэффициента теплопроводности в плоскости yz частицы при $t = 1,0$, $x = 0$ (слева) и температуры в плоскости yz частицы при $t = 600$, $z = 0,5$

температуры. В начальный момент времени температура задана в виде экспоненциального распределения, убывание идет от центра к поверхности частицы топлива.

Решение поставленной нелинейной трехмерной краевой задачи для уравнения теплопроводности (26), (27) получено численно методом конечных объемов. Программа для компьютерного моделирования составлена в среде платформы FLEX PDE. Результаты расчетов представлены на рис. 3–5.

Как видно из рис. 2, зависимость коэффициента теплопроводности от температуры значительна, однако в диапазоне реальных температур при тяжелой аварии на АЭС она менее существенна и мало влияет на результаты расчетов, что следует из рис. 3–5, соответствующих моментам времени 1,0 и 600. Эволюцию полей температуры на отрезке времени от 1 до 600 можно проследить по полученным данным компьютерного моделирования для моментов времени от $t = 1,0$ до $t = 600$. Нетрудно заметить, что на указанном интервале времени изменения системы незначительные. По полученной методике можно провести детальные расчеты в каждом конкретном случае и выполнить оценку параметров системы пассивной защиты от тяжелых аварий.

Выводы

Разработанные математические модели внедрения высокотемпературных струй расплава в бассейн испаряющегося охладителя, пригодные также для моделирования внедрения высокотемпературных тел цилиндрической формы, позволили установить основные закономерности таких систем. Полученные результаты представлены в виде размерных и безразмерных краевых задач и их аналитических решений для ряда предельных случаев, дающих понимание особенностей изучаемой системы и взаимовлияния разных варьируемых параметров.

Последнее важно ввиду ограниченных возможностей проведения физических, а тем более — натурных испытаний для систем пассивной защиты от тяжелых аварий на АЭС. В реальных ситуациях, к сожалению, варьируемость параметров очень высока, поскольку, начиная с физических свойств расплава кориума, неопределенность исходных данных при моделировании тяжелых аварий неустранима

и поэтому требует ситуационного моделирования для установления пределов возможного развития событий. Расчет фазового портрета исследуемой системы позволяет установить наиболее общие закономерности ее развития. Это устраняет необходимость детальных расчетов в широком диапазоне варьируемых параметров, так как можно вначале выбрать только наиболее интересные варианты, отбросив нереальные или неинтересные с какой-либо точки зрения. Например, из полученных результатов можно определить максимальную глубину проникания струи (тела) в бассейн и установить параметры, при которых это возможно. Имея представленный арсенал разработанных размерных и безразмерных математических моделей внедрения высокотемпературных струй в бассейн испаряющегося охладителя, полученные аналитические решения и упрощенные формулы для ряда предельных случаев, легко представить картину поведения струи в бассейне и вычислить критические для работы пассивной системы защиты от тяжелых аварий значения параметров: максимальную глубину проникания струи в бассейн, ширину занимаемой расширяющейся в бассейне струей области, размер дисперсий, получаемых при распаде струи на капли и последующем дальнейшем распаде капель на более мелкие капли. Если глубина проникания струи определяет требуемую глубину бассейна (поскольку радиоактивный расплав кориума не должен вступать в контакт с дном бассейна), то размер образующихся капель и ширина области, занимаемой струей и каплями в бассейне, лимитирует процесс охлаждения капель и процессы их последующего застывания и затвердевания. Последнее определяет интенсивность и качество контролируемого охлаждения расплава кориума, что важно для успешного выполнения основной задачи пассивной системы защиты АЭС от тяжелой аварии.

Список литературы

1. Казачков И. В., Али Хасан Могаддам. Моделирование теплогидравлических процессов при тяжелых авариях на АЭС: Монография. — К.: НТУУ «КПИ», 2008. — 172 с.
2. Казачков И. В. Современное состояние и некоторые проблемы моделирования тяжелых аварий на зарубежных АЭС // Ядерная и радиационная безопасность. — 2003. — № 1. — С. 25–34.
3. Ali Hasan Mogaddam, I. V. Kazachkov. Modelling of the corium melt interaction with water and vapour during severe accidents

- at NPP// 3rd WSEAS Int. Conf., Univ. of Cambridge, February 23–25, 2008. — P. 71–76.
4. *Вахид Хасани Могаддам, Казачков И. В.* О моделировании изгибных возмущений струй расплава в подреакторном бассейне с водой при тяжелой аварии на АЭС // Ядерная физика и энергетика. — 2009. — Т. 10. — № 3. — С. 293–298.
5. *Park H. S., Kazachkov I. V., Sehgal B. R., Maruyama Y. and Sugimoto J.* Analysis of Plunging Jet Penetration into Liquid Pool in Isothermal Conditions/ ICMF 2001: Fourth International Conference on Multiphase Flow, New Orleans, Louisiana, U.S.A., May 27 – June 1, 2001. — P. 65–69.
6. *Лаврентьев М. А., Шабат Б. В.* Проблемы гидродинамики и их математические модели. — М.: Наука, 1973.
7. *Kolev N. I.* Verification of IVA5 computer code for melt-water interaction analysis/ Proc. NURETH-9. — 1999. — P. 90–99.
8. Итоговый отчет по проекту COTELS за 2000 год: РГП НЯЦ РК, Инв.№ 54 от 22.11.05 г.
9. Математическое моделирование теплогидравлических процессов, тяжелых аварий на ядерных реакторах: Аналит. обзор РГП НЯЦ РК, Инв. № 83 от 26.10.04 г.
10. *Eichelberger . J.* Experimental test of the theory of penetration by metallic jets// J. Appl. Physics. — 1956. — V. 27. — 1.
11. *Кинеловский С. А., Маевский К. К.* Проникание кумулятивных струй в твердую преграду// Журнал прикладной механики и технической физики. — 1989. — 2.
12. *Акаев А. С., Васильев Ю. С., Зверев В. В., Нуруманов Д. К.* Применение «FLUENT» для описания теплогидравлических процессов в экспериментальных устройствах, моделирующих развитие тяжелой аварии в ядерном реакторе// Вестник НЯЦ РК. — 2005. — Вып. 3. — С. 24–31.
13. *Бэтчелор Дж.* Введение в динамику жидкости: Пер. с англ. — М.: Мир, 1973. — 778 с.

Надійшла до редакції 18.02.2010.

В. И. Скалоубов¹, Ю. А. Комаров¹,
В. В. Богодист², Ю. Ю. Воробьев³,
И. М. Фольтов²

¹ Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины

² ГП НАЭК «Энергоатом»

³ Международный центр по ядерной безопасности КНУ

Анализ эффективности регулирования системы аварийного охлаждения активной зоны насосами высокого давления на АЭС с ВВЭР-1000/В-320

Показано, что установка регулирующих клапанов на САОЗ ВД ВВЭР-1000/В-320 может быть эффективной только в случае дополнительных настроек по учету скорости изменения положения рабочего органа запорно-регулирующего клапана, а также конфигурации систем, обеспечивающих охлаждение 1-го контура.

Ключевые слова: водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР); защитная система аварийного охлаждения зоны реактора насосами высокого давления (САОЗ ВД); запорно-регулирующий клапан (ЗРК).

В. I. Скалоубов, Ю. О. Комаров, В. В. Богодист, Ю. Ю. Воробьев,
I. M. Фольтов

Аналіз ефективності регулювання системи аварійного охолоджування активної зони насосами високого тиску на АЕС з ВВЕР-1000/В320

Показано, що установлення регулюючих клапанів на САОЗ ВТ ВВЕР-1000/В-320 може бути ефективним тільки у разі додаткових настроювань з урахуванням швидкості переміщення робочого органу запорно-регулюючого клапана, а також конфігурації систем, що забезпечують охолоджування 1-го контуру.

Ключові слова: водо-водяний енергетичний реактор (ВВЕР); захисна система аварійного охолодження активної зони реактора насосами високого тиску (САОЗ ВТ); запорно-регулюючий клапан (ЗРК).

© В. И. Скалоубов, Ю. А. Комаров, В. В. Богодист, Ю. Ю. Воробьев,
И. М. Фольтов, 2010

В целях повышения эффективности и надежности управления авариями с течью 1-го контура реакторной установки малосерийных ВВЭР-1000/В-320, 338, для которых критичной является работоспособность защитной системы безопасности (СБ) — системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) с насосами высокого давления (ВД), — разработаны технические обоснования и решения [1] о необходимости модернизации этой системы путем регулирования подачи охлаждающей воды в 1-й контур. Основная цель регулирования расхода САОЗ ВД заключается в установке запорно-регулирующих клапанов (ЗРК) для обеспечения необходимого запаса температуры теплоносителя до кипения на выходе из активной зоны (ΔT_s) за счет поддержания допустимого давления (P) в 1-м контуре. По мнению разработчиков [1], такое регулирование позволит существенно повысить эффективность и надежность управления авариями с течью теплоносителя (в том числе и межконтурной течью): сократить время подключения САОЗ с насосами низкого давления (НД) после отключения САОЗ ВД, ограничить потери теплоносителя, уменьшить вероятность отказа проектных арматур и термошока и т. д. [1]. Непосредственное регулирование расхода САОЗ ВД предполагается осуществлять ЗРК, установленными на байпасе проектной арматуры напорной линии САОЗ ВД, которые предназначены для поддержания необходимого запаса до кипения и давления 1-го контура. Примером таких регуляторов могут быть системы автоматического регулирования первой управляющей системы безопасности — УСБ-1 [2, раздел 1.2.1: Регуляторы САОЗ ВД], в которой предполагается поддержание запасов до кипения $\Delta T_s = 10^\circ\text{C}$; 15°C ; 20°C и фиксированного значения давления в трех режимах по выбору оператора: стерегущем режиме (РСТ), режиме поддержания запаса до кипения (ΔT_s) и режиме поддержания давления (РПД). Входными сигналами регуляторов являются давление теплоносителя в 1-м контуре (P), температура теплоносителя в разных местах 1-го контура (T_{1K}) и положение рабочего органа ЗРК (H).

В качестве контраргументов установки на байпасе регуляторов САОЗ ВД ВВЭР-1000/В-320 могут выступать следующие соображения:

1. В отличие от малосерийных энергоблоков с ВВЭР-1000 [1] в проекте ВВЭР-1000/В-320 предусмотрено в случае исчерпания запасов баков автоматическое переключение насосов САОЗ ВД на подпитку от приемка гермооболочки. Поэтому вопросы сокращения времени подключения САОЗ НД не столь актуальны для ВВЭР-1000/В-320.

2. Наиболее опасен для возникновения термошока корпуса реактора при срабатывании САОЗ ВД момент достижения некоторой критической температуры, в который ожидается начало развития постулируемого дефекта в корпусе реактора. Главными факторами при этом являются скорость охлаждения и давление 1-го контура, которые максимальны на начальных фазах аварийных процессов с подачей от САОЗ ВД. Предполагаемый алгоритм работы регуляторов путем включения в автоматический режим оператором при несвоевременных действиях может привести к позднему снижению расхода САОЗ ВД и опасным условиям возникновения термошока.

3. ЗРК САОЗ ВД являются дополнительными активными элементами СБ, что определяет возможность возникновения дополнительных отказов, связанных с выполнением процесса регулирования. Тем не менее, без учета действий оператора установленные ЗРК не влияют на процесс охлаждения активной зоны.

4. Установка ЗРК требует пересмотра проекта САОЗ ВД (в том числе связанного с изменением гидравлических характеристик системы, трассировкой и размещением дополнительных элементов, условиями регулирования). Представленные, например, технические обоснования [1] недостаточны для необходимости и возможности установки регулятора на ВВЭР-1000/В-320.

5. Регулирование расхода САОЗ ВД требует субъективного вмешательства операторов (в том числе идентификация исходного события, оценки состояния и распределения теплоносителя в петлях, выбор режимов регулирования, выбор статуса расхолаживания 1-го контура). Это осуществляется в рамках симптомно-ориентированных инструкций по ликвидации аварии (СОАИ), в которые добавляются соответствующие шаги с возможностью использования ЗРК. Путь без использования ЗРК в инструкциях также остается, что усложняет СОАИ.

Поэтому вопрос широкого внедрения установок ЗРК САОЗ ВД (в том числе для серийных энергоблоков ВВЭР-1000/В-320) требует дополнительного изучения. В этой работе анализируется принципиальная возможность осуществления эффективного и надежного регулирования запасов температуры до кипения и давления в 1-м контуре с помощью ЗРК САОЗ ВД на байпасе проектной арматуры напорной магистрали.

Анализ процессов регулирования

В режиме ΔT_s регулятор САОЗ ВД поддерживает запас температуры до вскипания теплоносителя. Уставка по запасу температуры может принимать фиксированное значение, равное 10°C, 15°C или 20°C [2]. В данном режиме регулятор поддерживает равное нулю рассогласование:

$$EPS = P_s - P_{lk} - \alpha H, \quad (1)$$

где EPS — рассогласование регулятора; $P_s = f(T_{lk} + dT)$ — давление насыщения как функция преобразования температуры насыщения; T_{lk} — температура теплоносителя 1-го контура; dT — уставка по запасу температуры; P_{lk} — давление теплоносителя 1-го контура; H — положение ЗРК, %; α — коэффициент.

В режиме РПД регулятор САОЗ ВД поддерживает равное нулю рассогласование:

$$EPS = P_3 - P_{lk} - \alpha H, \quad (2)$$

где P_3 — заданное значение давления.

Алгоритм введения режима регулирования предполагается следующим (ЗРК в начальном положении «открыто» или полностью открывается перед началом работы):

1. Открытие по уставкам срабатывания отсечной проектной арматуры на напоре САОЗ ВД в 1-й контур.

2. Идентификация исходного события и снятие запрета на закрытие отсечной проектной арматуры.

3. Закрытие оператором отсечной проектной арматуры на напоре САОЗ ВД и направление всего расхода канала САОЗ ВД через открытый ЗРК.

4. Перевод оператором регулятора из стерегущего режима (РСТ) в режим поддержания запаса до кипения (ΔT_s) или в режим поддержания давления (РПД) и начало работы насосов ВД через регулятор на байпасе.

Таким образом, по отношению к проектному режиму (без регуляторов) в режиме регулирования дополнительно

могут возникнуть следующие отказы/ошибочные действия оператора:

1) ошибочные действия по выводу регулятора из РСТ при отказе автоматики на снятие запрета по закрытию отсечной проектной арматуры (некритичный отказ для выполнения функций безопасности);

2) ошибочные действия по открытию байпасируемой арматуры после вывода регулятора из РСТ (некритичный отказ для выполнения функций безопасности);

3) ошибочные действия по включению режима РПД с потерей контроля запаса до кипения теплоносителя в активной зоне (критический для безопасности отказ);

4) ошибочные действия или отказы автоматики по закрытию байпасируемой арматуры при работе регулятора в режиме РСТ (критический для безопасности отказ);

5) ошибочные действия по выбору режимов регулирования и/или связанные с потерей контроля регулирования процесса (критические для безопасности отказы).

Вероятности возникновения критических для выполнения САОЗ ВД функций безопасности отказов могут быть значимыми, так как связаны с действиями персонала («человеческий фактор»). Поэтому при неэффективной работе ЗРК общие показатели (частота повреждения активной зоны) могут быть при прочих равных условиях хуже, чем в проектном режиме. Однако этот вопрос требует дополнительных обоснований и здесь не рассматривается.

Некритичные для безопасности отказы не влияют (при прочих равных условиях) на общие показатели безопасности, но работа регуляторов при таких отказах является неэффективной.

При реализации проектного алгоритма регулирования ЗРК САОЗ ВД на напорной магистрали целесообразно рассмотреть отдельно режимы поддержания ΔT_s и РПД.

Исходя из гидравлических характеристик трубопроводов САОЗ ВД, на которых установлены дроссельные и сужающие устройства, эффективное регулирование путем изменения положения штока ЗРК будет осуществляться при создании коэффициента гидравлического сопротивления (КГС) ЗРК, сравнимого с КГС напорного трубопровода или превышающего его значение. Для этого необходимы небольшие степени открытия ЗРК. Очевидно, что уменьшение проходного сечения клапана даже в два раза при изначальном КГС ≈ 35 для клапана с условным диаметром 125 мм [3] увеличит КГС ЗРК до $2^2 \times 35 = 140$, что меньше, чем суммарный КГС дроссельного и сужающего устройств: $245 + 49 = 294$ [4]. Таким образом, в области открытия клапана ориентировочно от 40 до 100 % регулирование не будет эффективным. Это означает, что использование одного закона регулирования для всего интервала изменения положения клапана (от 0 до 100 %) также нецелесообразно. Чтобы добиться желаемого эффекта, необходимо «сдвинуть» начальное положение штока ЗРК в область эффективного регулирования.

Для этого в алгоритме регулятора необходимо предусмотреть блокировку принудительного закрытия при повышении запаса до насыщения сверх определенной уставки. Данный алгоритм реализован на энергоблоке № 1 Ровенской АЭС [5], причем при превышении ΔT_s (high) блокировка отключает регулятор и выдает команду на закрытие ЗРК с уменьшенной скоростью (например, 5 с — «ход» и 5 с — «стоп» до момента снятия сигнала). Повторное включение регулирования производится при снижении ΔT_s до значения уставки минус зона нечувствительности.

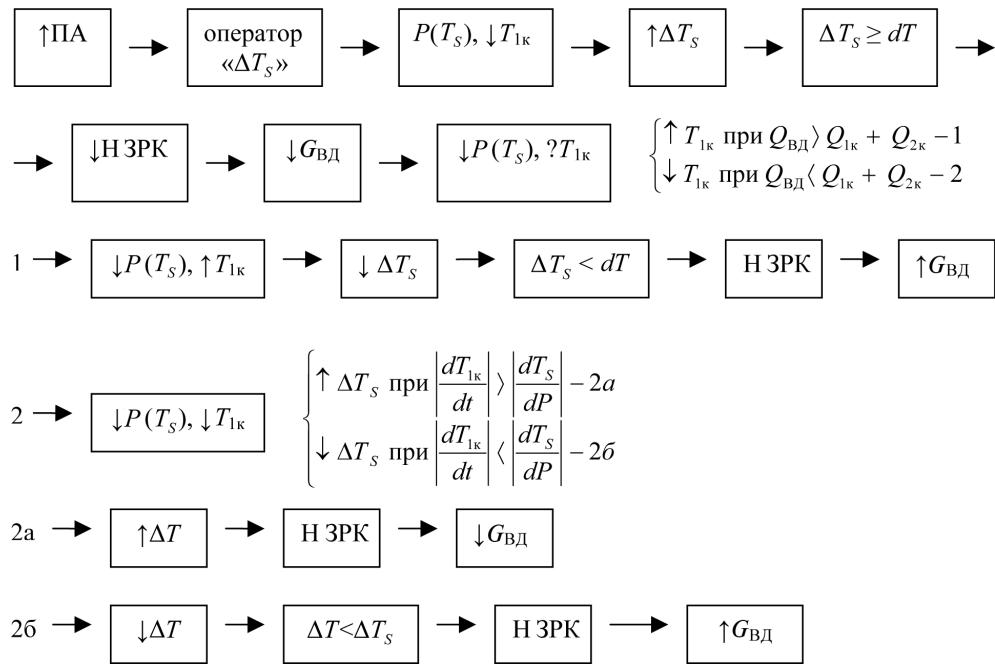


Рис. 1. Процессы регулювання ЗРК САОЗ ВД

вительности, причем на момент включения запоминается текущее положение ЗРК в качестве «0» отсчета, от которого будет отсчитываться обратная связь по положению клапана. Данный алгоритм позволяет перевести регулятор из полностью открытого положения в положение, когда его регулирование будет эффективно, т. е. ближе к небольшим степеням открытия.

Последовательность развития событий при регулировании в режиме поддержания ΔT_s приведена схематично на рис. 1.

В случае срабатывания уставок на включение подачи воды от САОЗ ВД в 1-й контур (в том числе и при авариях с течью теплоносителя) оператор должен включить «режим ΔT_s », и регулятор осуществляет контроль за выполнением рассогласования (1). В начальные моменты происходит увеличение давления ($\uparrow P$) и снижение температуры теплоносителя ($\downarrow T_{1\kappa}$), что приводит к увеличению запаса до кипения ($\uparrow \Delta T_s$). При достижении уставки dT (1) регулятор начнет закрываться ($\downarrow H \text{ ЗРК}$), что должно привести к уменьшению общего расхода от насосов САОЗ ВД в 1-й контур ($\downarrow G_{\text{ВД}}$), а соответственно, и к снижению давления ($\downarrow P$) при прочих равных условиях. В зависимости от условий охлаждения в 1- и 2-м контурах (Q_1, Q_2), а также влияния на температуру теплоносителя непосредственно расхода от САОЗ ВД ($Q_{\text{ВД}}$) возможны два разных состояния:

температура теплоносителя увеличивается ($\uparrow T_{1\kappa}$) — при определяющем влиянии сокращения подачи охлаждающей воды от САОЗ ВД;

температура теплоносителя падает ($\downarrow T_{1\kappa}$) — при определяющем влиянии условий охлаждения по 1- и 2-му контуру другими системами.

В первом состоянии дальнейшее регулирование по рассогласованию (1) приведет к росту расхода от САОЗ ВД ($\uparrow G_{\text{ВД}}$, рис. 1). Таким образом, в этих условиях действия регулятора приводят к *автоколебательному процессу* в системе, а работа регулятора неэффективна и снижает общую

надежность САОЗ ВД по выполнению проектных функций (отсутствует возможность устойчивого снижения давления в 1-м контуре до уставок включения насосов САОЗ НД, частые противоположные перемещения рабочего органа ЗРК, циклические термодинамические нагрузки на корпус и конструкции реактора и т. п.).

Во втором случае ($\downarrow P, \downarrow T_{1\kappa}$) в дальнейшем процессе также возможны два разных состояния:

увеличение ΔT_s при условии, что скорость снижения температуры теплоносителя больше, чем скорость снижения давления ($\left| \frac{dT_{1\kappa}}{dt} \right| > \left| \frac{dT_s(P)}{dt} \right|$);

уменьшение ΔT_s в противном случае.

В дальнейшем эти два разных состояния (см. рис. 1) приведут или к автоколебательному процессу (при $\downarrow \Delta T_s$), или к устойчивому регулированию (при $\uparrow \Delta T_s$).

Таким образом, эффективное регулирование ЗРК САОЗ ВД при последовательной схеме подключения возможно только при дополнительных настройках в режиме поддержания ΔT_s :

$$\frac{dT_s}{dt} \left[\frac{dP}{dt} \left(\frac{dH}{dt} \right), P \right] < \frac{dT_{1\kappa}}{dt} (Q_{1\kappa}, Q_{2\kappa}), \quad (3)$$

$$\left| \frac{dT_{1\kappa}}{dt} \right| \left(\frac{dH}{dt} \right) < \left| \frac{dT_{1\kappa}}{dt} \right| (Q_{1\kappa}, Q_{2\kappa}). \quad (4)$$

Условия (3), (4) означают, что для эффективного регулирования необходим не только сигнал по текущему положению рабочего органа ЗРК [условие (1)], но и учет сигналов по скорости его перемещения, а также конфигурации систем, обеспечивающих расхолаживание и поддержание давления в 1-м контуре.

В зависимости от величины течи 1-го контура возможны несколько случаев. Для относительно малых течей (например, диаметром 20 мм) характерен достаточно быстрый

отклик давления 1-го контура на увеличение подпитки САОЗ ВД при регулировании ЗРК. В этом случае в запасе до насыщения «срабатывает» составляющая по давлению 1-го контура. Регулирование для данных течей происходит уверенно, колебательный процесс возможен. Расхода охлаждающей воды недостаточно для отвода всего тепла активной зоны, поэтому тепло направляется из 1-го контура в парогенераторы (ПГ), и естественная циркуляция или главные циркуляционные насосы (ГЦН) позволяют перемешивать воду 1-го контура. При наличии в таком состоянии расходохлаждения по 2-му контуру температура 1-го контура следует за 2-м и ЗРК позволяет поддерживать давление 1-го контура, соответствующее заданному запасу. Для снижения автоколебаний возможно отключение избыточных каналов САОЗ ВД (нагружение оставшегося ЗРК) или подача стабилизирующего расхода от системы подпитки-продувки.

При увеличении размера течи (например, до течи через предохранительный клапан компенсатора давления — ПК КД), теплоотвод через САОЗ ВД практически соответствует энерговыделению от активной зоны. Для данных течей начинает также вступать в действие температурная составляющая в запасе до насыщения, соответствующая изменению температуры теплоносителя. При уменьшении запаса и увеличении расхода от САОЗ ВД благодаря значительным паровым областям в 1-м контуре отклик давления слабый, а снижение температуры на выходе активной зоны после прохода охлаждающей воды через активную зону значительно. Это может привести к колебаниям «температурного» типа, поскольку скорость движения теплоносителя при естественной циркуляции на порядок меньше и время отклика определяется минутами. В этом интервале течей возможны колебания запаса с периодом 10–15 мин. Стабилизирующими мерами в этом случае может служить снижение избыточности подпитки и наличие стабилизирующего постоянного расхода совместно с расходохлаждением 2-го контура.

Дальнейшее увеличение диаметра течи приводит к разрыву циркуляции в 1-м контуре и реверсу теплового потока от 2-го контура к 1-му контуру. Характерны разрывы циркуляции в горячих нитках и переохлаждение активной зоны водой САОЗ. Использование уставки по запасу в горячих нитках теряет эффективность из-за большого отличия от запаса на выходе активной зоны. Использование же уставки по запасу на выходе из активной зоны может привести к колебательному процессу. Несмотря на это, использование в качестве уставки запаса на выходе из активной зоны для данных течей позволит избежать или смягчить условия термошока (включая течь через ПК КД).

Дальнейшее увеличение диаметра течи потребует непрерывной подпитки САОЗ для охлаждения. Запас до насыщения (особенно для течей холодной нитки) достаточно долго будет находиться около 0 °C, что означает охлаждение активной зоны путем кипения. В этом случае включение регулятора ЗРК САОЗ ВД приводит к нахождению его в открытом положении без осуществления регулирования. Таким образом, для данных течей регулирование практически не происходит.

Учитывая сложность системы, над которой осуществляется регулирование, выбор характеристик регулятора, алгоритма ввода его в действие и вывода из автоматического режима возможен только с помощью расчетного анализа при использовании расчетных моделей энергоблоков, таких как RELAP-5. Анализ должен учитывать меры по

снижению автоколебаний в системе. Данная работа в настоящий момент проводится.

В режиме поддержания давления (РПД) работа регулятора также может приводить к автоколебательному процессу: начальный рост давления ($\uparrow P$) приводит к уменьшению рассогласования ΔP [условие (2)], закрытию регулятора ($\downarrow H$ ЗРК) с последующим снижением расхода САОЗ ВД ($\downarrow G_{ВД}$) и снижению давления в 1-м контуре. Снижение давления в 1-м контуре при прочих равных условиях может привести к последующему увеличению расхода от САОЗ ВД ($\uparrow G_{ВД}$), связанному с уменьшением противодавления. Эффективность регулирования в этом случае будет обусловлена обеспечением дополнительных условий преобладания фактора изменения давления 1-го контура за счет изменения гидравлического сопротивления регулятора перед фактором изменения противодавления для работы насосов САОЗ ВД.

Более того, режим поддержания давления (РПД) вообще нецелесообразен, потому что в этом случае регулирование осуществляется только по давлению в 1-м контуре без контроля запаса до кипения теплоносителя в активной зоне, являющегося одним из критериев безопасности.

Выводы

Приведенный в работе анализ позволяет сделать следующие основные выводы:

1. Установка на байпасе проектной арматуры напорной магистрали САОЗ ВД регулирующих клапанов может привести к возникновению критических для безопасности дополнительных отказов, связанных с возможными ошибочными действиями персонала, вероятность которых возрастает в условиях автоколебательных режимов регулирования.

2. Проектный алгоритм действия регулирующих клапанов САОЗ ВД при несвоевременных действиях оператора не эффективен для устранения наиболее опасных условий возникновения термошока корпуса реактора.

3. Работа регулирующих клапанов в общем случае может быть эффективной при дополнительных настройках по учету скорости рабочего органа регулятора, а также условиях и конфигурациях систем, обеспечивающих охлаждение 1-го контура. В противном случае установка регулирующих клапанов может быть не только неэффективной, но и снижать надежность выполнения САОЗ ВД функций безопасности.

Незэффективность работы ЗРК в автоколебательном режиме связана с такими основными факторами:

а) отсутствием возможности устойчивого снижения давления в 1-м контуре до уставок включения насосов САОЗ НД;

б) возникновением дополнительных циклических термодинамических нагрузок на конструкции реактора и оборудование реакторного контура и др.

Снижение надежности выполнения функций САОЗ ВД в автоколебательном режиме обусловливается:

а) увеличением вероятности отказа регуляторов, вызванного частыми противоположными перемещениями рабочего органа регулятора;

б) увеличением вероятности ошибочных действий операторов, связанных с отсутствием идентификации таких

режимов і/іли регламентуванням дій в умовах автоколебальних процесів.

4. Дальніше розвиток обґрунтування целесообразності установки регуляторів на САОЗ ВД має бути направлено на:

а) аналіз всіх можливих початкових подій і проектних/запроектних аварійних послідовностей, в яких критичною для безпеки є система САОЗ ВД, на предмет можливості виникнення автоколебальних процесів при установці регуляторів;

б) оцінку впливу (при інших рівних умовах) на загальні показники безпеки енергоблоку установки регуляторів САОЗ ВД (в тому числі з урахуванням можливих автоколебальних режимів);

в) більш глибокий аналіз умов виникнення термошока і холодної опресовки корпуса реактора в проектному режимі та при регуляторах САОЗ ВД;

г) аналіз можливих проблем з реалізацією змін проекта САОЗ ВД (зміна гідравліческих характеристик, перетрасування та перекомпонування обладнання);

д) вибір характеристик регулятора, алгоритма ввода його в дію та виведення з автоматичного режиму (з урахуванням заходів з підвищенням автоколебань) путем розрахункового аналізу з використанням розрахункових моделей енергоблоків для інтегральних розрахункових кодів, таких як RELAP-5.

Ці питання будуть розглянуті в наступних роботах.

Список літератури

1. Концептуальне техрешение № ТР.0.38.01.1656 «О регулировании расхода впрыска в 1-й контур от насосов САОЗ ВД при компенсируемых течах теплоносителя 1-го контура на РУ В-302 и В-338 энергоблоков № 1 и № 2 ЮУ АЭС». — 2008.

2. Программно-технический комплекс системи аварийных регуляторов первой управляющей системы безопасности энергоблока № 1 ЮУ АЭС на базе ПТК «Вулкан-М-АР-1/1» — УСБ1.21001. ПБ.01.2-1.М/Львов ОРГРЭС. — 2009.

3. Арматура енергетическая. Клапаны регулирующие типа «Диск» DN 50-700. ТУ У 29.1-24930577-002-2004.

4. Ровенська АЕС. Енергоблок № 4. Остаточний відомості про аналіз безпеки. — Гл. 15: Аналіз проектних аварій. База даних по ЯППУ. 38-223.203.007.БД.01-09.

5. Система автоматичного регулювання реакторного відділення РАЕС. Альбом алгоритмів САР УСБ2 бл. № 1 РАЕС. 804.17833618.070481.C1.21.1-1M./Технічно-технічна документація. — 2008.

Надійшла до редакції 24.02.2010.

А. Н. Ведь, А. И. Мехед, К. М. Ефимова,
В. О. Иокст

Государственный научно-технический центр
по ядерной и радиационной безопасности

Исследования влияния энергосистемы на стабильность и безопасность эксплуатации АЭС

Приведены основные аспекты влияния энергосистемы на стабильность и безопасность эксплуатации АЭС, а также предложения по мероприятиям, которые необходимо реализовать на площадке АЭС по снижению их негативного влияния.

Ключевые слова: атомная электрическая станция, энергетическая система, качество электроэнергии, надежность внешнего энергоснабжения, безопасность эксплуатации, частота, напряжение.

A. M. Ведь, A. I. Мехед, K. M. Єфімова, B. O. Йокст

Дослідження впливу енергосистеми на стабільність і безпеку експлуатації АЕС

Наведено основні аспекти впливу на стабільність і безпеку експлуатації енергоблоків АЕС, а також пропозиції щодо заходів, які треба втілити на площаці АЕС для зниження їх негативного впливу.

Ключові слова: атомна електрична станція, енергетична система, якість електроенергії, надійність зовнішнього електропостачання, безпечна експлуатація, частота, напруга.



нергосистема представляет собой систему типа “электростанции — электросеть — потребители”, элементы которой объединены общностью режима в непрерывном процессе производства, передачи, распределения и потребления электрической энергии. Поэтому ей присущи, по крайней мере, две особенности:

при стабильном режиме работы в энергосистеме в любой момент времени имеет место баланс генерируемой и потребляемой мощностей; при этом частота электрической энергии постоянна и одинакова во всех электрических и магнитосвязанных точках энергосистемы;

нарушение нормального режима одного из элементов может отразиться на работе других или даже всех элементов энергосистемы; при этом электрические процессы протекают, как правило, настолько быстро, что оперативный персонал не успевает вмешаться в эти процессы и предотвратить их развитие.

В электроэнергетической системе, как в живом организме, постоянно происходят те или иные “возмущения” режима, влияющие на изменение баланса мощности, а следовательно, и на показатели качества энергии — аварийные и плановые отключения потребителей или элементов электрической сети, останов или ввод в работу генераторов.

Качество электроэнергии определяется, в основном, частотой переменного тока в системе и уровнем напряжения в её узловых точках.

Частота переменного тока является общесистемным параметром, имеющим одно и то же значение в любой точке энергосистемы, и сказывается на работе всех потребителей электроэнергии.

Показатели качества электроэнергии являются функциями баланса мощности в энергосистеме: снижение генерируемой активной мощности приводит к уменьшению частоты и уровня напряжения в системе, её возрастание обуславливает рост как частоты, так и уровня напряжения.

Стандарт, определяющий нормы качества электроэнергии у приемников, в том числе и Европейского энергобольшинства IECTE, допускает отклонение частоты от номинального значения в пределах $\pm 0,1$ Гц, т. е. при номинальной частоте 50 Гц допускается ее изменение в диапазоне 49,9–50,1 Гц. Большое снижение частоты приводит к снижению скорости вращения синхронных и асинхронных электродвигателей. Среди потребителей повышенные требования к частоте предъявляют электроприемники в системе электроснабжения собственных нужд электростанций, в том числе главные циркуляционные насосы (ГЦН) энергоблоков АЭС, производительность которых уменьшается пропорционально снижению частоты, что приводит к ограничению мощности, генерируемой электростанцией. В свою очередь, это определяет (при хроническом недостатке резерва мощности, характеризующем сложившуюся энергетическую ситуацию в ОЭС) увеличение дефицита мощности и дальнейшее снижение частоты. При частоте менее 49,0 Гц (для обеспечения надежности теплотвода от ядерного топлива РУ) энергоблоки АЭС автоматически разгружаются на 10 % допустимой мощности, что, в свою очередь, приводит к дальнейшему снижению частоты. При частоте ниже 48,75 Гц (для предотвращения разрушения лопаточного аппарата последних ступеней турбин) возникает необходимость ручного отключения энергоблоков АЭС.

В Руководстве МАГАТЭ № NS-G-1.8 [4] вопросам влияния энергосистемы на надежность и безопасность эксплуатации энергоблоков АЭС уделено достаточно пристальное внимание, а также даны рекомендации по мерам, которые необходимо предусмотреть на площадке АЭС с целью снижения последствий влияния энергосистемы на надежность и безопасность эксплуатации энергоблоков АЭС.

С точки зрения нормативного регулирования, в соответствии с рекомендациями [4] в национальных нормативных документах по ядерной и радиационной безопасности необходимо, как минимум, установить требования по следующим аспектам:

анализу устойчивости энергосистемы при переходных процессах и вероятности потери энергоснабжения от внешней сети;

надежности внешнего энергоснабжения;

доказательствам возможности выдачи полной мощности АЭС (число линий связи, их независимость);

вероятности потери связи с энергосистемой;

возможности подачи энергоснабжения АЭС от постоянного источника при системных авариях;

согласованности действий автоматической частотной разгрузки;

обоснованию необходимости принятия дополнительных мер на площадке АЭС с целью устранения негативного влияния энергосистемы на надежность и безопасность эксплуатации АЭС;

компоновке и показателям надежности схемы электроснабжения собственных нужд АЭС.

Нарушение стабильности режима работы энергосистемы, например при уменьшении генерируемой мощности, приводит к нарушению баланса мощностей. Возникший при этом дефицит генерируемой мощности в начальный момент покрывается за счет энергии вращающихся масс систем “турбина — генератор”, а затем — за счет снижения частоты в энергосистеме. Переходный процесс, сопровождаемый уменьшением частоты энергосистемы, длится до тех пор, пока регуляторы скорости (частоты вращения) турбин, регулирующий эффект нагрузки (потребителей) и (или) автоматика частотной разгрузки (АЧР) энергосистемы полностью не устранит возникший разбаланс мощностей.

Понятно, что для возможности нормального балансирования мощностей энергосистема должна иметь определенный резерв генерирующей мощности. В противном случае балансирование будет осуществляться, в основном, с помощью автоматической частотной разгрузки (АЧР), которая возникший дефицит генерируемой мощности устраняет отключением части потребителей энергосистемы. Действие АЧР всегда связано с определенным ущербом, поскольку само по себе является началом частичного, управляемого, но все же раз渲ала (точнее — саморазвала) энергосистемы. Максимальный объем отключаемой АЧР нагрузки составляет 55 % всей потребляемой в энергосистеме электроэнергии. Тем не менее, АЧР широко используется в энергосистемах как средство предотвращения еще большего ущерба, который неизбежен при полном развале энергосистемы, так как при этом, как правило, обесточивается около 70–90 % обслуживаемой территории.

Такие тяжелые системные аварии могут привести к аварийному расхолаживанию всех реакторных энергоблоков. Требованиями системы диктуется необходимость быстрого запуска хотя бы одного атомного энергоблока, для чего нужно обеспечить питание трансформаторов собственных нужд.

В исследованиях влияния условий функционирования ОЭС Украины на надежность и безопасность работы атомных электростанций, входящих в ее состав, электростанция рассматривается:

как элемент энергосистемы, предъявляющий “жесткие” требования к параметрам режима с точки зрения обеспечения устойчивой работы электростанции;

как генерирующий источник энергосистемы, являющийся элементом единого процесса производства, распределения и потребления электроэнергии;

как объект, подлежащий управлению со стороны системы, особенно при различного рода режимных возмущениях.

Причины, приводящие к возникновению экстремальных режимов в энергосистеме, можно разделить на две характерные группы:

внутренние (изменение параметров системы, обусловленное изменением генерации, а также ремонтными или ремонтно-аварийными отключениями элементов сети либо различными сочетаниями вышеуказанных факторов);

внешние (изменение параметров системы, вызванное физическими нарушениями целостности электроэнергетических объектов при воздействии на них окружающей среды или результатов деятельности человека).

Основными внутренними воздействиями являются:

устойчивые короткие замыкания на высоковольтных линиях электропередачи (ВЛ) с последующим их выводом из работы (50–70 % всех аварийных возмущений в энергосистеме);

короткие замыкания, приводящие к срабатыванию дифференциальной защиты шин (более 10 %);

аварийные отключения энергоблоков (около 5 %);

неправильные действия персонала (около 5 %).

К причинам возникновения *внешних воздействий* на объекты энергосистемы относятся:

сейсмические колебания почвы;

ветровые воздействия на электросетевые объекты;

гололедообразования на проводах ВЛ;

стихийные бедствия (пожары, наводнения, ураганные ветры, загрязнение окружающей среды отходами производства).

Критерии влияния энергосистемы на безопасность работы атомных энергоблоков также можно разделить на две характерные группы:

общесистемные — критерии, которые оказывают одноковое влияние на все энергоблоки АЭС, работающие в энергосистеме (в том числе структура установленной мощности в ОЭС, наличие резерва генерирующих мощностей, режимы работы ОЭС со смежными энергосистемами, качество электроэнергии — частота электрического тока);

локальные — критерии, влияние которых распространяется на энергоблоки конкретной электростанции; к ним относятся соответствие схемы присоединения АЭС к сетям энергосистемы нормам технологического проектирования, показатель работоспособности линий выдачи мощности, балансы мощности энергорайонов объединения и загрузка связей, соединяющих эти районы, режимные изменения сетей (отключения высоковольтных линий, автотрансформаторов, шинных разъединителей и т. п.), возможность создания в аварийных ситуациях схем электропитания собственных нужд энергоблоков АЭС от сетей энергосистемы в аварийных ситуациях.

Создание условий безопасной эксплуатации АЭС и других объектов электроэнергетики — один из основных

принципов, на котором базируется государственная политика Украины в электроэнергетике и сфере использования ядерной энергии. Поэтому энергосистема Украины должна отвечать требованиям, предъявляемым к ней со стороны АЭС и ее основного оборудования. Тем более, что доля вырабатываемой на АЭС электроэнергии составляет сегодня более 45 % общей выработки в ОЭС Украины и, судя по всему, в ближайшие годы будет только расти.

Надежность функционирования или живучесть АЭС как элемента энергосистемы в значительной степени определяется надежностью работы основного электрического оборудования — силовых трансформаторов и автотрансформаторов, измерительных трансформаторов тока и напряжения, коммутационной аппаратуры — выключателей и разъединителей, средств защиты от электромагнитных переходных процессов, вызванных короткими замыканиями.

Анализ режимов работы магистральных электрических сетей ОЭС Украины показывает наличие резко-переменных режимов по напряжению (повышенные уровни напряжения в режимах минимальных нагрузок и, соответственно, пониженные уровни напряжения в режимах максимальных нагрузок).

Влияние резко-переменных режимов по напряжению на надежность работы оборудования АЭС, важного для безопасности, существенное. Рассмотрим только один из аспектов этого влияния на безопасность эксплуатации оборудования и энергоблока АЭС в целом — обеспечение режима самозапуска электродвигателей механизмов (насосов, вентиляторов, компрессоров и т. д.), которые обеспечивают ведение технологического процесса.

Самозапуск электродвигателей (далее — самозапуск) служит одним из проектных режимов повышения бесперебойности и надежности работы электрической станции. Возможность его осуществления впервые была доказана в СССР, а многолетняя практика использования подтвердила его эффективность. Поэтому режим самозапуска сегодня широко применяется не только на электрических станциях, но и на других промышленных предприятиях.

Суть самозапуска состоит в том, что при кратковременном исчезновении или глубоком снижении (провале) напряжения все механизмы, ответственные за производственный процесс, или большая их часть (“ответственные механизмы”) не отключаются, а остаются включенными. Поэтому при восстановлении напряжения они сами автоматически разворачиваются (“сами запускаются”) до первоначальной частоты вращения и восстанавливают значения технологических параметров (расход, давление и т. п.) и технологический процесс. Таким образом, задача самозапуска, в основном, сводится к сохранению производственного (технологического) процесса или к сведению до минимума времени его восстановления.

Нормальный установившийся режим работы машинного агрегата “электродвигатель — механизм” (далее — агрегата) характеризуется равенством вращающего момента электродвигателя $M_{\text{эд}}$ и момента сопротивления механизма $M_{\text{мех}}$, врашающегося электродвигателем: $M_{\text{эд}} = M_{\text{мех}}$. При нарушении этого равенства агрегат будет либо разгоняться (при $M_{\text{эд}} > M_{\text{мех}}$), либо тормозиться (при $M_{\text{эд}} < M_{\text{мех}}$).

Вращающий момент электродвигателя $M_{\text{эд}}$ находится в квадратичной зависимости от величины напряжения, подведенного к электродвигателю. Поэтому незначительное снижение напряжения в схеме электроснабжения приводит к довольно существенному нарушению равен-

ства вращающего момента электродвигателя и момента сопротивления механизма. Например, снижение напряжения на 10 % (до $0,9U_{\text{ном}}$) приведет к снижению момента $M_{\text{эд}}$ на 19 % (до $0,81M_{\text{эд. nom}}$), а снижение напряжения на 30 % (до $0,7U_{\text{ном}}$) или на 50 % (до $0,5U_{\text{ном}}$) — к снижению момента $M_{\text{эд}}$ на 51 % (до $0,49M_{\text{эд. nom}}$) или 75 % (до $0,25M_{\text{эд. nom}}$) соответственно.

Переходный процесс при самозапуске затрагивает все категории потребителей собственных нужд, включая системы безопасности энергоблока (СБ), и может сопровождаться нарушением эксплуатационных пределов и условий безопасной эксплуатации. При этом обобщающим параметром, характеризующим процесс протекания самозапуска, является уровень напряжения на секциях схемы СН. При успешном развороте (самозапуске) всех электродвигателей до номинальных частот вращения напряжение восстанавливается до первоначального или близкого к нему уровня. При неуспешном развороте электродвигателей механизмов напряжение в системах электроснабжения не восстанавливается, либо снижается почти до нулевого значения, либо “зависает” на уровне ниже номинального. По результатам исследований и расчетов, напряжение может “ зависнуть ” на уровне 50–80 % $U_{\text{ном}}$; это ведет к тому, что при провалах напряжения в схеме СН АЭС все лопастные механизмы с электродвигателями 6 кВ, включая СБ, попадают в условия, не предусмотренные проектом и не совместимые с принципами обеспечения надежной и безопасной работы АЭС. В таких ситуациях, при появлении аварийного технологического сигнала на запуск СБ, лопастные механизмы последних заводом не развернутся и не выполнят своих функций безопасности. При этом все лопастные механизмы или многие из тех, которые оказались в непроектных условиях по напряжению, могут выйти из строя с возможным возгоранием обмоток электродвигателей и (или) коммутационных аппаратов и силового электрооборудования электродвигателей (отказ систем безопасности (СБ) по общей причине).

Протекание данного процесса неразрывно связано с переходными процессами, происходящими в энергосистеме.

Принимая во внимание, что в соответствии с проектом системы, элементы и оборудование СБ энергоблока АЭС при нормальном режиме эксплуатации (при наличии напряжения в схеме СН) запитаны от секций 6 кВ схемы электроснабжения СН, вопросам обеспечения режима самозапуска электродвигателей СБ должно уделяться пристальное внимание.

Следует отметить, что по аспектам, связанным с влиянием энергосистемы на надежность и безопасность эксплуатации энергоблоков АЭС, действующими в Украине нормативными документами по ядерной и радиационной безопасности требования не установлены. Не установлены также требования к нормам качества электроэнергии, обеспечению режима самозапуска электродвигателей механизмов.

За последнее десятилетие условия функционирования ОЭС Украины кардинально изменились в худшую сторону, они-то, в основном, и являются факторами, снижающими безопасность эксплуатации АЭС (изолированная работа со смежными энергосистемами, увеличение доли АЭС в структуре генерирующих мощностей, отсутствие резерва мощности, снижение нагрузки энергоёмких потребителей). При этом действующая система автоматической частотной разгрузки (АЧР) не отвечает современным требованиям из-за:

несогласованности действия АЧР и частотной автоматики АЭС;

несогласованности АЧР 1-й ступени (очереди);
наличия очередей АЧР малой мощности;
отсутствия эксплуатационного и ремонтного запаса устройств АЧР;
отсутствия уставок по скорости изменения частоты сети.

Нестабильная энергетическая ситуация определяет высокую вероятность развития каскадной аварии в энергосистеме с полным погашением отдельных регионов и, в крайнем случае, ОЭС в целом. В сложившейся ситуации для обеспечения безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС Украины требуется принятие дополнительных мер на площадках АЭС в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ [4].

Для проведения исследований влияния энергосистемы на надежность и безопасность эксплуатации энергоблоков АЭС авторами выбрана Ривненская АЭС — наиболее уязвимая с точки зрения построения схемы главных соединений и построения схемы СН.

Ривненская АЭС связана с сетями Западного региона ОЭС Украины четырьмя линиями напряжением 330 кВ (с подстанциями 330/110 кВ “Ровно”, “Грабов”, “Ковель” и “Луцк Северная”) и одной линией 750 кВ, соединяющей электростанцию с открытым распределительным устройством ОРУ 750 кВ подстанции ПС 750/330 кВ “Западноукраинская”.

Реализованная схема присоединения Ривненской АЭС к сетям ОЭС Украины не соответствует “Нормам технологического проектирования АЭС” [5] в части режима аварийного выхода из работы единственной высоковольтной линии электропередачи ВЛ-750 кВ “РАЭС-Западноукраинская”.

В этом режиме для сохранения устойчивости работы турбогенераторов энергоблоков требуется отключение средствами противоаварийной автоматики (ПА) одного энергоблока 1000 МВт, что противоречит документу [5].

Расширение Ривненской и Хмельницкой АЭС привело к увеличению генерирующей мощности Западного региона ОЭС Украины, на территории которого расположены электростанции, до 5000 МВт и выше (без учета Бурштынской ТЭС, работающей в так называемом острове параллельно с европейской энергосистемой UCTE, и энергоблоков Добротворской ТЭС, обеспечивающих “направленную” передачу экспортных поставок в энергосистему Польши по высоковольтным линиям электропередачи ВЛ(ЭП)-220 кВ на подстанцию ПС “Замость”).

В сложившихся условиях раздельной работы ОЭС Украины с Восточно-Европейским объединением связи сечения Запад — Винница являются единственным каналом передачи избытка мощности электростанций Западного региона в смежные районы объединения.

Учитывая базисный режим работы АЭС, суммарное ограничение мощности Ривненской и Хмельницкой АЭС по критерию предельной загрузки сечения Запад — Винница составляет 800–900 МВт в осенне-зимний период и 1000–1200 МВт — в летний период.

Таким образом, требование обеспечения допустимого перетока по существующим связям сечения Запад — Винница определяет “запирание” уже в нормальной схеме сети как минимум одного энергоблока 1000 МВт на Ривненской или Хмельницкой АЭС. В ряде режимов при одинарных (ремонтных или аварийных) или двойных (ремонтно-аварийных) отключениях линий электропередачи ограниченная пропускная способность сечения может стать причиной “запирания” до 2000 МВт генерирующей

мощности электростанций Западного региона, что равнозначно мощности введенных на АЭС энергоблоков.

Сложившаяся ситуация по условиям выдачи полной электрической мощности энергоблоков РАЭС не отвечает требованиям [5].

С точки зрения влияния на устойчивую работу Ривненской АЭС неблагоприятных внешних и внутренних возмущений в энергосистеме в случае их возникновения следует рассмотреть компоновку энергоснабжения потребителей системы собственных нужд (СН) на площадке РАЭС.

Питание потребителей собственных нужд энергоблоков № 1 и № 2 обеспечивается от двух рабочих трансформаторов мощностью по 25 МВ·А для каждого энергоблока, а энергоблоков № 3 и № 4 — от двух рабочих трансформаторов мощностью по 63 МВ·А для каждого энергоблока. Предусмотрено резервирование питания потребителей СН энергоблоков от резервных трансформаторов, а питание потребителей первой и второй группы надежности в аварийном режиме — от специально устанавливаемых аварийных источников питания (резервных дизель-электрических станций и аккумуляторных батарей). Рабочее питание потребителей СН осуществляется на напряжении 6 кВ от рабочих трансформаторов СН, подключаемых к ответвлению турбогенератор — блочный повышающий трансформатор.

Питание потребителей СН каждого из энергоблоков № 3 и № 4 РАЭС резервируется от двух трансформаторов типа ТРДН(С)-63000, присоединенных к ОРУ 330 кВ. Такое размещение пускорезервных трансформаторов собственных нужд (ПРТСН) соответствует требованию создания необходимой электрической удаленности между точками подключения рабочих и резервных трансформаторов собственных нужд атомных энергоблоков.

Мощность рабочих и (или) резервных трансформаторов СН энергоблоков № 3 и № 4 обеспечивает электроснабжение всей присоединенной нагрузки без перегрузки отдельных обмоток трансформатора или других элементов электрической схемы СН АЭС, а также позволяет без перегрузки обеспечить питание СН двух энергоблоков одновременно (пуск и/или останов) и отвечает требованиям [5].

Резервное питание потребителей СН энергоблоков № 1 и № 2 осуществляется от одного ПРТСН типа ТРДН-40000, подсоединеного к шинам ОРУ 110 кВ. По своей мощности ПРТСН не обеспечивает одновременно надежного питания всех СН энергоблоков № 1 и № 2, что не соответствует требованиям [5].

Низкая надежность электроснабжения схемы СН энергоблоков № 1 и № 2 РАЭС обусловлена еще и тем, что питание ПРТСН от шин 110 кВ организовано от двух автотрансформаторов АТ 330/110 кВ по схеме “блока”, что может привести к потере одновременно двух автотрансформаторов при авариях на системе сборных шин ОРУ 330 кВ. Предотвратить возможность потери двух автотрансформаторов одновременно можно путем “разнесения” точек подключения автотрансформаторов АТ 330/110 кВ в различные ячейки.

Для обеспечения надежного питания схемы СН энергоблоков № 1 и № 2 необходимо предусмотреть еще один ПРТСН в соответствии с требованиями [5].

Потеря связи энергоблоков РАЭС с энергосистемой может произойти при:

ремонте (или коротком замыкании) среднего выключателя в сочетании с коротким замыканием (или ремонтом)

выключателя системы шин, к которой коммутируется энергоблок;

коротком замыкании на гибкой связи, соединяющей энергоблок с открытым распределительным устройством ОРУ 330/750 кВ;

отказе среднего выключателя ОРУ 330 кВ при коротком замыкании на шинах или линейном присоединении.

С целью уменьшения влияния энергосистемы на безопасную эксплуатацию энергоблоков на РАЭС принят ряд компенсирующих мероприятий.

Для обеспечения потребителей систем безопасности электроэнергией гарантированного качества и обеспечения режима самозапуска электродвигателей механизмов на всех энергоблоках РАЭС внедрено отраслевое техническое решение ТР-Н.1234.05.43-03, предусматривающее запуск резервных дизель-генераторов систем безопасности при снижении напряжения собственных нужд ниже значения $0,7U_{\text{ном}}$ и $0,5U_{\text{ном}}$.

На площадке РАЭС внедрены общеблоочные резервные дизель-генераторы и завершаются работы по возможности подключения к ним механизмов любого энергоблока, что существенно повышает безопасность эксплуатации энергоблоков при потере связи с энергосистемой.

Разработан и намечен к внедрению комплекс мероприятий по обеспечению возможности подачи напряжения на схему собственных нужд от сторонних источников при потере связи с энергосистемой.

Ведутся работы по проектированию для установки второго пускорезервного трансформатора собственных нужд (ПРТСН) на ОРУ 110 кВ, который при параллельной работе со штатным ПРТСН типа ТРДН-40000\110 обеспечит надежное электроснабжение СН энергоблоков № 1 и № 2.

Намечен также комплекс мероприятий по окончанию строительства линии электропередачи ВЛ 750 кВ РАЭС—ПС “Киевская”, что позволит обеспечить выдачу полной электрической мощности энергоблоков РАЭС и повысить надежность связи с энергосистемой.

Выводы

На основании анализа существующей энергетической ситуации в ОЭС Украины, а также прогнозной оценки её перспективы на ближайший период в статье отмечены основные факторы влияния энергосистемы на безопасность эксплуатации энергоблоков АЭС и даны оценки достаточности принимаемых на площадке АЭС компенсирующих мероприятий по их снижению.

Несмотря на вынужденное принятие на площадке АЭС компенсирующих мероприятий по снижению влияния энергосистемы на безопасность эксплуатации энергоблоков АЭС, полностью данная проблема может быть решена только в комплексе с мероприятиями по приведению ОЭС Украины в соответствие с современными требованиями.

Приведение ОЭС Украины в соответствие с современными требованиями нуждается в значительных капиталовложениях и должно решаться на государственном уровне, но данному вопросу уделяется недостаточное внимание.

Список литературы

1. ГКД 34.20.507-2003. Техническая эксплуатация электрических станций и сетей. Правила. — К., 2003.
2. ПНАЭ Г-9-026-90. Общие положения по устройству и эксплуатации аварийного электроснабжения атомных станций. — М.: Госпроматомнадзор СССР, 1991.
3. ПНАЭ Г-9-027-91. Правила проектирования систем аварийного электроснабжения атомных станций.
4. Руководство МАГАТЭ № NS-G-1.8 Проектирование систем аварийного энергоснабжения атомных станций. — Вена, 2008.
5. РД 210.006-90. Правила технологического проектирования атомных станций (с реакторами ВВЭР). — М.: Минатомэнергопром СССР, 1990.
6. ГОСТ 13109-97. Нормы качества электрической энергии в системах электроснабжения общего назначения. — К.: Госстандарт Украины, 1999.
7. Тарасенко В. М. Устойчивость энергосистемы по частоте и ее влияние на надежность и безопасность работы АЭС / В. М. Тарасенко, В. Н. Васильченко, А. И. Мехед и др. // Ядерная и радиационная безопасность. — 2001. — № 3.
8. Тарасенко В. М. О самозапуске электродвигателей собственных нужд АЭС / В. М. Тарасенко, В. Н. Васильченко, А. И. Мехед // Ядерная и радиационная безопасность. — 2001. — № 4.
9. Отчет по анализу безопасности. Дополнительные материалы по анализу безопасности. Энергоблок № 3 РАЭС. — Ч. 6: Анализ изменений и/или дополнительных факторов связи с энергосистемой. 22.3.145.ОБ.03.7.6. — К.: НАЭК “Энергоатом”, 2009.

Надійшла до редакції 24.03.2010.

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

Державний науково-технічний центр
з ядерної та радіаційної безпеки

Щодо уdosконалення нормативної бази із забезпечення безпеки діяльності з використання лінійних прискорювачів

Визначено положення національних нормативних документів, документів МАГАТЕ та директив Європейського Союзу, на яких мають базуватися вимоги безпеки до діяльності з використанням лінійних прискорювачів і дотримуючись яких ліцензія зможе гарантувати належний рівень радіаційної безпеки та захисту.

Ключові слова: лінійний прискорювач, джерело іонізуючого випромінювання, радіаційна безпека, біологічний захист.

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

О совершенствовании нормативной базы в части безопасности деятельности по использованию линейных ускорителей

Определены положения национальных нормативных документов, документов МАГАТЭ и директив Европейского Союза, на которых должны базироваться требования безопасности к деятельности по использованию линейных ускорителей и с соблюдением которых лицензиат сможет гарантировать необходимый уровень радиационной безопасности и защиты.

Ключевые слова: линейный ускоритель, источник ионизирующего излучения, радиационная безопасность, биологическая защита.

© В. І. Богорад, Т. В. Литвинська, А. В. Носовський,
О. Ю. Слепченко, 2010

Лінійні прискорювачі заряджених частинок широко використовуються у фундаментальних і прикладних наукових дослідженнях, медицині, геології та багатьох інших галузях науки і техніки. Одним з ефективних сучасних методів лікування онкологічних захворювань є променева терапія на лінійних прискорювачах. Для України такий метод є досить новим, але останні роки він активно розвивається. Діяльність з використанням лінійних прискорювачів підлягає ліцензуванню та державному нагляду. Уbezпечення використання лінійних прискорювачів є однією з пріоритетних задач Державного комітету ядерного регулювання України (Держатомрегулювання) як органу регулювання ядерної та радіаційної безпеки.

Розвиток сучасних наукових знань у сфері радіаційної безпеки, досвід застосування прискорювачів, напрацюваний в інших країнах, розвиток нормативно-правової бази в сфері використання джерел іонізуючого випромінювання є підґрунтям для перегляду старих та розробки нових документів з регулювання безпеки діяльності з використанням лінійних прискорювачів.

Лінійні прискорювачі як джерела іонізуючих випромінювань

Лінійні прискорювачі — прискорювачі заряджених частинок, у яких частинка рухається прямоолінійною траєкторією. Лінійні прискорювачі можна розділити на дві категорії: прискорювачі прямої дії та власно лінійні прискорювачі.

Найвідомішим прискорювачем *прямої дії* є електростатичний генератор (генератор Ван де Граафа), де частинки або іони ядер прискорюються безпосередньо за рахунок одно- або дворазового (у тандемах) проходження різниці потенціалів, що досягає 20 мільйонів вольт. Однак у таких прискорювачах важко забезпечити енергію протонів понад 40 МeВ, і для досягнення більших енергій використовують власне лінійні прискорювачі.

У лінійних прискорювачах (рис. 1) частинка піддається багаторазовому прискоренню, пролітаючи крізь циліндричні трубки, з'єднані з електричним генератором високої частоти (радіочастотним).

Пучок частинок рухається вздовж осі трубок. Усередині кожної трубки електричне поле дорівнює нулю. Сусідні трубки мають протилежну полярність. Таким чином, прискорювальне поле міститься в зазорах між трубками. Частота генератора і розміри трубок підбираються так, щоб згусток прискорюваних частинок підходив до чергового зазору в той момент, коли полярність трубок змінюється на протилежну. Довжина трубки l , швидкість частинки v і період високочастотного поля T пов'язані співвідношенням $l = v/2T$. У лінійних прискорювачах частинки можуть прискорюватися також електромагнітною хвилею, що поширюється всередині циліндричних порожнин.

Прискорювачі електронів поділяються на два основні класи залежно від характеру прискорюючого електричного поля: постійного електричного поля (рентгенівські трубки, електростатичні генератори) або змінного електричного поля (лінійні й циклічні прискорювачі — бетатрони, циклотрони, синхротрони, синхроциклотрони, синхрофазotronи тощо).

Безпечне використання прискорювачів значною мірою залежить від коректного вибору матеріалу та товщини

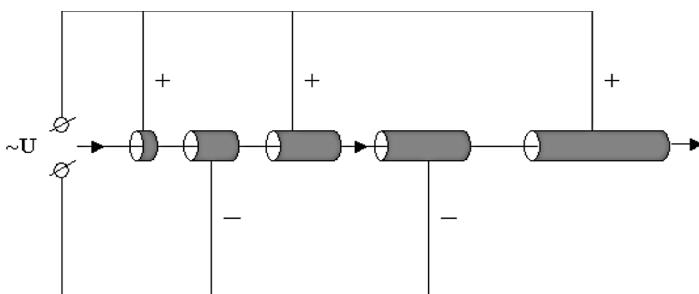


Рис. 1. Схема лінійного прискорювача

захисту, екрануючого випромінювання. У розрахунках і проектуванні радіаційного (біологічного) захисту найважливішими параметрами є максимальна енергія частинок, середній струм пучка (в прискорювальній техніці широко використовується також термін "інтенсивність пучка" — повне число циркулюючих у прискорювачі частинок), частота циклів (або тривалість циклу прискорення).

Параметри прискорювачів варіюються в широких межах. Так, максимальна енергія електронів змінюється від десятків кілоелектронвольт у рентгенівських апаратах до тисяч гігаелектронвольт у великих протонних синхротронах. Енергія електронів сучасних медичних прискорювачів досягає 22 МeВ і більше, а імпульсний струм електронних прискорювачів — сотень ампер. Тривалість циклу прискорення змінюється також у широкому діапазоні і може досягати кількох десятків секунд.

Основним наслідком такої кількості параметрів є різноманіття підходів, методів і способів створення радіаційного (біологічного) захисту на різних установках, причому частина з них наразі лише формується. Особливо це стосується протонних прискорювачів високої енергії. За різноманіттям фізичних процесів взаємодії утворюваних в них частинок з середовищем високоенергетичні прискорювачі не мають собі рівних серед інших ядерно-фізичних установок.

Прискорювачі заряджених частинок належать до найбільш екологічно чистих установок. У разі правильного компонування захисту й достатньої кратності ослаблення випромінювання прискорювачі можуть впливати на довкілля мінімально.

Потенційно або безпосередньо можуть спричинити скідливий вплив два види випромінювання:

миттєве імпульсне іонізуюче випромінювання, що генерується тільки під час роботи прискорювача;

залишкове випромінювання наведеної радіоактивності, яке зберігається й після вимикання прискорювача.

Імпульсне миттєве випромінювання генерується безпосередньо взаємодією прискорених частинок з ядрами мішеней, основного устаткування й захисту. Це випромінювання існує тільки під час роботи прискорювача, точніше — під час взаємодії пучка частинок з речовиною. Розробляючи захист того або іншого прискорювача, потрібно враховувати й детально аналізувати найбільш проникаючі компоненти. До таких належать: в електронних прискорювачах — гальмівне випромінювання, утворення фотонейtronів, а при енергіях вище за 1 ГeВ — мюони високої енергії; в протонних прискорювачах — нейтрони всіх енергій, аж до максимальної енергії прискорюваних частинок, протони й π -мезони високої енергії.

Найбільш значимою є наведена радіоактивність основного устаткування прискорювача: вакуумної камери, електромагніта, мішеней, коліматорів, формувачів і погли-

нічів пучків. Для наведеної активності на сучасних прискорювачах характерні рівні доз порядку часток грея, а поблизу поглиначів пучка — у кілька греїв. Випромінювання наведеної радіоактивності складається з двох компонентів: гамма- і бета-випромінювання. Спектральна сполука залежить, головним чином, від хімічного складу устаткування й захисту, часу опромінення і витримки.

Прискорювачі електронів залежно від енергії прискорюваних електронів можуть бути лише джерелами гальмівного випромінювання або, якщо енергія електронів досить велика, джерелами фотонейtronів і мюонів. У випадках, коли пучок первинних електронів виводиться з прискорювача і потрапляє на захист, захист має забезпечувати повне поглинання електронів. Розрахунок захисту від електронів не становить особливих труднощів, однак будь-який екран, призначений для поглинання електронів, є джерелом гальмівного випромінювання, а при певній енергії електронів — нейtronів і мюонів.

У більшості випадків прискорювачі електронів використовуються як джерела гальмівного випромінювання. При цьому прискорені електрони прямуєт на внутрішні або зовнішні мішені. Взаємодія електронів з атомами речовини мішені створює гальмівне випромінювання. Останнє з'являється також у разі взаємодії електронів з конструкційними елементами прискорювача, апаратурою й захистом. Внаслідок цього під час роботи прискорювача утворюються потужні потоки вторинних нейtronів, а після його вимкнення на мішенях й устаткуванні тривалий час зберігається наведена активність [1].

Конструкційні рішення радіаційного захисту прискорювачів відрізняються надзвичайно великою різноманітністю через відмінності технологічних параметрів пучків частинок, що прискорюються (сорт прискорюваних частинок, їх енергія), призначення прискорювачів, їх функціональні особливості. Розмаїтість підходів до компонування захисту визначається також фізичними процесами формування й дисипації вторинних випромінювань. Прискорювачі електронів, що використовуються у медицині, — це серйозне обладнання з відомими характеристиками, тому захист від випромінювання таких прискорювачів розраховується за типовими методиками.

Нормативне забезпечення діяльності з використання прискорювачів

На сьогоднішній день основним документом, що регламентує забезпечення діяльності з використання прискорювачів, є "Санітарні правила розміщення і експлуатації прискорювачів електронів з енергією до 100 МeВ" [2]. Цей документ був розроблений більше ніж 30 років тому. Він встановлює основні правила проектування та експлуатації прискорювачів електронів з енергією до 100 МeВ, охоплюючи вимоги до розміщення, планування, обладнання приміщень прискорювачів, радіаційного захисту, вентиляції, систем блокування та сигналізації, радіаційного контролю, пусконалагоджувальних та ремонтно-профілактичних робіт, а також вимоги до попередження аварій і ліквідації їх наслідків. У [2], зокрема, визначені радіаційні і нерадіаційні фактори впливу на персонал і населення.

Вимоги до прискорювачів протонів високих енергій — лінійних прискорювачів, фазotronів (синхроциклотронів), синхрофазотронів тощо — визначались за документами [3], [4]. З моменту виходу зазначених документів з'явилися

нові знання щодо впливів іонізуючих випромінювань на людину і довкілля, розширився спектр використання прискорювачів, запроваджено нові технології, встановлено нові принципи нормування шкідливих факторів і впливів, внаслідок чого нормативно-правова база в сфері поводження з джерелами іонізуючого випромінювання (далі — ДІВ) набула значного розвитку.

Наразі в Україні безпека використання ядерної енергії та ДІВ регулюється низкою законодавчих та нормативних актів. Зокрема, основні положення безпеки містяться в законах [5]—[10]. Норми та правила безпеки, що реалізують положення даних законів, базуються на рекомендаціях Міжнародної агенції з атомної енергії (далі — МАГАТЕ) та Міжнародної комісії з радіологічного захисту (далі — МКРЗ) і визначають конкретні вимоги щодо уabezпечення використання ДІВ.

Введенні в Україні “Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97)” [11] відповідають Міжнародним основним нормам безпеки для захисту від іонізуючих випромінювань і безпечного поводження з джерелами випромінювання [12]. В НРБУ-97 визначено ряд сучасних понять, термінів та вимог, які не відображені в [2]. Це, зокрема:

- основні принципи радіаційної безпеки;
- поняття категорування персоналу відповідно до НРБУ-97;
- основні регламенти першої та другої груп;
- референтний час опромінення для персоналу різних груп та населення.

Крім того, в НРБУ-97 запроваджено систему радіаційно-гігієнічних регламентів, для яких встановлено відповідні дозові обмеження. Введено «двоєберну» концепцію, якою зменшено ліміти доз опромінення персоналу та населення. Встановлено систему допустимих рівнів радіаційних параметрів, що характеризують шляхи формування доз опромінення. Введено поняття ризику у сфері регулювання радіаційної безпеки. Все це має бути враховано у вимогах безпеки щодо діяльності з використання лінійних прискорювачів.

“Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України” (ОСПУ-2005) [13], як і [11], розроблено на базі рекомендацій МКРЗ та МАГАТЕ. Документ [13] поширюється на всі види виробничої діяльності, охоплюючи планування, проектування та проведення практичної діяльності з використання відкритих та закритих ДІВ.

Він визначає вимоги до системи радіаційно-дозиметричного контролю, служб радіаційної безпеки, обліку дозових показників, облаштування приміщень, в яких проводяться роботи з ДІВ, встановлення відповідальності, інструктивно-методичної документації. Сформульовано ряд вимог в термінах неперевищення радіаційних параметрів для конкретних установок (джерел), зокрема таких, що генерують іонізуюче випромінювання.

Згідно з ОСПУ-2005, для цілей планування та проектування прискорювачі мають розглядатись як джерела поточного та потенційного опромінювання. На етапі проектування передбачаються вимоги окрім до допроектної і проектної документації. *Допроектна документація* (концептуальний проект, техніко-економічне обґрунтування проекту) в частині, що стосується радіаційного захисту персоналу і населення, повинна містити: обґрунтування виправданості запланованої практичної діяльності; докази дотримання принципу неперевищення дозових лімітів (зокрема попередні оцінки доз опромінення) персоналу і населення; докази дотримання принципу оптимізації в запропонованих проектних рішеннях.

Проектна документація повинна містити необхідну й достатню інформацію, розрахунки, обґрунтування, відомості, що стосуються: радіаційних характеристик джерел; геометричних параметрів джерел у системі “джерело — захист”; методів розрахунку радіаційно-гігієнічних характеристик; доказів дотримання принципу неперевищення дозових лімітів персоналу і населення; доказів дотримання принципу оптимізації у запропонованих проектом конструктивно-технологічних рішеннях тощо. Всі ці положення також мають враховуватися при визначенні вимог до безпеки діяльності з використання лінійних прискорювачів.

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

• Вимоги та умови безпеки (ліцензійні умови) провадження діяльності з використання джерел іонізуючого випромінювання (НП 306.5.05/2.065-02) [14];

• Вимоги до звіту про аналіз безпеки провадження діяльності з використання джерел іонізуючого випромінювання (НП 306.5.05/2.066-02) [15];

• Правила ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів (ПБПРМ-2006), (НП 306.6.124-2006) [16];

• Правила забезпечення збереження ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання (НП 306.4.08/1.042-00) [17].

НП 306.5.05/2.065-02 [14] встановлює умови проведення ліцензіатом діяльності з використання ДІВ та вимоги щодо уabezпечення їх експлуатації. Зокрема, визначено вимоги до забезпечення фінансовими та людськими ресурсами, біологічного захисту ДІВ, підготовки та навчання персоналу, аналізу доз опромінення персоналу, щорічного звіту з безпеки. Проте даним документом не враховано специфіку конкретних ДІВ та умов їх використання в різних галузях, тому в розвиток даного документа розроблюються ліцензійні умови та вимоги для різних сфер застосування ДІВ (медицина, дефектоскопія тощо) та окремих видів ДІВ (прискорювачів) з урахуванням їх специфіки.

Відповідність чинних норм документам МАГАТЕ та директивам ЄС

З поширенням застосування ДІВ у промисловості та медицині все більше уваги проблемам безпеки приділяється з боку МАГАТЕ. Так, документ “Radiation Protection In the Design of Radiotherapy Facilities” Safety reports series № 47 [18] наводить засади безпечного використання ДІВ, в тому числі лінійних прискорювачів. У документі визначено сучасний підхід до забезпечення радіаційного захисту, заснований на модельних розрахунках взаємодії іонізуючого випромінювання з речовою. Положення даного документа можуть служити доповненням до методичної частини нових вимог безпеки під час використання прискорювачів в частині, що стосується проектування. Так, згідно з [18] основними компонентами біологічного захисту випромінювальної установки є:

• первинні бар’єри, розташовані перпендикулярно до площини обертання випромінювальної головки, — захист від первинних пучків фотонів;

вторинні бар'єри, розташовані за периметром приміщень (стін), — захист від супутніх і розсіяних випромінювань;

двері й лабірінт — захист безпечного доступу персоналу і пацієнтів до випромінювальної установки.

Коректний розрахунок захисту передбачає врахування внеску первинних, супутніх і розсіяних випромінювань у сумарну потужність дози персоналу і населення. Спеціального розгляду потребують захист від супутнього нейтронного випромінювання, розрахунок захисних властивостей лабірінту, оцінка внеску фотонейtronів, утворених первинними пучками в захисних бар'єрах, а також врахування випромінювання, розсіяного пацієнтом. Захист має розраховуватися для максимальних потоків випромінювань основного джерела та супутнього випромінювання: фотонів і нейtronів, що виникають при взаємодії високоенергетичних первинних пучків з матеріалами мішені, фільтрів, коліматорів та іншими елементами конструкції випромінювальної головки, матеріалом захисту.

Значної уваги захисту працівників від дії іонізуючого випромінювання приділено в директивах Європейського Союзу: “Основні стандарти безпеки для захисту здоров’я працівників та населення від небезпеки, що виникає від іонізуючої радіації” [19], “Про захист робітників, що працюють по найму, схильних до ризику проникаючої радіації протягом їх роботи в контролюваних зонах” [20], “Інформування широкої громадськості про заходи охорони здоров’я, що мають вживатися, та дії, які повинні виконуватись у випадку радіаційної аварії” [21], “Про контроль над закритими джерелами високого радіоактивного випромінювання і кинутими джерелами” [22]. Цими документами встановлено як обмеження граничних доз опромінення персоналу та населення, так і вимоги до організації робочих місць, моніторингу, захисних заходів, ведення записів, медичного контролю працівників, інформування, реагування на радіаційні аварії, зберігання і захоронення ДІВ. Визначено категорії персоналу, що працює з ДІВ, регламентовано положення щодо інформації про індивідуальні дози опромінення працівників (записи, облік, бази даних), інформування громадськості при радіаційній аварії тощо.

Згадані документи ЄС вийшли набагато пізніше за документ [2], а тому цілий ряд сучасних вимог до радіаційної безпеки при проектуванні та використанні прискорювачів в [2] відсутні. Насамперед, це вимоги, що стосуються організації радіаційного захисту персоналу на основі таких понять, як програма якості, програма радіаційного контролю, культура безпеки, принципи оптимізації. Саме ці напрямки з організації радіаційного захисту займають велике місце в директивах ЄС. Крім того, велика увага в директиві ЄС про захист здоров’я громадян від іонізуючого випромінювання при використанні його в медичних цілях [23] приділяється безпеці пацієнтів; вимоги до безпеки пацієнтів у нині діючих “Санітарних правилах щодо розміщення і експлуатації прискорювачів електронів” [2] відсутні.

Особливу увагу слід звернути на методичні аспекти обґрунтування безпеки використання лінійних прискорювачів електронів, застосовуючи такі запобіжні заходи, як додатковий захист в напрямках розповсюдження пучка гальмівного випромінювання, лабірінт захисних дверей тощо. При сучасному плануванні приміщень розташування прискорювачів такі заходи з метою економії будівельних матеріалів дуже поширені.

У методичній частині [2] вимоги до порядку проведення розрахунків і переліку радіаційно небезпечних факторів,

які треба визначити, розглянуті в дуже спрошеному вигляді без урахування геометрії розташування захисних бар'єрів та всіх складових вторинного іонізуючого випромінювання. Це призводить до того, що біологічний захист, спроектований відповідно до чинних Санітарних правил, не є оптимальним.

Висновки

Широке використання ДІВ вимагає від ліцензіатів високої культури безпеки, а від органів державного регулювання — запровадження сучасних вимог до поводження з ними. В умовах все більшої відкритості суспільства та європейської і світової інтеграції регуляторні документи в сфері поводження з ДІВ мають бути гармонізовані з документами міжнародних організацій (МАГАТЕ, МКРЗ) та директивами ЄС.

Сучасні підходи до нормування радіаційних впливів на населення, персонал та довкілля, комплексний підхід до забезпечення радіаційного захисту є тими передумовами, на яких має базуватися нормативне регулювання безпеки.

Проведений аналіз існуючої нормативної вітчизняної бази, рекомендацій МАГАТЕ та директив ЄС щодо радіаційного уabezпечення в процесі використання прискорювачів електронів показав:

1. Чинний на сьогоднішній день документ “Санітарні правила розміщення і експлуатації прискорювачів електронів з енергією до 100 МeВ” [2] є фактично єдиним профільним документом, що встановлює вимоги до радіаційної безпеки експлуатації та проектування прискорювачів електронів як у наукових, так і в медичних закладах.

2. У документі [2] відсутня низка положень, визначених директивами ЄС та чинними нормативними документами України.

3. Нормативне забезпечення безпеки при використанні прискорювачів заряджених частинок має бути переглянуте у зв’язку з оновленням вітчизняної нормативної бази і широким застосуванням у дослідницьких установах та, особливо, медичних закладах джерел іонізуючого випромінювання.

При розробленні вимог безпеки до діяльності з використанням лінійних прискорювачів треба базуватися на вимогах чинних вітчизняних нормативно-правових актів, враховувати рекомендації МАГАТЕ, директиви ЄС та спиратися на сучасний вітчизняний та закордонний досвід.

Список літератури

1. Гусев Н. Г. Защита от ионизирующих излучений. — В 2-х т. — Т. 2: Защита от излучений ядерно-технических установок: Учебник для вузов / Н. Г. Гусев, Е. Е. Ковалев, В. П. Машкович, А. П. Суворов. — 3-е изд. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 352 с.
2. Санитарные правила размещения и эксплуатации ускорителей электронов с энергией до 100 МэВ № 1858-78.
3. Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87 / Минздрав СССР. — М: Энергоатомиздат, 1988. — 90 с.
4. Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП 72/87 / Минздрав СССР. — М: Энергоатомиздат, 1988. — 70 с.
5. Закон України “Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку” від 08.02.1995 № 39.
6. Закон України “Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії” від 11.01.2000 № 1370.

7. Закон України “Про поводження з радіоактивними відходами” від 30.06.1995 № 255.
8. Закон України “Про захист людини від впливу іонізуючого випромінювання” від 14.01.1998 № 15.
9. Закон України “Про фізичний захист ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання” від 19.10.2000 № 2064.
10. Закон України “Про цивільну відповідальність за ядерну шкоду та її фінансове забезпечення” від 13.12.2001 № 2893.
11. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97): затвердж. наказом М-ва охорони здоров’я України від 14.07.1997 № 208, введ. в дію постановою Головного державного санітарного лікаря України від 01.12.1997 № 62.
12. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками ионизирующего излучения. Серия изданий по безопасности № 115. — Вена: МАГАТЭ, 1997.
13. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України: затвердж. наказом М-ва охорони здоров’я України від 02.02.2005 № 54, зареєстр. у Мін’юсті України 20.05.2005 за № 552/10832.
14. Вимоги та умови безпеки (ліцензійні умови) провадження діяльності з використання джерел іонізуючого випромінювання (НП 306.5.05/2.065-2002): затвердж. наказом Держатомрегулювання від 02.12.02 № 125, зареєстр. Мін’юстом України 17.12.02 за № 978/7266.
15. Вимоги до звіту про аналіз безпеки провадження діяльності з використання джерел іонізуючого випромінювання (НП 306.5.05/2.066-2002): затвердж. наказом Держатомрегулювання від 02.12.02 № 125, зареєстр. Мін’юстом України 17.12.02 за № 979/7267.
16. Правила ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів (ПБПРМ-2006), (НП 306.6.124-2006): затвердж. наказом Держатомрегулювання України від 30.08.06 № 132, зареєстр. Мін’юстом України 18.09.2006 за № 1056/12930.
17. Правила забезпечення збереження ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання (НП 306.4.08/1.042-00): затвердж. наказом Мінекоресурсів України від 14.12.00 № 241, зареєстр. Мін’юстом України 12.01.01 за № 13/5204.
18. Radiation Protection In the Design of Radiotherapy Facilities. Safety reports series No. 47. — Vienna: IAEA, 2006.
19. Директива Ради 96/29/Європейським комітетом від 13.05.1996. Основні стандарти безпеки для захисту здоров’я працівників та населення від небезпеки, що виникає від іонізуючої радіації.
20. Директива Ради 90/641/Європейським комітетом від 04.12.1990. Про захист робітників, що працюють по найму, схильних до ризику проникаючої радіації протягом їх роботи в контролюваних зонах.
21. Директива Ради 96/618/Euratom від 27.11.1989. Інформування широкої громадськості про заходи охорони здоров’я, що мають вживатися, та дії, які повинні виконуватись у випадку радіаційної аварії.
22. Директива Ради 2003/122/Європейським комітетом від 22.12.2003. Про контроль над закритими джерелами високого радіоактивного випромінювання і кінетичними джерелами.
23. Директива Ради 97/43/Euratom від 30.06.1997. Про захист здоров’я громадян від іонізуючого випромінювання при використанні його в медичних цілях.

Надійшла до редакції 29.03.2010.

А. С. Балашевский¹, А. В. Герлига²,
И. И. Свириденко³

¹ Севастопольский национальный университет
ядерной энергии и промышленности

² ООО Научно-исследовательский институт АЭС, г. Одесса

³ Севастопольское отделение научно-технической поддержки
ОП НТЦ ГП НАЭК «Энергоатом»

Предотвращение орошения охлаждающим раствором гермообъема реакторного отделения при срабатывании спринклерной системы

Рассмотрен способ эффективного снижения давления под гермооболочкой реакторного отделения АЭС с ВВЭР-1000 в условиях течи первого/второго контура за счет конденсации пара струйными распылителями-охладителями без прямого орошения охлаждающим раствором атмосферы гермообъема и оборудования реакторной установки с организованным отводом конденсата в бак-приямок. Представлены результаты расчетного моделирования процесса снижения давления под гермооболочкой.

Ключевые слова: струйный распылитель-охладитель, АЭС, ВВЭР, гермооболочка, барбатажный бак, импульсное предохранительное устройство, компенсатор давления.

О. С. Балашевський, О. В. Герліга, І. І. Свириденко

Запобігання зрошуванню охолоджуючим розчином гермооб'єма реакторного відділення при спрацьовуванні спринклерної системи

Розглянуто спосіб ефективного зниження тиску під гермооболонкою реакторного відділення АЕС з ВВЕР-1000 в умовах течії першого/другого контура за рахунок конденсації пара струменевими розпилювачами-охолоджувачами без прямого зрошування охолоджуючим розчином атмосфери гермооб'єма і устаткування реакторної установки з організованим відведенням конденсату в бак-приямок. Представлено результати розрахункового моделювання процесу зниження тиску під гермооболонкою.

Ключові слова: струменевий розпилювач-охолоджувач, АЕС, ВВЕР, гермооболонка, барботажний бак, імпульсний запобіжний пристрій, компенсатор тиску.

© А. С. Балашевский, А. В. Герлига, И. И. Свириденко, 2010

Задача недопущения превышения давления в гермообъеме реакторного отделения (РО) АЭС с ВВЭР-1000 проектного значения при авариях с течью первого/второго контура определяется существующими ограничениями прочностных характеристик элементов системы герметичных ограждений. Во всех эксплуатационных режимах расчетные параметры в гермообъеме не должны превышать допустимых значений.

Применяемый на АЭС способ конденсации пара в гермообъеме РО с помощью спринклерной системы реализуется за счет распыла охлаждающего раствора спринклерными устройствами, размещенными внутри гермооболочки (ГО), что обеспечивает поддержание давления и температуры в гермообъеме ниже расчетного значения. Этот способ имеет ряд существенных недостатков [1], и основными из них являются прямое орошение охлаждающим раствором реакторного оборудования (используются растворы метабората калия и борной кислоты), радиационное загрязнение оборудования после забора раствора из бака-приямка, возможные отказы электрооборудования вследствие нарушения изоляции, развитие коррозионных процессов.

Для ликвидации этих недостатков необходимо модернизировать спринклерную систему. Предлагается реализовать метод локальной конденсации пара, поступающего в гермообъем, в струйных распылителях-охладителях (СРО) [2]. СРО вводятся в действие до срабатывания спринклерной системы на распыл охлаждающего раствора через распылительные форсунки, размещенные внутри СРО, обеспечивая при этом эффективное снижение давления под ГО с организованным отводом спринклерного раствора и конденсата в бак-приямок. Впервые идея этого технического решения была высказана проф. Суховым А. К. [3]. Известны экспериментальные исследования и ряд работ к. т. н. Мирошниченко С. Т., посвященные прямоточным распылительным теплообменникам [4] для снижения температуры в герметичном объеме.

Проверку эффективности СРО для снижения давления под ГО предлагается выполнить расчетно-экспериментальным методом.

Реализация способа

Особенностью предлагаемого метода является реализация режима локальной конденсации пара в объеме СРО с последующим организованным отводом в бак-приямок ГО практически всего образующегося конденсата. Это обеспечивается расположением трубы СРО в периферийной области гермообъема у основания купола ГО рядом с ее вертикальной стеной.

Конструкция СРО (рис. 1) представляет собой трубу 2 прямоугольного сечения, перед входом в которую несколькими рядами установлены струйные форсунки 1 с коническими сходящимися входом и диаметром отверстия для выхода воды ($(6\pm8)\cdot10^{-3}$ м [4]). Подача охлаждающего раствора на форсунки производится из трубопровода спринклерной системы.

В нижней части СРО имеется патрубок выпара тумана с жалюзийным сепаратором 3, занимающим одну грань трубы СРО, и трубопровод 4 для отвода охлаждающей воды и конденсата.

Образующийся на стене конденсат вместе с конденсатом в СРО и охлаждающим раствором собирают и по трубопроводам организованно отводят к баку-приямку.

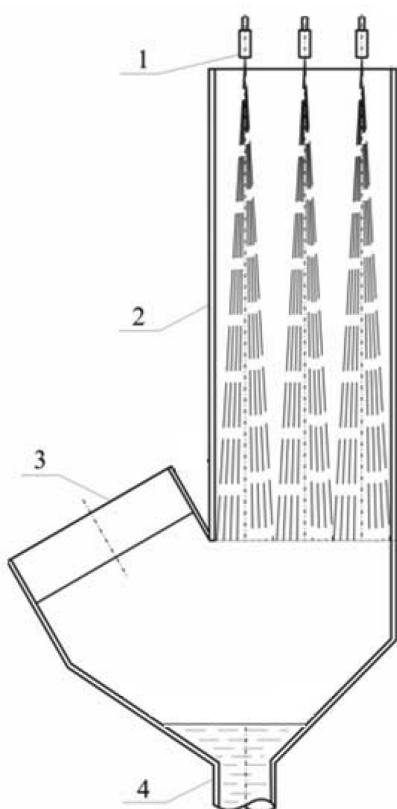


Рис. 1. Схема СРО

На рис. 2 представлена схема системы снижения давления в гермообъеме в условиях течи методом локальной конденсации пара в СРО [1]. При повышении давления в гермообъеме 2 из-за аварийной течи первого/второго контура РУ 1 охлаждающий раствор подается в СРО спринклерным насосом 12 из бака-приямка 5 по подъемному трубопроводу 13. Охлаждающий раствор распыляется во внутренней полости вертикальной трубы 7 СРО, тем самым в СРО формируются условия, при которых:

1) потоком капель охлаждающего раствора увлекается паровоздушная смесь из гермообъема 2 в трубу СРО 7;

2) давление внутри СРО снижается в сторону уровня, соответствующего температуре насыщения охлаждающего раствора, подаваемого спринклерным насосом 12.

Эти два эффекта приводят к возникновению необходимого перепада давления и связанному с этим активному поступлению горячих потоков парогазовой среды из гермообъема во внутреннюю полость СРО, где пар охлаждается и конденсируется на струях капельного факела 6 охлаждающего раствора. Конденсат вместе с охлаждающим раствором 10 собирается в нижней части трубы СРО 7.

Трубу СРО 7 размещают в периферийной области гермообъема у основания купола ГО 4 рядом с ее вертикальной стеной 3. Выпускной патрубок 8 СРО, предназначенный для эвакуации из СРО газа и несконденсированного пара 14, направляют в сторону стены ГО 3. На этой стене частично конденсируется пар 14 и туман, оставшийся после сепаратора. Образующийся при этом конденсат 15 стекает по стене 3 вниз, где собирается в конденсатосборнике 9, расположенном у основания стены 3. Конденсат из конденсатосборника 9 вместе с конденсатом и охлаждающим раствором 10 из трубы СРО 7 по сливным трубопроводам 11 организованно отводится в бак-приямок 5 РО [1], [7].

Принципиальная схема применения СРО в составе спринклерной системы РУ с ВВЭР-1000 представлена на рис. 3.

Основное преимущество предлагаемого способа — создание условий, при которых давление в гермообъеме не будет подниматься до уставки запуска спринклерной системы на распыл охлаждающего раствора через потолочные распылители. Предполагается, что спринклерный насос будет включаться на начальной стадии аварии, начиная с повышения избыточного давления под ГО более чем на 0,01 МПа. При этом спринклерный раствор должен поступать только на СРО и не поступать на потолочные распылители спринклерной системы до тех пор, пока избыточное давление в гермообъеме не поднимется более чем до 0,07 МПа — для РУ АЭС с ВВЭР-1000 «малой» серии (В-302, 338), и более чем до 0,03 МПа — для серийной РУ (В-320). Тем самым исключаются указанные выше отрицательные последствия работы спринклерной

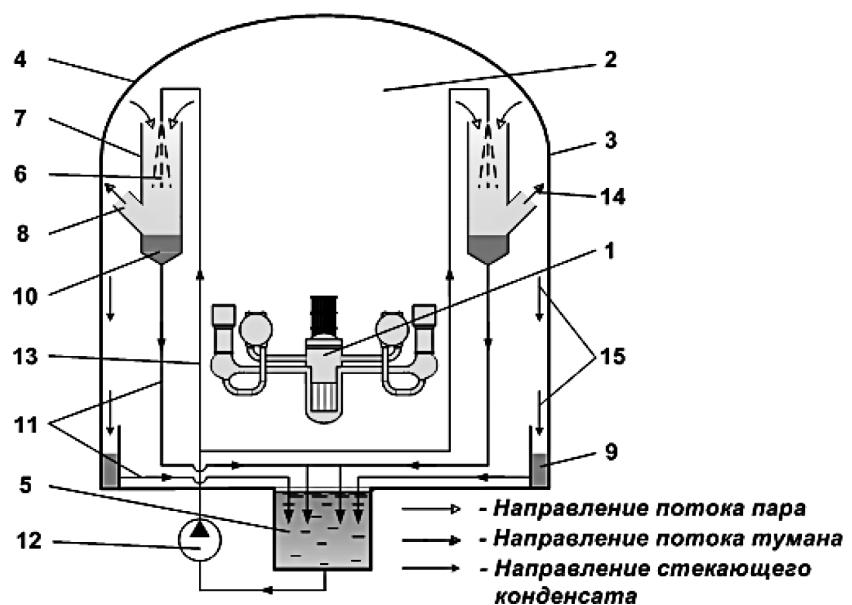


Рис. 2. Схема снижения давления в ГО в условиях течи конденсацией пара в СРО:

- 1 – РУ; 2 – ГО; 3 – стена гермооболочки;
- 4 – купол;
- 5 – бак-приямок;
- 6 – струя капельного факела;
- 7 – труба СРО;
- 8 – выпускной патрубок СРО;
- 9 – конденсатосборник;
- 10 – конденсат с охлаждающим раствором;
- 11 – сливной трубопровод;
- 12 – спринклерный насос;
- 13 – подъемный трубопровод;
- 14 – парогазовая смесь;
- 15 – конденсат

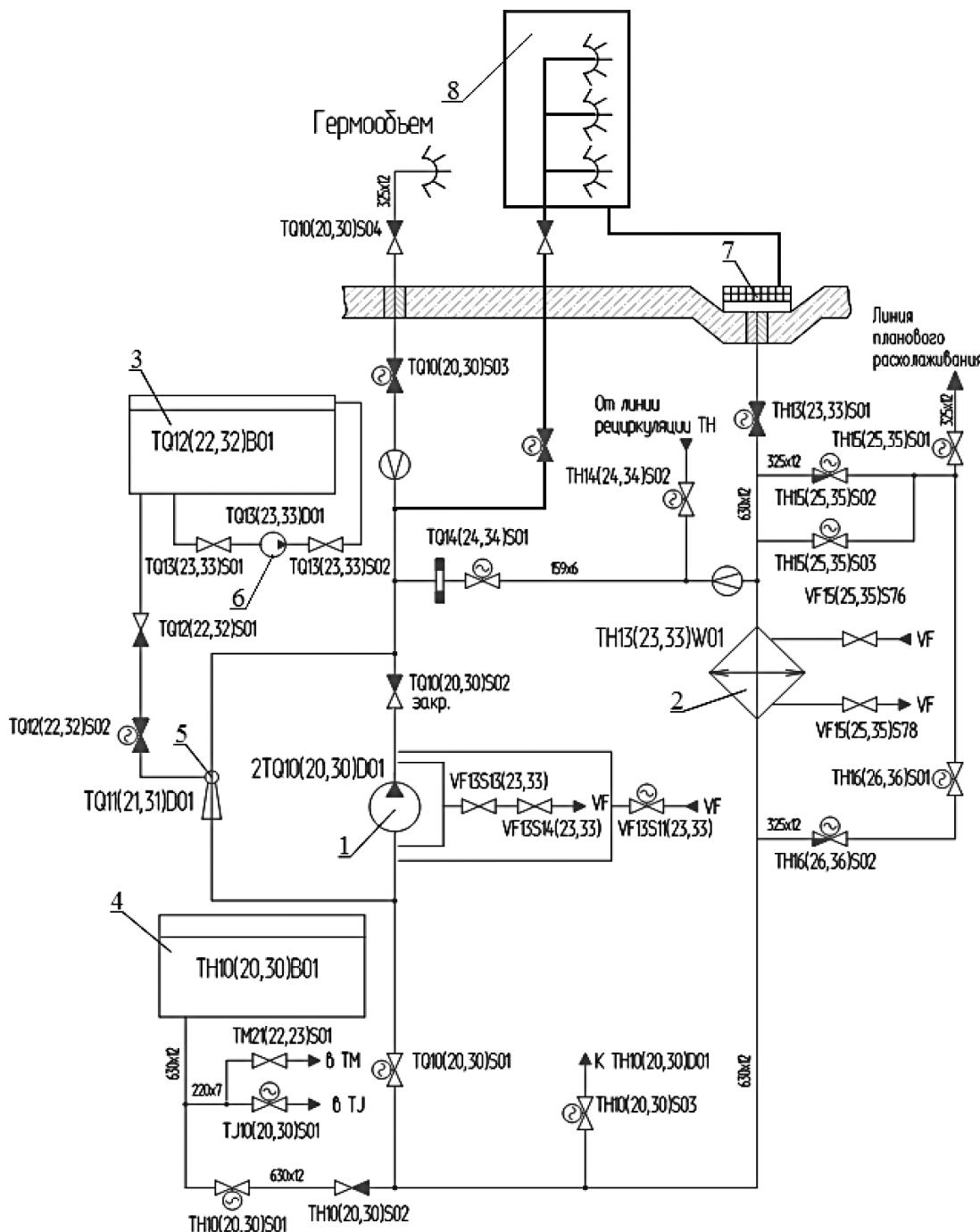


Рис. 3. Принципиальная схема одного канала спринклерной системы с применением СРО:
1 — спринклерный насос; 2 — теплообменник аварийного и планового расхолаживания; 3 — бак бората калия; 4 — бак аварийного запаса борной кислоты; 5 — водоструйный насос; 6 — насос перемешивания бората калия; 7 — сливное устройство; 8 — струйные распылители охлаждения

системы и повышается надежность расхолаживания гермообъема и реакторной установки, т. е. обеспечивается безопасность протекания рассматриваемого аварийного процесса.

Математическое описание процессов тепломассообмена в СРО

Процесс в межфакельном (внефакельном) пространстве СРО описывается следующей системой уравнений [4]—[7]:

уравнением неразрывности для пара, газа и тумана, соответственно,

$$\frac{d(W_{\text{ПГ}}\rho_{\text{П}}F_{\text{ПГ}})}{dz} = -\rho_{\text{П}} \frac{\Pi_{\text{ПГК}}W_{\text{ПГК}}}{\cos \alpha} - F_{\text{ПГ}}q_{mT}, \quad (1)$$

$$\frac{d(W_{\text{ПГ}}\rho_{\Gamma}F_{\text{ПГ}})}{dz} = -\rho_{\Gamma} \frac{\Pi_{\text{ПГК}}W_{\text{ПГК}}}{\cos \alpha}, \quad (2)$$

$$\frac{dG_T}{dz} = -\rho_T \frac{\Pi_{\text{ПГК}}W_{\text{ПГК}}}{\cos \alpha} + F_{\text{ПГ}}q_{mT}; \quad (3)$$

уравнением баланса энергии для парогазотуманной смеси

$$\frac{d}{dz} [G_{\Pi} i''_{\Pi} + G_{\Gamma} i_{\Gamma} + G_{T} i'_{T}] = - \frac{\Pi_{\text{ПГК}} W_{\text{ПГК}}}{\cos \alpha} [\rho_{\Pi} i''_{\Pi} + \rho_{\Gamma} i_{\Gamma} + \rho_{T} i'_{T}]; \quad (4)$$

уравнением баланса количества движения

$$\rho_{\text{ПГТ}} F_{\text{ПГ}} W_{\text{ПГ}} \frac{dW_{\text{ПГ}}}{dz} = -F_{\text{ПГ}} \frac{dP}{dz} - \Pi_{\text{СРО}} \tau + W_{\text{ПГ}} \rho_{\text{ПГТ}} \frac{\Pi_{\text{ПГК}} W_{\text{ПГК}}}{\cos \alpha}. \quad (5)$$

Для факельного пространства запишем следующие уравнения:

уравнения неразрывности для потоков пара, газа и тумана, соответственно,

$$\frac{d(W_{\text{ПГФ}} \rho_{\text{ПФ}} \bar{F}_{\Phi})}{dz} = \rho_{\Pi} \frac{\Pi_{\text{ПГК}} W_{\text{ПГК}}}{\cos \alpha} - F_{\Phi} q_{m\text{TФ}} - \frac{dG_{\text{K}}}{dz}, \quad (6)$$

$$\frac{d(W_{\text{ПГФ}} \rho_{\Gamma} \bar{F}_{\Gamma})}{dz} = \rho_{\Gamma} \frac{\Pi_{\text{ПГК}} W_{\text{ПГК}}}{\cos \alpha}, \quad (7)$$

$$\frac{dG_{\text{TФ}}}{dz} = \rho_{\text{T}} \frac{\Pi_{\text{ПГК}} W_{\text{ПГК}}}{\cos \alpha} + \bar{F}_{\Phi} q_{m\text{TФ}}; \quad (8)$$

уравнение баланса энергии для парогазотуманной смеси

$$\frac{d}{dz} [G_{\text{ПФ}} i''_{\text{ПФ}} + G_{\Gamma\text{Ф}} i_{\Gamma\text{Ф}} + G_{\text{TФ}} i'_{\text{TФ}}] = \frac{\Pi_{\text{ПГК}} W_{\text{ПГК}}}{\cos \alpha} [\rho_{\Pi} i''_{\Pi} + \rho_{\Gamma} i_{\Gamma} + \rho_{\text{T}} i'_{\text{T}}] - \frac{F_{\text{КФ}}}{V_{\text{K}}} [i''_{\text{ПФ}} q_m + q]; \quad (9)$$

уравнение баланса количества движения для парогазотуманной смеси

$$\begin{aligned} & \rho_{\text{ПГТФ}} \bar{F}_{\Phi} W_{\text{ПГФ}} \frac{dW_{\text{ПГФ}}}{dz} = \\ & = -\bar{F}_{\Phi} \frac{dP}{dz} - W_{\text{ПГФ}} \rho_{\text{ПГТ}} \frac{\Pi_{\text{ПГК}} W_{\text{ПГК}}}{\cos \alpha} + \\ & + \frac{F_{\text{КФ}} [f + (W_{\text{ПГФ}} - W_{\text{K}}) q_m]}{V_{\text{K}}}, \end{aligned} \quad (10)$$

где ρ — плотность; i — энталпия; W — скорость; F — площадь поперечного сечения; $\Pi_{\text{ПГК}}$ — периметр капельного факела; $q_{m\text{T}}$ — массовая скорость образования тумана в единицах объема во внефакельном пространстве (удельный расход пара на образование тумана); τ — касательное напряжение трения на стенке СРО; $q_{m\text{TФ}}$ — массовая скорость образования тумана в единице объема факельного пространства; G — расход; $\bar{F}_{\Phi} = F_{\Phi} - F_{\text{КФ}}$ — площадь парогазовой смеси внутри факела; $F_{\text{КФ}}$ — площадь поперечного сечения, занятого каплями; V_{K} — объем капли; P — давление; подстрочные индексы: ПГ — парогазовая смесь, П — пар, Г — газ, Т — туман, Ф — факел, К — капли охлаждающей воды, ПФ — пар в факеле, ПГТФ — парогазотумановая

смесь в факеле; $\frac{\Pi_{\text{ПГК}} W_{\text{ПГК}}}{\cos \alpha}$ — объемный расход смеси через единицу площади конуса факела; $W_{\text{ПГК}}$ — скорость, перпендикулярная к поверхности конуса капельного факела.

Особенностью анализируемых процессов является то, что, при наличии течи из ГО в СРО может поступать парогазовая смесь либо с перегретым паром, либо с паром, находящимся на линии насыщения. Во втором случае в СРО может поступать парогазовая смесь с туманом. Туман может, кстати, самостоятельно возникать и исчезать в СРО.

В связи с этим в СРО возможны следующие варианты протекающих процессов:

в межфакельном и факельном пространствах парогазовая смесь содержит перегретый относительно линии насыщения пар;

в межфакельном пространстве течёт парогазовая смесь с перегретым паром, в факельном пространстве — парогазовая смесь с туманом;

в межфакельном пространстве течёт парогазовая смесь с туманом, а в факельном пространстве — парогазовая смесь с перегретым паром;

в межфакельном и факельном пространствах находятся парогазовые смеси с туманом.

Указанные четыре состояния паровоздушной смеси в СРО с процессом в ГО описываются в сумме системой из 54 дифференциальных уравнений [7], характеризующей нестационарный тепломассообмен между парогазовой смесью в гермообъеме и каплями распыляемого в СРО раствора.

Результаты расчетного моделирования

Предварительное расчетное моделирование процессов в ГО выполнено для течей теплоносителя первого контура с учётом и без учёта конденсации пара на оборудовании. Анализ результатов показал, что использование данного способа в условиях аварии с течью позволяет максимально ограничить рост давления в гермообъеме на возможно низком уровне после его локализации. Эффективность работы СРО подтверждается результатами расчетного моделирования изменения давления в гермообъеме в условиях течи первого контура.

В работах [6]–[8] представлены результаты расчёта влияния конструктивных размеров и режимных параметров струйного распылителя-охладителя (СРО) на процесс снижение давления в ГО: длины и количества труб СРО, диаметра капли, перепада давления на форсунках, угла распыла факела.

На рис. 5 приведена динамика изменения давления в гермообъеме на примере импульсно-предохранительного устройства компенсатора давления (ИПУ КД) с откалом на закрытие. Это позволяет определить необходимое количество труб СРО для достижения заданного результата (в каждой трубе 24 форсунки, перепад давления на форсунках 0,5 МПа, диаметр сопла 8 мм, температура спринклерного раствора 30 °C, расход через одну форсунку 1,26 кг/с).

Установлено, что абсолютное давление в гермообъеме не поднимается выше 0,14 МПа при 10 СРО, что исключает условия срабатывания спринклерной системы РУ с ВВЭР-1000 «малой» серии. Пик роста давления для течей эквивалентным диаметром 60 мм в период аварии достигается на 2400-й секунде.

Результаты расчёта получены с помощью разработанной нами математической модели процессов, происходящих как в отдельном СРО, так и в системе СРО+ГО при наличии течи.

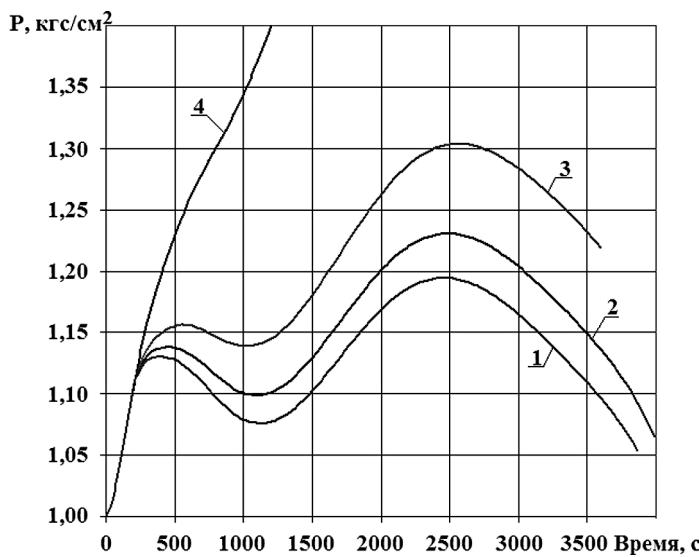


Рис. 5. Динамика изменения давления в гермообъеме при установке 10 труб СРО без учёта конденсации пара на оборудовании и спринклерной системы:

1, 2, 3 — изменение давления в ГО при длине трубы $L = 4, 3$ и 2 м, соответственно; 4 — изменение давления в ГО без учёта СРО

Для дальнейшего, более детального, анализа с применением описанной математической модели было выбрано исходное событие (ИС), имевшее место на энергоблоке № 3 РАЭС 22 сентября 2009 г. [9] из-за полного открытия ИПУ КД с отказом на закрытие при проведении испытаний в режиме «горячий останов», что сопровождалось повышением температуры и давления среды внутри гермооболочки.

Для расчета переходного процесса в РУ использовалась четырехпетлевая модель РУ ВВЭР-1000/В-320 для программы RELAP5/Mod3.4, адаптированная под параметры блока № 3 РАЭС. Расчет выполнялся с целью получения функций течи (расходы и удельные энталпии пара и воды в помещение бака-барботера КД ГА503) для дальнейшего расчёта изменения параметров в ГО с помощью кода MELCOR 1.8.5.

Основные параметры блока перед рассматриваемым ИС: реактор подkritичен, концентрация борной кислоты в теплоносителе 1-го контура 16 г/кг. Мощность остаточных энерговыделений активной зоны при выполнении расчета практически постоянна — около 3 МВт, что соответствует стационарной четырехгодичной топливной загрузке после перегрузки топлива. В силу особенностей модели, расчет стационарного состояния выполнен при работающих ГЦН с теплоотводом в ПГ, при этом давление в последних выбрано из условия получения требуемой температуры теплоносителя $T_1 = 270^\circ\text{C}$ на входе в реактор.

Затем, на заключительной стадии, уже при отключенных ГЦН давление в первом контуре было повышенено с помощью трубчатых электрических нагревателей компенсатора давления (ТЭН КД) от 158 до 186,5 кгс/см 2 . С этого момента начинается собственно расчет переходного процесса. Сравнительная хронология событий (блочные данные и расчет) представлена в табл. 1. Расчетное время отсчитывается от момента ИС — полного открытия ИПУ КД (приведено в скобках).

Разрыв мембранны барботажного бака (ББ) в расчете происходит на 45-й секунде с момента ИС аварии.

Для более корректного задания граничных условий для кода RELAP5 предполагалось, что после разрыва мембранны истечение пароводяной смеси происходит в объем около 250 м 3 . Это соответствует реальному свободному объему помещения ГА503. Данний расчетный объем проходным сечением 9,98 м 2 (что также соответствует геометрии проемов в ГА503) соединен с объемом 6×10^4 м 3 — объемом остальной части реакторного отделения внутри ГО. Поскольку для достижения требуемой точности расчета рассматриваемой течи требовалась лишь качественная оценка поведения основных параметров в указанных объемах (это было подтверждено анализом чувствительности), пассивные поглотители теплоты в данных объемах не моделировались. Не моделировалась и работа вентиляционных систем, а также работа спринклерной системы, поскольку расчет функций течи был необходим, прежде всего, для последующего сравнения эффективности различных инженерных систем подавления параметров в ГО. Начальные условия в данных объемах приняты следующими: температура $+27^\circ\text{C}$ (300,15 К), давление $1,0 \cdot 10^5$ Па (абс.), среда — азот.

Как видно из таблицы, вплоть до 1700-й секунды результаты расчета демонстрируют хорошее совпадение с блочными данными. Единственное отличие связано с незначительным временем ростом давления в первом контуре после включения на контур насоса TQ23D01. Соответственно, достижение давления первого контура ($P_1 = 44$ кгс/см 2), при котором оперативный персонал включил в работу на контур TQ33D01, произошло позже. Этот факт, однако, не оказал существенного влияния на функции течи, что впоследствии было подтверждено вариантом расчетом с включением третьего канала системы аварийного охлаждения активной зоны высокого давления (САОЗ ВД) не по давлению, а по достижении заданного момента времени переходного процесса, в соответствии со стационарными данными.

Расчет показал, что после 4000-й секунды процесса в помещение ГА503 из бака-барботера поступает уже не пароводяная смесь, а исключительно вода с нулевым паросодержанием и сравнительно низкими параметрами. Поэтому для дальнейших расчетов были использованы полученные параметры внутри ГО (давления, расхода) для первых 4000 секунд аварии (рис. 6 и 7).

Зная поступление пара в ГО (по данным расчёта RELAP5), с помощью программы MELCOR 1.8.5 можно рассчитать изменение давления, температуры и других характеристик в атмосфере ГО с течением времени, а также оценить влияние работы СРО на протекающие в ГО процессы. Соответственно, изменяя геометрические параметры труб СРО, можно добиться желаемого результата в снижении давления и температуры паровоздушной смеси в ГО.

Были проведены расчеты динамики параметров в ГО без СРО и спринклерной системы, а также с учётом спринклерной системы и включением в работу 10 труб СРО длиной 2 м и умеренно-консервативно завышенной температуры спринклерного раствора 35°C . Количество СРО определялось исходя из расходной характеристики спринклерных насосов: для работы 10 труб СРО достаточно двух каналов спринклерной системы.

Включение СРО происходит при избыточном давлении в ГО, равном 0,1 кгс/см 2 . В модели также учитывается конденсация пара на стенках гермообъема и оборудовании внутри ГО.

Таблица 1. Хронология инцидента

Время после ИС аварии, данные (расчет), с	Последовательность событий
0–4 (0)	Распитались электромагниты ИК YP21S03, S04 и открылся ГК YP21S01 при $P_1 = 186,5 \text{ кгс}/\text{см}^2$
13 (18 — достижение уставки закрытия)	При $P_1 = 175,7 \text{ кгс}/\text{см}^2$ запитались ИК YP21S03, S04 и появилась индикация «закрыто» ГК YP21S01, но давление в 1-м контуре продолжало снижаться. Идентифицировано незакрытие ГК YP21S01 по снижению параметров 1-го контура и повышению параметров в ББ
61 (54)	Включились все группы ТЭН КД
74–134 (—)	Сработала блокировка по давлению в гермооболочке больше $0,003 \text{ кгс}/\text{см}^2$ (изб.), закрылась локализующая арматура систем TL 22.42
134–194 (181)	Аварийно отключились ТЭН КД по уровню в КД менее 4200 мм
194–254 (224)	Включены в работу насосы TB10D02,03 подачи борного концентратра из баков TB-10 на всас подпиточных насосов
289 (320)	При $P_{1k} = 66 \text{ кгс}/\text{см}^2$ произошло формирование сигнала защиты « $dT_s < 10^\circ\text{C}$ » без воздействия на исполнительные механизмы САОЗ
314–374 (360)	Зафиксировано открытие клапанов на линиях подачи раствора борной кислоты от гидроемкостей (ГЕ) 1–4 системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ) в 1-й контур. $P_{1k} = 58 \text{ кгс}/\text{см}^2$
374–434 (481)	Включены в работу на 1-й контур насосы TQ14-34D01, TQ13D01 при $P_1 = 50 \text{ кгс}/\text{см}^2$
696–879	Предпринята попытка закрытия YP21S01 кратковременным открытием YP21S08 и подачей питания на электромагниты закрытия клапана YP21S09 с последующим их закрытием, что не привело к закрытию YP21S01
1154–1214 (990)	Включен в работу на 1-й контур насос TQ23D01 при $P_1 = 48 \text{ кгс}/\text{см}^2$
1334–1394 (1364)	После предварительного закрытия YR60S01,02 открытием арматуры на линии сдувок с реактора YR01-03S01, ПГ1-4 YR11-41,12-42S01, KD YR51-53S01 объединены в общий коллектор аварийные газовые сдувки реактора, парогенераторов (ПГ) 1–4 и КД
1754–1814 (3540)	Включен в работу на 1-й контур насос TQ33D01 при $P_1 = 44 \text{ кгс}/\text{см}^2$
2067 (—)	Зафиксировано срабатывание защиты САОЗ по $P_{GO} > 0,3 \text{ кгс}/\text{см}^2$, локализация гермообъема, запуск механизмов САОЗ в проектном объеме, подача спринклерного раствора в ГО от насосов TQ11-31D01
2234–2474 (3969)	Выведены из работы на 1-й контур насосы TQ14-34D01, TQ33D01 при $P_1 = 70 \text{ кгс}/\text{см}^2$
2414–2474 (4000)	Выведен из работы на 1-й контур насос TQ23D01 $P_1 = 60 \text{ кгс}/\text{см}^2$
3494–3554 (6530)	Выведен из работы на 1-й контур насос TQ13D01 $P_1 = 31 \text{ кгс}/\text{см}^2$
4514–4574 (7182)	Зафиксирована подача на 1-й контур РБК насосами TQ12-32D01 при $P_1 = 23 \text{ кгс}/\text{см}^2$

Примечание. (—) — параметр не моделировался.

С использованием разработанной модели СРО получены характеристики снижения избыточного давления в гермообъеме РУ в условиях рассматриваемого аварийного процесса (рис. 8). Результаты моделирования показывают, что давление в ГО не достигает уставки срабатывания спринклерной системы в «штатном» режиме ($1,3 \text{ кгс}/\text{см}^2$). Соответственно, спринклерный раствор не подается на потолочные распылители и не происходит орошения охлаждающим раствором оборудования, находящегося в ГО.

Кривая 1 на рис. 8 иллюстрирует повышение давления паровоздушной смеси в ГО без учёта работы СРО и спринклерной системы. Видно, что давление в ГО на 1800-

секунде достигает значения срабатывания спринклерной системы ($P = 1,3 \text{ кгс}/\text{см}^2$) и впоследствии продолжает расти. Кривая 2 характеризует интенсивное снижение давления в ГО после 1800-й секунды при включении спринклерной системы. Как видно из рис. 8, кривая 3 (блочные данные поведения давления в гермооболочке) хорошо совпадает с расчётными данными (кривая 2), но с незначительно более поздним включением спринклерной системы.

При работе СРО (геометрические характеристики: длина трубы $L = 2 \text{ м}$, кривая 4) давление в гермообъеме за всё время переходного процесса не достигает значения, при котором срабатывает спринклерная система.

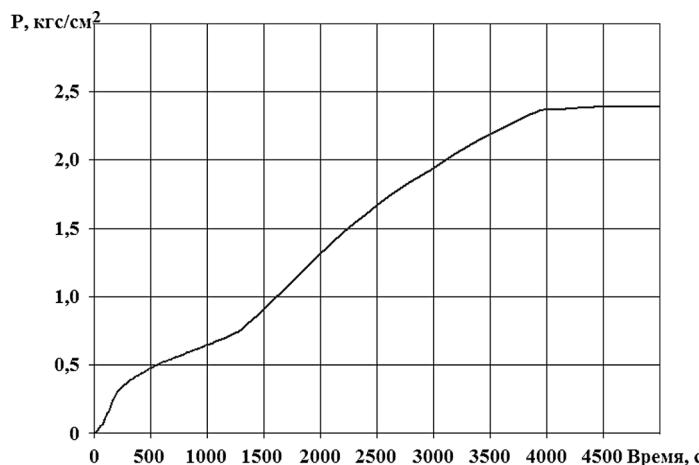


Рис. 6. Изменение давления в ГО при истечении паровоздушной смеси из бака-барботера (RELAP5)

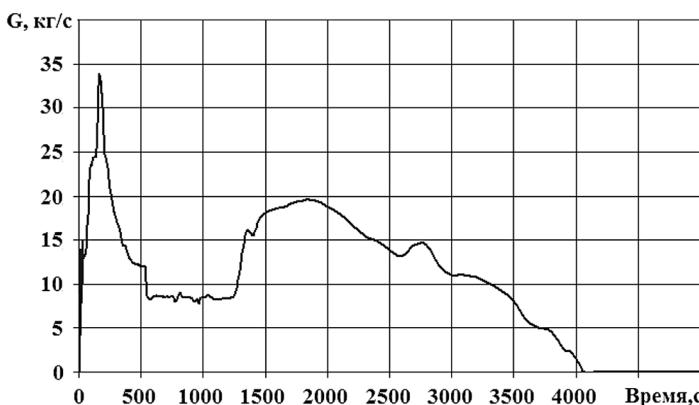


Рис. 7. Расход пара из бака-барботера в ГО (RELAP5)

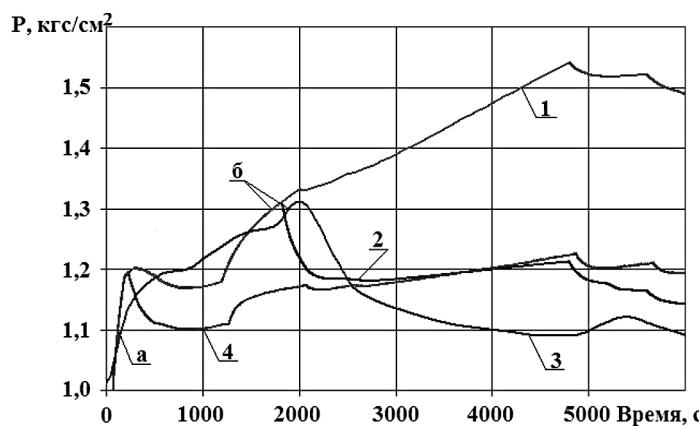


Рис. 8. Динамика изменения давления в ГО с включением и отключением спринклерной системы и СРО (MELCOR 1.8.5):

- 1 — расчётные данные изменения давления в ГО без учёта СРО и спринклерной системы;
- 2 — расчётные данные изменения давления в ГО с учётом спринклерной системы;
- 3 — блочные данные изменения давления в ГО с учётом спринклерной системы;
- 4 — расчётные данные изменения давления в ГО с подачей охлаждающего раствора на СРО;
- 5 — момент включения СРО;
- 6 — момент включения спринклерной системы

При увеличении длины труб и оптимизации других конструктивных параметров СРО можно получить еще более эффективное снижение избыточного давления в гермообъеме.

Расчетным путем как с помощью разработанных нами программ, так и с привлечением результатов расчёта, полученных в коде RELAP5 и MELCOR 1.8.5, показано, что предлагаемый способ снижения давления в гермообъеме позволяет максимально ограничить рост давления в гермообъеме на приемлемо низком уровне после локализации гермооболочки для энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000.

Следует отметить, что для более детального анализа протекания процессов, происходящих в гермооболочке, необходимо провести расчёты по влиянию температуры охлаждающего раствора на эффективность работы СРО для энергоблоков АЭС «малой» серии с ВВЭР-1000/В-302 и серийных энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000/В-320.

Выходы

1. Предлагаемый способ снижения давления в гермообъеме АЭС с ВВЭР-1000 состоит в том, что в аварийной ситуации при росте давления под ГО из-за появления течи подача охлаждающего раствора при срабатывании спринклерной системы происходит не на потолочные форсунки, а на форсунки, расположенные в трубах СРО. Это исключает прямое орошение оборудования ГО спринклерным раствором, что обеспечивает повышение безопасности расхолаживания РУ.

2. Пар из гермообъема «захватывается» и увлекается потоком капель в трубы СРО, где конденсируется с последующим организованным отводом образующегося конденсата по трубопроводам в бак-приямок, не попадая на поверхность оборудования, находящегося под ГО.

3. Результаты расчетов подтвердили работоспособность предложенного способа снижения давления в ГО. Наличие СРО в ГО при аварийном событии на блоке № 3 РАЭС (полное открытие ИПУ КД с отказом на закрытие) позволило бы исключить прямое орошение оборудования РУ от спринклерных устройств, не допуская повышения давления в гермообъеме выше проектного предела.

4. Для окончательного принятия решения об использовании СРО необходимо экспериментальное подтверждение результатов моделирования. Сотрудниками Севастопольского отделения НТЦ разработана схема экспериментального стенда и проведены соответствующие расчёты.

Список литературы

1. Герлига А. В. Способ эффективного снижения давления под гермооболочкой при аварийной течи теплоносителя // Сб. науч. тр. СНИЯЭИП. — Севастополь, 2008. — Вып. 1 (25). — С. 26–33.
2. Герлига А. В., Свириденко И. И., Балакан Г. Г. Способ конденсации пара в герметическом объеме реакторного отделения: пат. на полезную модель 32561 Украина, МПК 8 G21C15/00. — №u2007/13338; заявл. 30.11.2007; опубл. 26.05.2008, Бюл. № 10.
3. Сухов А. К. Повышение надежности и пути продления ресурса локализующей системы безопасности РУ с ВВЭР-1000 / А. К. Сухов, Е. А. Сухова // Стратегия развития ядерной энергетики: выбор Украины: Сб. тезисов докл. — К., 2001. — С. 27.

4. Мирошниченко С. Т. Устройство снижения температуры в герметичном объеме / С. Т. Мирошниченко, М. М. Крастелев, А. К. Сухов. — Деп. в ЦСИФ, № 5210. — 1991. — 29 с.
5. Герлига А. В. Математическое моделирование работы струйного распылителя-охладителя (СРО) / А. В. Герлига, Г. Г. Балакан // Труды ОНПУ. — Одесса, 2006. — Вып. 2 (26). — С. 71–75.
6. Герлига А. В. Влияние параметров струйного распылителя-охладителя на снижение давления в гермообъеме в аварийных случаях / А. В. Герлига, И. И. Свириденко, Г. Г. Балакан, А. С. Балашевский // Сб. науч. тр. СНУЯЭиП. — 2007. — Вып. 4 (24). — С. 43–48.
7. Герлига А. В. Снижение давления в гермообъеме АЭС с ВВЭР-1000 струйными распылителями-охладителями в условиях течи / А. В. Герлига // Дис. ... канд. техн. наук СевНТУ. — Севастополь, 2008. — С. 152.
8. Балашевский А. С. Аварийное расхолаживание гермообъема АЭС с ВВЭР-1000 при наличии течи с использованием струйного распылителя-охладителя / А. С. Балашевский, А. В. Герлига, С. Т. Мирошниченко // Сб. науч. тр. СНУЯЭиП. — 2009. — Вып. 4 (32). — С. 9–15.
9. Отчет о расследовании нарушения в работе РАЭС. ЗРОВ-П07-002-09-09, 16.10.2009. — ОП «Ривненская АЭС» НАЭК «Энергоатом» Минтопэнерго Украины, 2009. — С. 15.

Надійшла до редакції 30.03.2010.

Теоретические основы экспериментального определения динамического спектра быстрых нейтронов

Для оценки работы реактора и его эксплуатации большое значение имеет получение точных сведений о потоках и спектрах быстрых нейтронов. Рассмотрены основы активационного метода получения динамического спектра быстрых нейтронов, суть которого заключается в определении для пороговых индикаторов активационных интегралов по результатам измерений наведенной активности в этих детекторах.

Ключевые слова: энергетический спектр нейтронов; активационные исследования спектра нейтронов; активация пороговых детекторов; активность радионуклида; интегральная плотность потока нейтронов; активационный интеграл.

П. А. Пономаренко, В. О. Тяпкіна

Теоретичні основи експериментального визначення динамічного спектра швидких нейtronів

Для оцінки роботи реактора та його експлуатації велике значення має отримання точних відомостей про потоки і спекtri швидких нейtronів. Розглянуто основи методу отримання динамічного спектра швидких нейtronів, суть якого полягає у визначенні для порогових індикаторів активаційних інтегралів за наслідками вимірювань наведеної активності в цих детекторах.

Ключові слова: енергетичний спектр нейтронів; активаційні дослідження спектра нейтронів; активація порогових детекторів; активність радіонукліда; інтегральна щільність потоку нейтронів; активаційний інтеграл.

© П. А. Пономаренко, В. А. Тяпкина, 2010

Развитие ядерной энергетики требует решения комплекса научных проблем, связанных не только с расчетом и проектированием реакторов, но и с предсказанием последствий длительного облучения конструкционных материалов, элементов механизмов, радиоэлектронных изделий. При проведении широкого класса экспериментов, в которых изучается воздействие ионизирующей радиации на объект, необходимо в достаточной мере полно и точно определять характеристики поля излучения. Основными характеристиками нейтронного поля, необходимыми для расчета эффектов, возникающих под действием нейтронов в облучаемых объектах, являются энергетическое распределение (спектр) нейтронов и плотность потока нейтронов [1].

Быстрые нейтроны, как наиболее проникающие, определяют размеры радиационной защиты реактора; кроме того, они обладают повышенной способностью к созданию радиационных повреждений в металлах и других материалах.

Один из основных экспериментальных методов оценки потоков и спектров нейтронов в реакторе — метод пороговых детекторов, основанный на получении радиоактивного вещества в результате ядерных реакций при облучении стабильных ядер нейтронами.

В активационных исследованиях спектров нейтронов используется связь между наведенной активностью детекторов, которая может быть измерена, и плотностью потока нейтронов. В качестве пороговых детекторов применяют нуклиды, имеющие сечение активации с резко выраженным энергетическим порогом.

Пусть образец, содержащий ядра только одного материнского нуклида (N_m), облучается нейронами с плотностью потока Φ ; тогда скорость убыли числа ядер материнского нуклида во времени будет иметь вид

$$\frac{dN_m}{dt} = -N_m \cdot \Phi \cdot \sigma_{\text{эфф.м}}, \quad (1)$$

где $\sigma_{\text{эфф.м}}$ — сечение ядерной реакции.

Если образуется радионуклид, то за время облучения он будет распадаться по закону радиоактивного распада с постоянной распада λ_d . Дифференциальное уравнение, описывающее изменение количества ядер дочернего радионуклида (N_d), можно записать в виде

$$\frac{dN_d}{dt} = N_m \cdot \Phi \cdot \sigma_{\text{эфф.м}} - (\lambda_d + \Phi \cdot \sigma_{\text{эфф.д}}) N_d. \quad (2)$$

Первый член уравнения (2) описывает образование ядер дочернего радионуклида, второй — их распад и их исчезновение в результате взаимодействия с бомбардирующими частицами, приводящее к образованию нового (вторичного) продукта. Проинтегрировав (1) и (2) и решив их совместно при начальных условиях

$$\begin{aligned} 1) &t = 0; N_m = N_{m0}; N_d = 0; \\ 2) &t = t_{\text{обл}}; N_m = N_m(t); N_d = N_d(t), \end{aligned}$$

получим

$$N_d(t) = \frac{\Phi \cdot N_{m0} \cdot \sigma_{\text{эфф.м}}}{\Lambda_d - \Phi \cdot \sigma_{\text{эфф.м}}} \cdot \left(e^{-\Phi \cdot \sigma_{\text{эфф.м}} \cdot t_{\text{обл}}} - e^{-\Lambda_d \cdot t_{\text{обл}}} \right), \quad (3)$$

где N_{m0} — количество ядер материнского нуклида в начальный момент времени; $t_{обл}$ — время облучения; $\Lambda_d = \lambda_d + \Phi \cdot \sigma_{\text{эфф},d}$ — постоянная распада образующегося радионуклида; $\sigma_{\text{эфф}}$ — сечение ядерной реакции, приводящей к исчезновению радионуклида.

Изменение активности дочернего радионуклида $A_d(t)$ в период облучения описывается формулой

$$A_d(t) = \lambda_d \cdot N_d(t) = \frac{\lambda_d \cdot \Phi \cdot N_{m0} \cdot \sigma_{\text{эфф},m}}{\Lambda_d - \Phi \cdot \sigma_{\text{эфф},m}} \left(e^{-\Phi \cdot \sigma_{\text{эфф},m} \cdot t_{обл}} - e^{-\Lambda_d \cdot t_{обл}} \right). \quad (4)$$

Активность накопившегося радиоактивного нуклида может быть определена инструментально с помощью радиотехнической аппаратуры, обычно с использованием сцинтиляционных и полупроводниковых датчиков. Далее решением трансцендентного уравнения (4) можно найти интегральную плотность потока нейтронов Φ с энергией больше $E_{\text{эфф}}$ в точке нейтронного поля, в которую был помещен образец.

На практике в большинстве случаев можно пренебречь уменьшением числа атомов материнского нуклида и исчезновением ядер дочернего радионуклида в результате взаимодействия с бомбардирующими частицами. При этом выражение для активности накопленного при облучении радионуклида упростится:

$$A_d(t) = \Phi \cdot N_{m0} \cdot \sigma_{\text{эфф},m} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_d \cdot t_{обл}} \right). \quad (5)$$

Для определения дифференциального спектра нейтронов можно записать

$$A_d(t) = N_{m0} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_d \cdot t_{обл}} \right) \int_0^{\infty} \varphi(E) \sigma(E) dE, \quad (6)$$

где $\varphi(E)$ — дифференциальный спектр потока нейтронов; $\sigma(E)$ — сечение реакции, образующей радионуклид.

Величина $R = \int_0^{\infty} \varphi(E) \sigma(E) dE$ называется активационным интегралом или скоростью реакции (активность в насыщении, отнесенная к одному ядру активируемого нуклида). С момента окончания облучения активность изменяется по экспоненциальному закону

$$A(t_{выд}) = A_0 e^{(-\lambda_i t_{выд})}, \quad (7)$$

где $t_{выд}$ — время, прошедшее с момента окончания облучения (время выдержки).

Таким образом,

$$R = \frac{A(t_{выд})}{N_{m0} \left(1 - e^{(-\lambda_i t_{обл})} \right) e^{(-\lambda_i t_{выд})}} = \int_0^{\infty} \varphi(E) \sigma(E) dE. \quad (8)$$

Сущность задачи восстановления дифференциального спектра нейтронов $\varphi(E)$ заключается в решении уравнения Фредгольма I рода. Существует множество решений, удовлетворяющих данному уравнению, и для получения физически обоснованных результатов требуются определенные допущения [2].

Исходя из того что различные материалы избирательно реагируют на облучение нейтронами с различной энергией и предположив постоянство активационного интеграла для данных материалов, вводятся понятия пороговой энергии и эффективного сечения реакции. Сечение активации порогового детектора над порогом меняется сравнительно медленно, поэтому его можно аппроксимировать ступенчатой функцией, положив сечение i пороговой реакции ниже некоторой пороговой энергии $E_{\text{пор}}^i$ равным нулю, а при больших энергиях — постоянным и равным $\sigma_{\text{эфф}}^i$:

$$\sigma(E) = \begin{cases} 0 & \text{при } E < E_{\text{пор}}^i; \\ \sigma_{\text{эфф}}^i = \text{const} & \text{при } E \geq E_{\text{пор}}^i. \end{cases} \quad (9)$$

Тогда активационный интеграл примет вид

$$R_i = \int_{E_{\text{пор}}^i}^{\infty} \varphi(E) \sigma_i(E) dE = \sigma_{\text{эфф}}^i \int_{E_{\text{пор}}^i}^{\infty} \varphi(E) dE; \quad i = 1, 2, \dots, k, \quad (10)$$

где k — число пороговых детекторов.

Величины $E_{\text{пор}}^i$ и $\sigma_{\text{эфф}}^i$ выбирают так, чтобы при постоянном соотношении (10) изменение $\sigma_{\text{эфф}}^i$ было минимальным при малых отклонениях спектра $\varphi(E)$ от спектра нейтронов деления [3]. Следовательно, постоянство $\sigma_{\text{эфф}}^i$ вытекает из постоянства активационного интеграла, что достаточно хорошо реализуется целым рядом нуклидов.

Верхний предел интегрирования для нейтронных полей ядерных реакторов может быть принят равным 18 МэВ, так как доля нейтронов с энергиями больше указанных в этих полях пренебрежимо мала.

При соблюдении предположения (9)

$$\varphi_{\geq E_{\text{пор}}^i}(E) = \frac{R_i}{\sigma_{\text{эфф}}^i}; \quad i = 1, 2, \dots, k. \quad (11)$$

Зная число ядер активируемого нуклида в i -м детекторе N_{m0}^i , время его облучения $t_{обл}$ и выдержки $t_{выд}$, постоянную распада λ_i , измерив активность образовавшегося радионуклида $A_i(t_{выд})$, можно найти значение активационного интеграла R_i . Далее при условии постоянства активационного интеграла, выбрав значение величины $\sigma_{\text{эфф}}^i$, из уравнения (11) находится значение интегральной плотности потока нейтронов $\varphi_{\geq E_{\text{пор}}^i}(E)$.

При облучении набора из k пороговых детекторов получаем систему из k уравнений [4], решением которой можно найти значения интегральных потоков для этих детекторов.

К пороговым детекторам, предназначенным для измерения спектра быстрых нейтронов, предъявляют следующие требования [1]:

1. Сечение используемой реакции должно быть хорошо известно, достаточно велико и засвидетельствовано метрологической организацией.

2. Период полураспада изотопа-продукта реакции должен быть удобным для измерения, а схема его распада — простой и хорошо известной.

3. Изотопный состав детектора должен быть определен с высокой точностью. Предпочтение следует отдавать

элементам, содержащим подавляющее количество используемого изотопа (свыше 80 %).

4. Необходимо, чтобы активность используемых продуктов реакции легко выделялась из активности, полученной при активации в нейтронном поле за счет других реакций.

5. При подборе детекторов надо учитывать возможность измерения активности изотопа-продукта с малой погрешностью.

С целью уменьшения активации тепловыми и промежуточными нейтронами как материнского, так и дочернего нуклидов используют фильтры из кадмия и бора соответственно. Для увеличения доли активности исследуемой реакции кроме фильтрации нейтронного излучения подбирают оптимальное время облучения (обычно не более одного-двух периодов полураспада) и выдержки. Оптимальное время выдержки определяется из условия практически полного распада короткоживущей «мешающей» активности.

Выводы

1. При измерении плотности потока нейтронов используется косвенный метод, связывающий плотность потока нейтронов с абсолютной активностью [уравнение (4)].

2. Для определения плотности потока необходимо знание абсолютной активности дочернего радионуклида, определение которой связано с необходимостью восстановления единицы активности 1 Бк или 1 распад/с вполне определенного вида излучения и его энергии.

3. Используя понятия пороговой энергии и эффективных сечений при постоянстве активационного интеграла, представляется возможным определение интегральной плотности потока нейтронов от указанного энергетического порога до 18 МэВ, что является энергетическим пределом нейтронов деления в ядерном реакторе.

Список литературы

1. Крамер-Агеев Е. А., Трошин В. С., Тихонов Е. Г. Активационные методы спектрометрии нейтронов. — М.: Атомиздат, 1976. — 232 с.
2. Метрология нейтронных измерений на ядерно-физических установках (рекомендуемые справочные данные и методики измерений): Материалы I Всесоюзной школы/ Под ред. Р. Д. Васильева. — Т. 1 и 2. — М.: ЦНИИатоминформ, 1976. — 253 с.
3. Ломакин С. С., Петров В. И., Самойлов П. С. Радиометрия нейтронов активационным методом. — Изд. 2-е, перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1983. — 144 с.
4. Климентов В. Б., Копчинский Г. А., Фрунзе В. В. Активационные измерения потоков и спектров нейтронов в ядерных реакторах. — М.: Изд-во стандартов, 1974. — 208 с.

Надійшла до редакції 09.03.2010.

А. С. Нефедов, В. А. Тонких

Государственный научно-технический центр
по ядерной и радиационной безопасности

Установка для извлечения твердых радиоактивных отходов из хранилищ РАО на АЭС

Дан обзор одной из существующих проблем обращения с твердыми радиоактивными отходами на АЭС Украины. Приведена информация о проектируемой установке по извлечению твердых радиоактивных отходов из отсеков стационарных хранилищ с целью учета РАО, их первичного измельчения и фрагментации, взвешивания и загрузки в транспортный контейнер, очистки и дезактивации ячеек хранилищ ТРО.

Ключевые слова: хранилище, РАО, установка, извлечение, фрагментация, транспортирование.

О. С. Нефедов, В. О. Тонких

Установка для витягання твердих радіоактивних відходів зі складів РАВ на АЕС

Наведено огляд однієї з існуючих проблем поводження з твердими радіоактивними відходами на АЕС України та інформацію про проектовану установку з витягання твердих радіоактивних відходів з відсіків станційних складів з метою обліку РАВ, їх первинного подрібнення й фрагментації, зважування і завантаження в транспортний контейнер, очищення та дезактивації комірок складів твердих РАВ.

Ключові слова: склади, РАВ, установка, витягання, фрагментация, транспортування.

© А. С. Нефедов, В. А. Тонких, 2010

В Україне за время єе незалежності подходи к обеспечению безопасности обращения с радиоактивными отходами (РАО) пересмотрены на основе рекомендаций МАГАТЭ и других международных организаций, которые аккумулировали опыт стран с развитой инфраструктурой для безопасного обращения с радиоактивными отходами. Новые подходы нашли отражение в «Стратегии обращения с радиоактивными отходами в Украине» [2].

Однако существующие хранилища твердых радиоактивных отходов (ТРО) используются для временного хранения отходов, образовавшихся в процессе эксплуатации АЭС. Проектами атомных электростанций не предусматривалась установка оборудования для извлечения радиоактивных отходов из отсеков хранилищ твердых радиоактивных отходов (отходы сохраняются в основном навалом в секциях хранилищ).

Без введения в эксплуатацию комплексных линий глубокой переработки радиоактивных отходов имеющиеся объемы хранилищ не рассчитаны на продление срока эксплуатации энергоблоков атомных электростанций, как это предусмотрено Энергетической стратегией Украины на период до 2030 года [5].

Проблемы обращения с твердыми радиоактивными отходами на АЭС Украины

Среднее удельное образование твердых и жидкых РАО составляет соответственно 27 и 35,1 м³ на 1 млрд кВт·ч выработанной электроэнергии. Анализ накопленных по состоянию на конец III квартала 2008 г. ТРО показывает, что степень заполнения отсеков для хранения ТРО 1-й категории составляет: на Ровенской АЭС — около 66%; Запорожской — 60%; Южно-Украинской — 71%; Хмельницкой — 68,5%.

На конец проектного срока эксплуатации энергоблоков АЭС отсеки для хранения ТРО 1-й категории будут заполнены на 80—90%. При таких прогнозах не более чем через 5 лет после окончания проектного срока эксплуатации АЭС отсеки хранилищ для ТРО 1-й категории будут полностью заполнены и потребуется их освобождение от ТРО с последующей переработкой и захоронением.

Извлечение и кондиционирование РАО из хранилищ атомных электростанций, а также создание новых и модификация существующих установок для обращения с отходами в соответствии с критериями принятия РАО на хранение и захоронение являются одними из ключевых задач.

Основные недостатки существующих хранилищ ТРО, определенные несоответствиями требованиям нормативных документов:

отсутствие средств безопасного извлечения отходов для передачи их на дальнейшую переработку;

отсутствие возможности определения количественного и качественного состава РАО;

отсутствие контроля условий хранения (температурного режима, биологической активности, наличия влаги).

Все эти факторы приводят к необходимости создания новых или модернизации существующих систем обращения с РАО. В настоящее время ГП НАЭК «Энергоатом» инициированы работы по созданию комплексов по обращению с ТРО, одним из элементов которых являются установки по извлечению твердых РАО из хранилищ.

Установки по извлечению твердых РАО (далее — УИТРО) предназначены для безопасного извлечения отходов из хранилищ ТРО, фрагментирования отходов до размеров, позволяющих загрузить их в соответствующие контейнеры, погрузки в контейнеры, отправки отходов на предприятия по переработке ТРО и дезактивации ячеек хранилищ. Конструкция установки должна обеспечивать максимальную защиту персонала от прямого воздействия ионизирующих излучений.

Указанные операции должны выполняться с помощью средств дистанционного управления и контроля.

Для предотвращения распространения радиоактивных веществ за пределы мест выполнения работ по извлечению ТРО, а также создания благоприятных условий для выполнения работ на открытом воздухе предусмотрено размещение УИТРО в защитном кессоне.

Проектируемая силами проектно-конструкторского отдела Славутичского филиала ГНТЦ ЯРБ установка предназначена для извлечения твердых радиоактивных отходов (до 300 мкГр/ч) из хранилищ ТРО на Запорожской и Южно-Украинской АЭС, фрагментирования отходов до размеров, позволяющих загрузить их в транспортную тару для дальнейшей транспортировки на переработку. Работы по проектированию УИТРО ведутся совместно со словацкой фирмой АО ВУЙЭ.

УИТРО разрабатывается в климатическом исполнении У, тип атмосферы II, в соответствии с требованиями ГОСТ 15150. Оборудование УИТРО относится к системе нормальной эксплуатации, не влияющей на безопасность, и к III категории сейсмостойкости согласно [4].

Техническая характеристика УИТРО

УИТРО (рис. 1) устанавливается над существующими ячейками хранилища ТРО (ХТРО) и представляет в конструктивном отношении комплекс двух сооружений, объединенных между собой функционально.

Для локализации радиоактивных веществ, образующихся при извлечении, фрагментации и загрузке отходов в транспортную тару, предусмотрен кессон, соединяющийся с ячейкой ХТРО посредством комплекта переходных приспособлений. Приведем технические характеристики УИТРО:

Кессон УИТРО

Ширина без приспособления для перемещения кессона (работы в хранилище при СК-1), мм.....	4450
Ширина с приспособлением для перемещения кессона (работы в хранилище при ХТРО), мм	6250
Длина, мм.....	5000
Максимальная высота без крыши (работы в хранилище при ХТРО), мм	4500
Максимальная высота с крышей (работы в хранилище при СК-1), мм.....	6000
Масса металлоконструкции, т	10,0
Масса с системами и оборудованием, т	14,9
Несущая способность поверхности пола, кН/м ²	2,5
Максимальная расчетная нагрузка от колесной пары на приспособление передвижения УИТРО, кН.....	50

Кран УИТРО

Грузоподъемность, т.....	1,25
Пролет, м	4
Максимальный диапазон подъема груза, м	20

Конструктивная масса, не более, т	1
Габаритные размеры, мм	4000 × 4400
Скорость передвижения, м/мин	0÷20
Скорость подъема-опускания, м/мин.....	1÷25

Привод крана УИТРО

Частота вращения двигателя, 1/мин	1385
Мощность двигателя, кВт	0,25
ПВ, %	80
Передаточное число	25,70
Напряжение, В.....	220/380
Электрический ток, А.....	1,20
Тормозной момент, Н·м.....	3,5

Колесные блоки

Диаметр колеса, мм.....	112
Ширина гнезда колеса, мм.....	60
Способ соединения	сверху

Транспортная тара

Масса с крышкой, кг	630
Максимальная длина, мм.....	2025
Максимальная высота, мм	991
Максимальная ширина, мм	1120
Грузоподъемность, т	1370

Тележка двухосная

Ширина, мм.....	1540
Длина, мм.....	2085
Масса, кг	600

Управление УИТРО

Ширина, мм.....	1800
Длина, мм.....	2600
Максимальная высота, мм	3200
Максимальная расчетная нагрузка на перекрытия ХТРО, кН.....	25

6-челюстной гидравлический грейфер (KM651-6-180)

Максимальная грузоподъемность, т.....	2,0
Емкость, м ³	0,18
Масса грейфера, кг.....	405

Двухчелюстной гидравлический грейфер С03Н-500

Максимальная грузоподъемность, т.....	1,5
Емкость, м ³	0,095
Масса грейфера, кг.....	175

Двухчелюстной гидравлический грейфер KM605U-300

Максимальная грузоподъемность, т.....	3,0
Емкость, м ³	0,3
Масса грейфера, кг.....	355

Система откачки шлама

Максимальная грузоподъемность, т.....	0,75
Масса захвата, кг.....	90

Основной 4-челюстной гидравлический универсальный грейфер (RP120)

Максимальная грузоподъемность, т.....	0,63
Емкость, м ³	0,12
Масса грейфера, кг.....	130

Транспортировка РАО/ТРО..... горизонтальная

Загрузка транспортной тары с ТРО..... вертикальная	
Способ загрузки (выгрузки) ТРО	

в транспортную тару

крановый	
----------	--

Срок службы УИТРО, лет, не менее.....

10	
----	--

Режим работы

периодический	
---------------	--

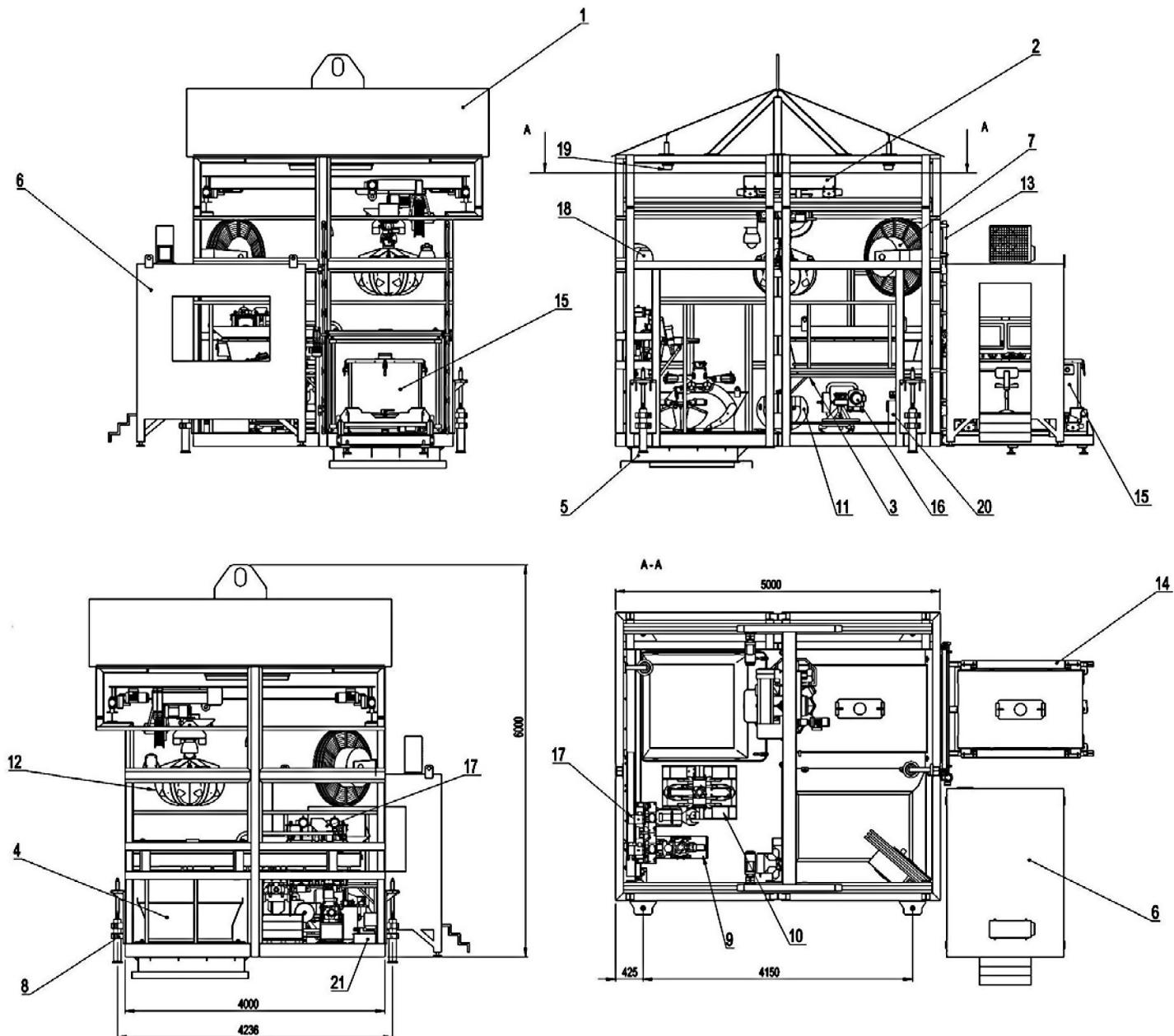


Рис. 1. Состав УИТРО:

1 — кессон; 2 — ГПМ; 3 — платформа, сборная деталь; 4 — воронка; 5 — перекрытие; 6 — кабина управления; 7 — лебедка шлангов; 8 — приспособление для перемещения кессона; 9 — грейфер СОЗН-50; 10 — грейфер КМ605У-300; 11 — грейфер RP-120; 12 — грейфер КМ651-6-180 + ротор; 13 — камера шлюзования; 14 — устройство подачи транспортной тары; 15 — транспортная тара; 16 — вакуумная система сбора и удаления жидкых РАО; 17 — устройство фрагментации; 18 — видеокамера; 19 — освещение; 20 — гидравлический агрегат; 21 — гидравлический агрегат

Основные функции УИТРО:

извлечение твердых радиоактивных отходов (с мощностью дозы, не превышающей 300 мкГр/ч);

первичная фрагментация отходов, позволяющая загружать их в предназначенную для этого транспортную тару;

радиационный контроль активности отходов, загружаемых в транспортную тару, для обеспечения соответствия требованиям ОП ЗАЭС;

обеспечение системы транспортировки транспортной тары к конечному пользователю, а также обеспечение мер безопасности персонала на участках обслуживания УИТРО.

Одной из трудностей данных работ является вероятность наличия в ячейках хранилищ ТРО жидкости и ило-

вых отложений. Для их удаления предусмотрена отдельная система, которая также будет удалять жидкие отходы, образующиеся при проведении дезактивации ячеек после завершения извлечения ТРО.

Краткое описание установки

УИТРО (рис. 1) является разборным передвижным мобильным устройством, которое можно в минимальные сроки смонтировать на месте производства работ, и представляет собой защитный кессон (рис. 2), в котором расположено оборудование для извлечения отходов из ячеек хранилища ТРО (далее — ХТРО) и загрузки их

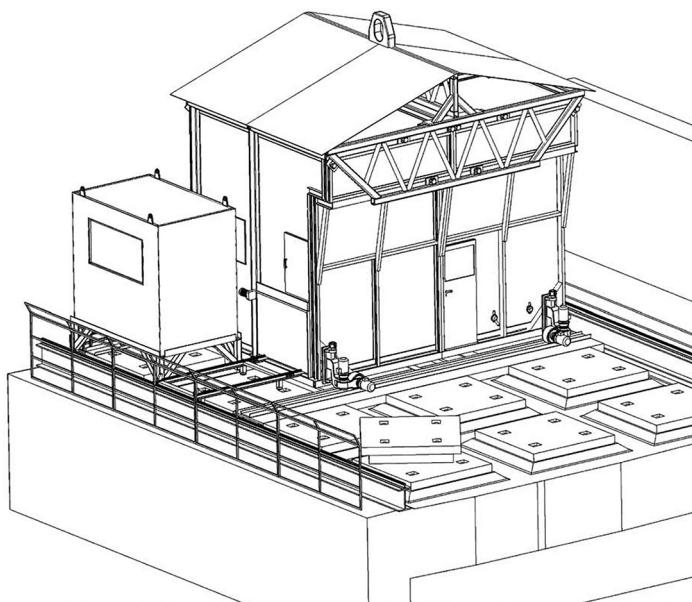


Рис. 2. Общий вид кессона УИТРО

в специальный транспортный контейнер. Стыковка кессона с проемами ячеек ХТРО осуществляется специальными переходными приспособлениями, предотвращающими попадание радиоактивных веществ за пределы кессона. Перемещение кессона производится с помощью штатных грузоподъемных механизмов (ГПМ) и специальных приспособлений, перемещение транспортного контейнера от УИТРО к спецавтомобилю и обратно — с помощью штатных ГПМ.

Грузоподъемные механизмы установки, в состав которых входят кран УИТРО, гидравлический ротатор и комплект сменных грузозахватных органов, предназначены для извлечения ТРО из ячеек хранилищ при помощи сменных грузозахватных органов (грейферов) и их последующей загрузки в транспортную тару. Кран служит также для перемещения крышек транспортной тары и камеры шлюзования, засыпной воронки транспортной тары, временной крышки проёма ячейки и горловины с воронкой для проёма ячейки.

Кран кессона оснащен подвесной консолью, на которую установлены блок видеонаблюдения и освещения, гидравлический блок управления роторов и подвесные серьги для крепления грузоподъемных приспособлений для перемещения крышек и воронок.

Гидравлический ротатор предназначен для присоединения сменных грузозахватных органов и их вращения при захвате и фрагментации ТРО.

В состав комплекта грузозахватных органов входят шестичелюстной гидравлический грейфер, два разных по профилю захватывающих частей двухчелюстных гидравлических грейферов и четырехчелюстной гидравлический универсальный грейфер. Шестичелюстной гидравлический грейфер предназначен для извлечения ТРО, в том числе труб, двухчелюстные — для извлечения сыпучих ТРО и сгребания отходов на дне ячейки ХТРО, четырехчелюстной — для извлечения металломолома.

Устройство фрагментации служит для уменьшения габаритов извлекаемых ТРО до размеров, позволяющих поместить их в транспортную тару.

Шлюзовая камера оборудована прибором радиационного контроля, который имеет световые и звуковые индикаторы превышения пороговой дозы излучения и может работать автономно.

Для контроля мощности дозы гамма-излучения от транспортной тары используется дозиметр-радиометр МКС-2001; его характеристики: диапазон измерения мощности экспозиционной дозы гамма-излучения от транспортной тары — 0,01...10 мЗв/ч; диапазон энергий — 0,2...1,0 МэВ; измеряемый нуклид — ^{137}Cs ; предел допускаемой основной относительной погрешности измерения МЭД гамма-излучения — 20 % при доверительной вероятности 0,95; максимальное время измерения МЭД — 15 с; питание — от аккумулятора типа LCR-12V-7.2; время непрерывной работы без подзарядки и с выключенной световой сигнализацией — не менее 72 ч; нестабильность показаний за 24 ч непрерывной работы — не более 5 %.

Конструкция дозиметра предусматривает возможность его дезактивации.

Управление оборудованием установки будет осуществляться с помощью системы видеонаблюдения с выносного пульта управления, расположенного за пределами кессона.

Выходы

Извлечение и кондиционирование радиоактивных отходов из хранилищ атомных электростанций в соответствии с критериями, принятыми в Стратегии обращения с радиоактивными отходами в Украине [2], являются одними из ключевых задач.

Внедрение УИТРО позволит добиться повышения безопасности хранения кондиционированных ТРО по сравнению с некондиционированными и сократить объемы накопленных отходов за счет их переработки, что при существующей динамике образования и накопления РАО, а также постепенного сокращения имеющихся свободных объемов актуально для всех хранилищ ТРО в Украине.

Разработчики установки уверены в положительном эффекте от внедрения установки, поскольку при ее проектировании учтены как европейские, так и, что особенно важно, украинские нормативные требования и опыт. Мы проинформируем наших читателей о результатах опробования и испытаний изделия.

Список литературы

1. Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами», № 255/95-ВР от 30.06.1995, с изменениями, внесенными Законами № 1673-III от 20.04.2000, ВВР, 2000 № 30, ст. 236 № 747-IV от 15.05.2003, ВВР, 2003 № 29, ст. 236.
2. Стратегия обращения с радиоактивными отходами в Украине: Распоряжение Кабинета Министров Украины от 19.08.2009 № 990-р.
3. ГОСТ 15150—69. Машины, приборы и другие технические изделия. Исполнения для различных климатических районов. Категории, условия эксплуатации, хранения и транспортирования в части воздействия климатических факторов внешней среды.
4. Правила и нормы в атомной энергетике. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций: ПН АЭ Г-5-006-87.
5. Энергетическая стратегия Украины на период до 2030 года: Распоряжение Кабинета Министров Украины от 15.03.2006. № 145.

Надійшла до редакції 31.03.2010.

А. В. Корницький¹, О. В. Костенко¹,
Є. І. Петропавлівський¹, В. І. Кравцов¹,
І. Я. Кузьмяк², В. М. Кушка²

¹Державний науково-технічний центр
з ядерної та радіаційної безпеки

²Державний комітет ядерного регулювання України

Методичні рекомендації з оцінки ефективності систем фізичного захисту ядерних установок

Викладено методичні рекомендації з проведення експертизи фізичного захисту ядерних установок, радіоактивних речовин та пунктів зберігання радіоактивних речовин на етапах їх проектування, будування, експлуатації й виводу з експлуатації, а також під час роботи з радіоактивними речовинами.

Ключові слова: ядерна установка, атомна електростанція, система фізичного захисту, інспекція, перевірка.

А. В. Корницький, О. В. Костенко, Е. І. Петропавловский,
В. І. Кравцов, І. Я. Кузьмяк, В. Н. Кушка

Методические рекомендации по оценке эффективности систем физической защиты ядерных установок

Представлены методические рекомендации по проведению экспертизы физической защиты ядерных установок, радиоактивных веществ и пунктов их хранения на этапе проектирования, строительства, эксплуатации и вывода из эксплуатации, а также при работе с радиоактивными веществами.

Ключевые слова: ядерная установка, атомная электростанция, система физической защиты, инспекция, проверка.

© А. В. Корницький та ін., 2010

Iз розвитком атомної енергетики збільшується кількість ядерних установок (ЯУ) та, відповідно, ядерних матеріалів (ЯМ), що виробляються, зберігаються, перевозяться і застосовуються, внаслідок чого зростає потенційна небезпека незаконного заволодіння ними і застосування їх у злочинних цілях. ЯМ, що використовуються в мирній атомній енергетиці, становлять величезну руйнівну силу та радіаційну загрозу, що в свою чергу обумовлює потребу в забезпеченні їх надійного захисту від злочинних посягань. Окрім того, що заволодіння і незаконний обіг ЯМ несеТЬ небезпеку глобального розповсюдження, становлячи тим самим загрозу здоров'ю людей, довкіллю та безпеці суспільства, ці матеріали можуть служити для створення простих ядерних вибухових пристрій [1] або так званих брудних бомб. Тому фізичний захист (ФЗ) є одним з основних елементів гарантії безпеки ЯУ, ЯМ, об'єктів поводження з радіоактивними відходами та інших джерел іонізуючого випромінювання.

Основною метою ФЗ є захист інтересів національної безпеки, попередження та припинення диверсій, крадіжки або будь-якого іншого незаконного вилучення ядерного матеріалу, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання, зміцнення режиму нерозповсюдження ядерної зброї. ФЗ також доповнює інші заходи, зокрема технологічні, які спрямовані на попередження та припинення можливих злочинних дій як зовнішнього, так і внутрішнього правопорушенника.

З підвищеннем рівня загрози заволодіння і використання ЯМ у злочинних цілях, розвиток та удосконалення ФЗ є пріоритетним напрямком діяльності. До заходів, спрямованих на забезпечення нерозповсюдження ЯМ, належить створення сучасних засобів, систем та комплексів виявлення, контролю та управління, а також розробка цільових концепцій, які забезпечують ефективну організацію ФЗ та інформаційну безпеку об'єктів, що охороняються.

У колишньому Радянському Союзі на початку 1950-х років системи ФЗ ядерно- та радіаційно-небезпечних об'єктів проектувались, розвивались та удосконалювались одночасно з будуванням цих об'єктів виходячи з наявних на той час уявлень про можливі загрози.

Перший міжнародний документ з ФЗ — «Рекомендації з фізичного захисту ядерного матеріалу» [2], розроблений 1972 р. в рамках МАГАТЕ, після його перегляду в 1998 р. був доповнений розділом з рекомендаціями щодо попередження диверсій стосовно ядерних установок, а документ отримав назву «Фізичний захист ядерного матеріалу і ядерних установок».

Конвенція з фізичного захисту ядерного матеріалу була прийнята в 1979 р. [3], а 3 березня 1980 р. у штаб-квартирі МАГАТЕ (Віденсь) і штаб-квартирі ООН (Нью-Йорк) вона була відкрита для підписання. Конвенція стала першим всебічним документом у сфері ФЗ, в якому держави-учасниці визнали виняткову важливість міжнародної співпраці в мирній діяльності в атомній сфері щодо «запобігання незаконному заволодінню і використанню ядерного матеріалу; застосуванню ефективних заходів з виявлення й розкриття подібних інцидентів і покарання злочинців» [4]. При цьому акцентувалось, що виключно важливим у цій справі є суворе і неухильне дотримання Договору про нерозповсюдження ядерної зброї 1972 р. [5]. Проте Конвенція зобов'язувала сторони, що брали в ній участь, дотримуватися встановлених норм фізичного захисту ядерних матеріалів тільки в процесі їх міжнародних перевезень.

Враховуючи ускладнення міжнародної обстановки, обумовлене активізацією діяльності міжнародних терористичних організацій, 13 квітня 2005 р. Генеральна Асамблея ООН резолюцією 59/290 прийняла «Міжнародну конвенцію про боротьбу з актами ядерного тероризму», а 8 липня 2005 р. МАГАТЕ ухвалила поправки до «Конвенції про фізичний захист ядерного матеріалу». У цих поправках введено поняття «диверсії» щодо ЯУ та ЯМ, відзначено, що вимоги фізичного захисту, передбачені Конвенцією, стосуються і використання, зберігання ЯМ, а також ЯУ тощо.

У квітні 1996 р. створено нову службу МАГАТЕ – Міжнародну консультивативну службу з ФЗ (International Physical Protection Advisory Service – IPPAS) для надання допомоги державам за їх запитами. Допомога полягає у проведенні аналізу стану ФЗ на конкретних ядерних установках, інших об'єктах у сфері використання ядерної енергії, його відповідності міжнародним вимогам та, в разі потреби, розробці рекомендацій щодо подальших шляхів удосконалення ФЗ.

Для ядерно-енергетичної галузі, що має складну систему управління і експлуатації, вкрай важливо мати ефективну систему обліку і контролю та ФЗ ЯМ і ЯУ як на державному рівні, так і безпосередньо на майданчиках та ЯУ.

В Україні впроваджено широкомасштабну програму використання ядерної енергії та радіоактивних матеріалів у мирних цілях. В енергетиці понад 50 % потреб населення і промисловості забезпечуються роботою 15 ядерних енергоблоків, які розташовані на чотирьох майданчиках атомних електростанцій (далі – АЕС); при цьому має місце інтенсивне транспортування свіжого і відпрацьованого ядерного палива. В наукових і навчальних закладах містяться два дослідницьких ядерних реактора та одна ЯУ з ядерним матеріалом у балк-формі.

Значна кількість радіоактивних матеріалів вбудована у прилади та обладнання наукових закладів, а також застосовується в інших галузях.

В Україні створено ефективну Державну систему обліку і контролю ядерних матеріалів; верифікацію ефективності цієї системи на регулярній основі здійснюють інспектори МАГАТЕ, аналізуючи звітні документи АЕС, а також проводячи інспекції систем фізичного захисту (далі – СФЗ) на ЯУ відповідно до Угоди між Україною та МАГАТЕ. В країні існує розвинена інфраструктура СФЗ ЯМ і ЯУ, діють законодавчі акти, якими визначено принципи державної політики та повноваження Кабінету Міністрів України, центральних і місцевих органів виконавчої влади у сфері ФЗ, засади створення і функціонування СФЗ, права і відповідальність юридичних і фізичних осіб та обмеження, які діють у сфері ФЗ.

Законодавством, іншими нормативно-правовими актами (НПА) України встановлені вимоги щодо порядку:

визначення проектної загрози;

визначення рівня ФЗ конкретного типу ЯУ, ЯМ або джерела іонізуючого випромінювання;

взаємодії органів державної влади у разі виникнення на об'єктах ядерної енергетики надзвичайних ситуацій, виявлення незаконного обігу ЯМ або джерел іонізуючого випромінювання;

допуску фізичних осіб на об'єкти ядерної галузі;

захисту інформації щодо ФЗ;

нагляду з боку держави за дотриманням вимог законодавства у сфері фізичного захисту та проведення державних перевірок стану ФЗ ЯУ, ЯМ.

Зазначимо, що система фізичного захисту ґрунтуються на результатах оцінки загрози вчинення диверсії, крадіжки або будь-якого іншого неправомірного вилучення радіоактивних матеріалів, тому законодавство України, нормативно-правова база у сфері ФЗ потребує постійного удосконалення відповідно до загроз.

Діяльність у сфері ФЗ в Україні провадиться відповідно до міжнародних угод та конвенцій, ратифікованих Верховною Радою, та законів України. До міжнародних угод належать «Угода між Україною та МАГАТЕ про застосування гарантій у зв'язку з Договором про нерозповсюдження ядерної зброї» та «Конвенція про фізичний захист ядерного матеріалу». До законів України, що регулюють діяльність з ФЗ, належать закони «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку» [6], «Про фізичний захист ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання» [7], «Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії» [8]. При цьому Україна залучає міжнародних експертів МАГАТЕ (місія IPPAS) для перевірки СФЗ, але такі перевірки більше уваги приділяють відповідності законодавства на державному рівні, і менше – питанням забезпечення ФЗ конкретних ЯУ. Наявна в державі система дає змогу виявити недоліки в організації ФЗ, слабкі місця в охороні та взаємодії персоналу об'єкта з державними органами і підрозділами охорони.

Розвиток та удосконалення ФЗ є одним з пріоритетних напрямів у сфері безпечного використання ядерної енергії. Однією з складових частин реалізації цього завдання є розробка нормативно-методичної документації щодо оцінки систем фізичного захисту ядерних установок України. У межах цієї діяльності авторами статті розроблено документ [9], положення якого формулюють спрощованість вимог щодо виконання перевірки СФЗ, а також надають рекомендації з обсягу, підходів, методики проведення інспекцій та документального відображення їх результатів.

Проведення експертизи доцільно за такими напрямами діяльності, як ліцензування видів робіт з ФЗ, а також оцінка проектів СФЗ.

Експертиза в процесі ліцензування видів діяльності з ФЗ проводиться відповідно до постанови КМУ від 6 грудня 2000 р. № 1782 [10].

Відповідно до ст. 15 Закону України «Про фізичний захист ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання» [7] державна експертиза ядерної та радіаційної безпеки має містити експертизу фізичного захисту. Державна експертиза є специфічною діяльністю, яка охоплює розгляд усіх складових СФЗ ЯУ і матеріалів, радіоактивних відходів та інших джерел іонізуючого випромінювання. Рішення про проведення державної експертизи приймається Держатомрегулюванням України залежно від виду діяльності та доданих до заяви документів. Державна експертиза фізичного захисту здійснюється відповідно до [11], а експертиза, що виконується у разі потреби в процесі ліцензування окремих видів діяльності у сфері використання ядерної енергії, – відповідно до [10].

Чинним законодавством України основна відповідальність за створення СФЗ на майданчику ЯУ і здійснення ФЗ ЯМ і ЯУ покладена на експлуатуючу організацію (далі – ЕО). Критеріями оцінки організації ФЗ є відповідність організаційної структури СФЗ, повноважень, відповідальності посадових осіб документації та вимогам

законодавства з ФЗ. Проводячи експертизу, потрібно відслідковувати відповідність організаційної структури ЕО щодо ФЗ завданням ФЗ на майданчику АЕС [12].

З урахуванням специфіки ФЗ організаційна структура ФЗ має бути гармонійною частиною загальної структури ЕО. Важливу роль тут відіграє чіткий розподіл повноважень і відповідальності між посадовими особами і виконання вимог Програми забезпечення якості [13] в ЕО та на майданчиках АЕС.

У розділі Звіту з аналізу безпеки (далі — ЗАБ) «Організація фізичного захисту ядерної установки» мають бути представлені й проаналізовані організаційні заходи ФЗ ЯУ та їх ефективність на підставі документів, що мають до цього безпосереднє відношення (Положення про службу ФЗ, План охорони і оборони, Положення про систему допуску до робіт, План взаємодії, посадові інструкції працівників, документи про сертифікацію тощо).

Розділ ЗАБ «Врахування особливостей майданчика для забезпечення ФЗ ядерної установки» має містити загальний опис місця розташунку ЯУ з наведенням та аналізом таких відомостей: характеристики району і майданчика; опису району; ситуативного плану; генерального плану майданчика розташунку ядерної установки, а також інших питань, які безпосередньо стосуються ФЗ.

Розділ ЗАБ «Відповідність визначення зон і бар'єрів ФЗ вимогам нормативно-правових актів» має містити інформацію про відповідність зонування і бар'єрності ФЗ вимогам основного нормативного документа [14], який встановлює механізм визначення рівня ФЗ ядерних установок, ЯМ, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання та об'єктів, призначених для поводження з радіоактивними відходами. Згідно з цим документом ядерні установки АЕС належать до першого рівня ФЗ, який передбачає встановлення трьох захищених зон АЕС.

Відповідно до [16] проектна загроза має передбачати наявність внутрішнього правопорушника, і це важливо.

Експертам треба перевірити наявність і достатність переліку, мінімально достатнього та за можливістю узагальненого, особливо важливих технічних елементів ЯУ, враховуючи те, що цей перелік не завжди збігається з класифікатором елементів, важливих для безпеки ЯУ.

Для врахування результатів аналізів проектних і запроектних аварій та імовірного аналізу безпеки з метою визначення основного обладнання і особливо важливих технічних елементів ядерних установок у ході проведення експертизи потрібно використовувати: технічне обґрунтування безпеки; ЗАБ, який містить основні додатки до ЗАБ, — матеріали імовірного аналізу безпеки, аналіз проектних та запроектних аварій, а також додаткові матеріали з аналізу безпеки.

Здійснення захисту особливо важливих елементів під час проведення ремонтних робіт і обслуговування має відповідати вимогам, визначенім у правилах [15] та [12]. Експлуатуюча організація, ліцензіят повинні розробляти, впроваджувати та забезпечувати функціонування Програми забезпечення якості діяльності з ФЗ, здійснюючи захист особливо важливих елементів у разі проведення ремонтних робіт і обслуговування.

Розділ ЗАБ «Організація охорони і оборони ядерної установки» має містити аналіз відповідності організації охорони і оборони ЯУ вимогам нормативно-правових актів [16] та [12]. У цьому розділі подаються та аналізуються: проектна загроза — в частині, що стосується конкретної ЯУ; модель порушника; порядок визначення вразливих місць ЯУ.

Перевіряючи розрахунок мінімальної чисельності охорони, потрібно враховувати обставини, пов'язані з оцінкою можливого нападу на ЯУ та інші ядерні об'єкти «зовні» та в разі «внутрішнього» нападу.

Перевіряючи розрахунок сил підтримки охорони, слід розглядати та аналізувати розрахунки мінімальної чисельності сил підтримки охорони ЯУ та інших ядерних об'єктів з урахуванням обставин, пов'язаних з оцінкою можливого нападу, який визначається у Планах взаємодії правоохоронних органів з підрозділами, що здійснюють функції їх охорони і оборони. Матеріали мають ґрунтуватися на визначені суттєвих для ФЗ сценаріїв можливого нападу «зовні». Така оцінка виконується фахівцями Міністерства внутрішніх справ України. Експлуатаційні організації, інші уповноважені державою власники ЯМ, які створюють або модернізують СФЗ ядерних установок та ядерних матеріалів, зобов'язані використовувати відомості про наведені технічні характеристики можливого нападу «зовні».

Перевірка організації взаємодії охорони із службами режиму об'єкта та підрозділами Внутрішніх військ має відповідати вимогам «Положення про визначення характеристик можливого нападу на ядерні установки і ядерні матеріали та використання цих відомостей у фізичному захисті» [16]. Експлуатуюча організація, ліцензіят повинні розробляти, впроваджувати та забезпечувати організацію взаємодії охорони з службами режиму об'єкта та підрозділами Внутрішніх військ.

Технічні засоби охорони і спостереження мають відповідати вимогам [17]. На інженерно-технічні засоби СФЗ ЯУ, РР та ПЗ РР розробляється проектна, конструкторська і технологічна документація. Відмова будь-якого технічного засобу СФЗ не повинна припинити її функціонування в цілому і призвести до відмови іншого технічного засобу СФЗ. Для СФЗ також передбачаються резервні джерела електрорізивлення.

Попередня оцінка й перевірка випадків відомих загроз і потенційних порушень для врахування проектної загрози та моделі порушника становлять значну проблему, внаслідок чого треба приймати певні припущення стосовно їх виду та ступеня. Від цього залежать вимоги до СФЗ, часу реагування, розрахунку чисельності охорони, визначення ступеня достатності й ефективності заходів та інші чинники.

Проблема визначення загроз, особливо в ядерній сфері, полягає в недостатності статистичних даних про злочини щодо ЯМ і ЯУ через закритість інформації про диверсії і незначну кількість випадків розкрадань, тому інтерес становить інформація про загрози з усіх можливих джерел. При цьому слід розглядати різні чинники і обставини, характерні для конкретної ЯУ та інших об'єктів у даному регіоні. Основним чинником у визначені загрози є виявлення потенційних порушників, вивчення їх намірів, нахилів і можливостей.

Інформація про загрози збирається на місцевому (у районі об'єкта), регіональному та на державному рівнях.

Оцінюючи загрозу, особливу увагу потрібно звертати на екстремістів і осіб, що мають відповідну технічну або військову підготовку, досвід роботи у сфері ядерної енергетики, а також колишніх співробітників даного об'єкта.

Збираючи інформацію про зовнішні загрози для конкретної ЯУ, враховують якомога більше суттєвих чинників, основними з яких є політична і економічна ситуація,

криміногенна обстановка, ставлення місцевого населення до ЯУ, випадки агресивного прояву.

Збираючи інформацію про внутрішні загрози, враховують результати попередніх перевірок (зокрема тестування за спеціально розробленими методиками) персоналу на надійність, психологічну сумісність і особливості характеру. Особливу увагу звертають на персонал, що має доступ до ЯМ, ЯУ і СФЗ, а крім того — на осіб з психічними відхиленнями, таких, що здійснювали (чи мали намір здійснити) підпали, вибухи, масові протиправні заходи, — та аналізують подібні дії з метою отримання інформації про всілякі, іноді незвичайні мотиви та причини, а також здібності порушників і передумови скоення злочинів.

Визначаючи модель порушника і проектну загрозу, треба орієнтуватися на максимально можливу загрозу для даної ЯУ або об'єкта, призначеного для поводження з радіоактивними відходами (далі — ОРАВ). Модель порушника для конкретної ЯУ (ОРАВ) має бути оформленена у вигляді окремого документа, узгодженого з територіальними органами Служби безпеки України, МВС, а також з військовою частиною (підрозділом) внутрішніх військ МВС України, і затвердженого керівником об'єкта. Проектна загроза має містити експертну оцінку повноти й достатності загрози для конкретної ЯУ з урахуванням її особливостей, обґрунтуванням, оформленням, узгодженням і затвердженням.

Оцінюючи вразливість ядерних установок, визначають місця, які є ймовірними цілями злочинного посягання та підлягають ФЗ відповідно до їх значущості. З погляду можливості розкрадань ЯМ це будуть різні місця зберігання, використання, переміщення ЯМ усередині зон, що охороняються. Місце розташунку ЯМ, як правило, більш очевидне для конкретного об'єкта порівняно з розташуванням вразливих місць ЯУ. Вибір групи елементів, що підлягають ФЗ (вразливих місць ЯУ), спрямований на максимальне зниження складності й вартості СФЗ, яка має захищати якнайменшу кількість елементів (тобто тільки потрібні елементи), забезпечуючи водночас високу ефективність СФЗ (високу вірогідність нейтралізації порушників) з урахуванням наявних обмежень (фінансових, технологічних тощо).

Розділ ЗАБ «Аналіз забезпечення захисту інформації» має містити відомості стосовно захисту інформації відповідно до вимог чинного законодавства із захисту інформації [18]. Аналізу підлягають також організаційні питання забезпечення захисту інформації.

Питань організації зв'язку стосуються аналіз організації зв'язку, створення та використання Єдиної системи надійного захищеного зв'язку між органами державної влади і юридичними особами, до компетенції яких належать облік, контроль, ФЗ ЯМ, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання.

Розділ ЗАБ «Організація допуску персоналу на об'єкт, в зону особливого режиму та в приміщення» має містити аналіз забезпечення обмеження допуску згідно з [7, ст. 9], [6, ст. 64 — 66] та Постановою КМУ [19], яка регулює відносини між фізичними і юридичними особами та державними органами, що відповідно до своїх повноважень забезпечують проведення спеціальної перевірки.

Перевірка організації інструктажів та навчання персоналу об'єкта поєднується з перевіркою реальності «Плану взаємодії у разі вчинення актів ядерного тероризму», стану справ та готовності СФЗ об'єктів, рівня підготовки пер-

соналу та документів, відпрацьованих під час проведення спільних навчань.

У ході перевірок функціонування системи фізичного захисту об'єкта перевіряються функціонування СФЗ об'єкта, наявність та змістовність документів, відпрацьованих відповідно до Постанови КМУ [20]. Порядок проведення перевірки є обов'язковим для юридичних та фізичних осіб, що здійснюють заходи з ФЗ об'єктів. Метою державної перевірки СФЗ об'єктів та Планів взаємодії у разі вчинення актів ядерного тероризму є визначення відповідності стану ФЗ об'єктів вимогам чинного законодавства. Державні перевірки проводяться за планами, затвердженими Держатомрегулюванням України, і можуть бути плановими (періодичними) та позаплановими (що виконуються у разі загальної потреби), які у свою чергу можуть поділятися на комплексні, цільові, контрольні, а також у формі спільних навчань.

Технічні засоби СФЗ, що впроваджуються під час модернізації системи фізичного захисту об'єкта, мають бути сертифіковані відповідно до вимог Правил обов'язкової сертифікації технічних засобів охоронної та охоронно-пожежної сигналізації [21] та Переліку продукції, що підлягає обов'язковій сертифікації в Україні [22].

При проведенні оцінки СФЗ треба перевірити проект СФЗ на відповідність дотримання в ньому вимог нормативно-правових документів: [12], [15], [17], [23].

Виконуючи експертизу проекту СФЗ на перевезення ЯМ, перевіряють транспортування ЯМ відповідно до вимог [12] та [15]. Проект СФЗ ЯМ розробляється для забезпечення перевезення за принципом глибокоeshelonованого захисту, з урахуванням категорій ЯМ та потенційних радіаційних наслідків можливого акту ядерного тероризму і наслідків несанкціонованого вилучення ЯМ.

По закінченню комплексних і цільових інспектій за наслідками аналізу стану ФЗ проводиться підсумкова оцінка стану фізичного захисту ЯМ та ОРАВ з використанням експертного методу для встановлення її відповідності вимогам, що висуваються до неї, та для виявлення елементів, які цим вимогам не відповідають і є критичними. Приклад проведення підсумкової оцінки наведено в [9].

По закінченню перевірки керівник робіт розробляє та оформлює звіт про виконання експертизи та проект висновку згідно з [11]. У своїй роботі експерт повинен керуватися законами України, нормами, правилами й стандартами з ядерної та радіаційної безпеки, загально-технічними правилами, національними стандартами України, міждержавними стандартами та іншими стандартами, настановними документами Держатомрегулювання України та документами МАГАТЕ.

У розділі «Висновки та рекомендації» наводяться оцінки документів, наданих на експертизу. При цьому в стислій формі дають загальну оцінку документів за встановленими цілями та задачами експертизи, з посиланням на відповідні підрозділи експертних оцінок, залежно від приоритетів розглянутих питань з ЯРБ; підводять загальний підсумок експертизи та дають рекомендації Держатомрегулюванню України з питань можливого погодження (непогодження) поданих на експертизу документів і пропозиції щодо усунення зауважень, якщо такі були виявлені. Звіт про проведення комплексної експертизи, крім експертних оцінок і висновків з кожного напрямку, має також містити загальні висновки та рекомендації. Загальні висновки та рекомендації розроблює керівник комплексної експертизи.

Висновки

Розроблені методичні рекомендації щодо оцінки систем фізичного захисту дають змогу проаналізувати ефективність систем фізичного захисту ядерних матеріалів і об'єктів, зробити висновок та надати рекомендації стосовно усунення виявлених недоліків. Проведене дослідження свідчить про нагальну потребу подальшого розвитку нормативно-правової бази фізичного захисту та подальшого її удосконалення з урахуванням світових тенденцій розвитку ядерної енергетики.

Список літератури

1. Парамузова О. Г. Физическая защита ядерных материалов: Междунар.-правовые вопросы// Правоведение. — 1998. — № 2. — С. 191—199.
2. Рекомендации по физической защите ядерного материала. INF/CIRC/225. МАГАТЭ, 1972.
3. Конвенции о физической защите ядерного материала // Междунар. жизнь. — 1980. — № 8. — С. 153—160.
4. Convention on the Physical Protection of Nuclear Material // IAEA. Legal Series. № 12. — Vienna, 1982. — P. 386.
5. The Structure and Content of Agreements Between the Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons. INF/CIRC/153 (Corrected). — IAEA, 1972.
6. Закон України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку» від 8.02.1995 № 39/95-ВР.
7. Закон України «Про фізичний захист ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання».
8. Закон України «Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії» від 11.01.2000 № 1370.
9. Методичні рекомендації щодо оцінки систем фізичного захисту ядерних установок АЕС України / Державний комітет ядерного регулювання України. — 2008.
10. Порядок ліцензування окремих видів діяльності у сфері використання ядерної енергії: затвердж. Постановою КМУ від 6.12.2000 № 1782.
11. Порядок проведення державної експертизи ядерної та радіаційної безпеки (НП 306.1.107-2005): затвердж. наказом Держатомрегулювання України від 21.02.05 № 21, зареєстр. в Мін'юсті України від 7.04.05 за № 372/10652.
12. Правила фізичного захисту ядерних установок та ядерних матеріалів (НП 306.8.126-2006): затвердж. наказом Держатомрегулювання України від 04.08.06 № 116, зареєстр. Мін'юстом 21.09.06 за № 1067/12941.
13. Вимоги до програми забезпечення якості на всіх етапах життєвого циклу ядерних установок (НП 306.5.02/3.017-99): затвердж. наказом М-ва охорони навколишнього середовища та ядерної безпеки України від 11.02.99 № 53, зареєстр. Мін'юстом 07.05.1999 за № 294/3587
14. Порядок визначення рівня фізичного захисту ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання відповідно до їх категорії: затвердж. Постановою КМУ від 26.04.03 № 625.
15. Правила забезпечення збереження ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання (НП 306.4.08/1.042-00): затвердж. наказом Мінекоресурсів України від 14.12.00 № 241, зареєстр. Мін'юстом України 12.01.01 за № 13/5204.
16. Положення про визначення характеристик можливого нападу на ядерні установки і ядерні матеріали та використання цих відомостей у фізичному захисті (НП 306.2.08/1.015-99): затвердж. наказом Держатомрегулювання України від 30.09.99 № 38, зареєстр. Мін'юстом України 14.10.99 за № 703/3996.
17. Единые требования к оборудованию инженерно-техническими средствами охраны атомных станций Минатомэнерго СССР: утв. МАЭ, МВД СССР, 1988.
18. Правила поводження з інформацією щодо фізичного захисту ядерних установок, ядерних матеріалів, інших джерел іонізуючого випромінювання, доступ до якої обмежується (НП 306.4.08/1.013-98): затвердж. наказом Мінекобезпеки України від 28.12.98 № 191, зареєстр. Мін'юстом України 05.03.99 № 114/3407.
19. Порядок проведення спеціальної перевірки для надання фізичним особам допуску до виконання осібливих робіт на ядерних установках з ядерними матеріалами, радіоактивними відходами, іншими джерелами іонізуючого випромінювання: затвердж. Постановою КМУ від 25.12.97 № 1471.
20. Порядок проведення державної перевірки систем фізичного захисту ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання та планів взаємодії у разі вчинення актів ядерного тероризму: затвердж. Постановою КМУ від 12.03.03 № 327.
21. Правила обов'язкової сертифікації технічних засобів охоронної та охоронно-пожежної сигналізації: затвердж. наказом Державного комітету України по стандартизації, метрології та сертифікації від 10.05.1997 № 191, зареєстр. Мін'юстом 8.08.1997 за № 3298/210.
22. Перелік продукції, що підлягає обов'язковій сертифікації в Україні: затвердж. наказом Державного комітету України з питань технічного регулювання та споживчої політики від 01.02.2005 № 28, зареєстр. Мін'юстом 4.05.2005 за № 466/10746.
23. Вимоги до проведення модифікацій ядерних установок та порядку оцінки їх безпеки (НП 306.2.106-2005): затвердж. Наказом Держатомрегулювання від 10.01.05 № 04, зареєстр. Мін'юстом України 24.01.2005 за № 78/10358.

Надійшла до редакції 25.02.2010.

А. В. Носовський

Державний науково-технічний центр
з ядерної та радіаційної безпеки

Ядерна енергетика в контексті сталого розвитку

Для вирішення проблеми майбутнього розвитку електроенергетики потрібно розглядати ядерну енергетику не тільки з економічної точки зору, але й з урахуванням екологічних і соціальних факторів. У статті показано, що сталий розвиток суспільства можливий не за рахунок експлуатації довкілля, а через узгодження економічної діяльності й поводження людей в умовах глобального замкнутого життєзабезпечуючого середовища. На основі аналізу взаємодії ядерної галузі з громадськістю пропонується адаптувати основні постулати концепції сталого розвитку до ядерної енергетики.

Ключові слова: ядерна енергетика, взаємодія з громадськістю, концепція сталого розвитку.

А. В. Носовский

Ядерная энергетика в контексте устойчивого развития

Для решения проблемы будущего развития электроэнергетики необходимо рассматривать ядерную энергетику не только с экономической точки зрения, а и с учетом экологических и социальных факторов. В статье показано, что устойчивое развитие общества возможно не за счет эксплуатации окружающей среды, а путем согласования экономической деятельности и поведения людей в условиях глобальной замкнутой жизнеобеспечивающей среды. На основе анализа взаимодействия ядерной отрасли с общественностью предлагается адаптировать основные постулаты концепции устойчивого развития к ядерной энергетике.

Ключевые слова: ядерная энергетика, связь с общественностью, концепция устойчивого развития.

Явність атомної зброї та ймовірності її застосування, аварії на об'єктах атомної енергетики й промисловості змушують громадськість звертати пильну увагу на проблему використання ядерної енергії. Після великих аварій на АЕС ставлення суспільства до ядерної енергетики різко змінилося на негативне. Деякі країни Західної Європи, що ухвалили ядерно-енергетичні програми розвитку, зупинили їхнє здійснення під тиском політичних сил після першої великої аварії на АЕС Three Mile Island, США. Друга хвиля протидії розвиткові ядерної енергетики почалася після аварії на Чорнобильській АЕС у 1986 р., що призвело як до заборони на будування нових АЕС, так і до ініціації програм дострокового виведення з експлуатації діючих блоків. Бельгія, Німеччина, Іспанія й Швеція прийняли зобов'язання щодо поступового згортання ядерно-енергетичних програм, а Італія повністю відмовилася від використання АЕС. Ці приклади свідчать про наявність серйозних важелів впливу суспільства на формування державної політики у сфері ядерної енергетики.

Водночас світова спільнота активно обговорює концепцію сталого розвитку, тобто такого, що задовольняє основні життєві потреби теперішнього часу, але не ставить під загрозу здатність майбутніх поколінь задовольняти свої власні потреби. Це керований розвиток суспільства, який не руйнує своєї природної основи та забезпечує безперервний розвиток цивілізації [1].

Метою даної статті є аналіз взаємодії ядерної галузі з громадськістю в контексті концепції сталого розвитку й вироблення пропозицій і рекомендацій щодо вдосконалювання цього виду діяльності.

За сталого розвитку масштаби експлуатації ресурсів, напрямок інвестицій, орієнтація технічного й соціального розвитку узгоджуються з потребами майбутніх поколінь; експлуатація довкілля й ресурсів визнається неминучою, але вона в кожний конкретний момент має відповідати досягнутому рівню технічного розвитку й соціальної організації суспільства, а також спроможності біосфери справлятися з наслідками людської діяльності. Ідея сталого розвитку плідна для науки й практики, тому що вірно відображає назрілу економічну й політико-моральну, соціально-екологічну ситуацію в світі й вказує принципові шляхи подолання виникаючих труднощів і протиріч [2].

Потенціал економічного прогресу, що базується на сталому розвитку, криється насамперед в якісних уdosконаленнях, а не в економічному зростанні, заснованому тільки на збільшенні кількісних показників. Справжній економічний прогрес досягається не за рахунок експлуатації довкілля, а шляхом узгодження економічної діяльності й поведінки людей, а також повним охопленням економічної системи структурою глобального замкнутого життєзабезпечуючого середовища [3].

Концепція сталого розвитку — якісно новий підхід до вирішення проблем, які раніше або не помічалися, або не усвідомлювалися як важливі, або вважалися такими, що не стосуються сфері економічної науки. Серед цих проблем виділяють три ієрархічно взаємозалежні:

відповідність стану економіки екологічній системі життєзабезпечення;

справедливість розподілу ресурсів і можливостей не тільки в рамках нинішнього покоління людей, але також між нинішнім і майбутніми поколіннями, між людиною та іншими біологічними видами;

ефективність розподілу ресурсів у часі з адекватним урахуванням природного капіталу.

Концепція сталого розвитку спрямована на збереження соціальної й культурної стабільності, охоплюючи скорочення числа руйнівних конфліктів. Для досягнення стабільності розвитку сучасному суспільству доведеться створити більш ефективну систему прийняття рішень, що враховуватиме історичний досвід і заохочуватиме плюралізм. Саме усвідомлення першорядної важливості розв'язання соціальних проблем стало поштовхом до виникнення такої концепції, а розвиток її соціального складника ґрунтуються на фундаментальній ідеї дотримання прав майбутніх поколінь. Природні ресурси Землі є загальною спадщиною всього людства — як нинішнього покоління, так і поколінь прийдешніх, і для сталого розвитку цей постійний резервний фонд має передаватися від покоління поколінню як найменш виснаженим і забрудненим.

В Україні під керівництвом академіка М.З. Згурівського в рамках міжнародних програм створюється мережа збирання та обробляння різної інформації для розробки на її основі моделі сталого розвитку, призначеної для вибору правильного напрямку руху людства. Стабільність розвитку суспільства виражається в моделі тривимірним вектором, компонентами якого є економіка, екологія та соціальний розвиток, і оцінюється величиною цього вектора.

Суспільство стійкої рівноваги — це таке суспільство, яке у відповідь на зміну внутрішніх і зовнішніх умов здатне відновлювати відповідну цим змінам рівновагу як усередині себе, так і в межах середовища свого перебування. Високі темпи зростання можуть і не спричиняти несприятливих для довкілля наслідків, а от за низьких або негативних темпів росту, в разі кризи і економічного спаду стан навколошнього середовища може погіршуватися, а запаси природних ресурсів виснажуватися. В Україні, політика, економіка, ідеологія, культура, наука якої перебувають у стані кризи, процес руйнування насамперед торкнувся тих суспільних і державних інститутів, які покликані організовувати, приймати доцільні рішення в інтересах усієї держави.

Атомні електростанції займають важливе місце в енергетиці багатьох розвинених країн, виробляючи більш дешеву електроенергію, ніж вугільні, газові й нафтovі теплові електричні станції. Після введення в експлуатацію реакторів нового покоління деякі країни вже перейшли на новий етап розвитку атомної енергетики: переглядаються стратегічні, економічні й екологічні принципи енергетичного постачання, відкрито обговорюються можливості розвитку атомної енергетики. В Україні прийнято Стратегію розвитку паливно-енергетичного комплексу до 2030 р., яка передбачає збільшення виробництва електроенергії на атомних електростанціях через продовження ресурсу експлуатації діючих АЕС і будування нових ядерних енергоблоків.

За останні роки ядерна енергетика була відсунута на задній план конкурентами й втратила величезну кількість фінансових і людських ресурсів на боротьбу з критиками. Проте шанси підтримувати клімат позитивного суспільного ставлення до ядерної енергетики й навіть стосовно будування нових АЕС існують, але існують вони в тому разі, коли ядерна галузь може демонструвати безпеку, високі експлуатаційні показники АЕС, підтримувати відкриті відносини з громадськістю й наводити аргументацію, засновану на принципах сталого розвитку. Заміна АЕС джерелами енергії на відновних енергоносіях без відповідної економічної компенсації не зможе забезпечити стійкого

енергопостачання. Рішення щодо майбутнього розвитку електроенергетики не повинно заперечувати, з ідеологічних міркувань, значення ядерної енергетики для економіки, охорони довкілля й сталого розвитку країни.

Роботу з громадськістю подекуди розуміють спрощено, звівши її до інформування населення через засоби масової інформації про ті чи інші досягнення ядерної галузі.

Результати опитувань громадської думки в Україні свідчать про те, що ставлення населення до ядерної енергетики не є однозначним. Незважаючи на те, що близько 30 % респондентів визнають ядерну енергетику основним джерелом виробництва електричної енергії в Україні в майбутньому, більше ніж 50 % опитаних негативно ставляться до будування нових енергоблоків АЕС на території України, а 40 % вважають українські АЕС екологічно небезпечними. А головне, понад 80 % населення практично не володіють інформацією щодо перспектив і планів розвитку атомної енергетики [4]. При цьому громадськість у питаннях ядерної тематики найбільше довіряє вченим, а менш за все — офіційній інформації, що надається чиновниками державних структур.

Основна невирішена дотепер проблема, що викликає в суспільстві негативне ставлення до розвитку ядерної енергетики, — остаточне захоронення радіоактивних відходів і відпрацьованого ядерного палива, тобто поводження з РАВ на кінцевій стадії ядерно-паливного циклу. Іншим важливим аспектом несприятливого ставлення до ядерної енергетики є її нездатність протягом тривалого часу перетворити об'єкт «Укриття» Чорнобильської АЕС на екологічно безпечну систему [5]. Однією з причин настороженості до ядерної енергетики є хронічний страх людини за своє здоров'я — радіофобія [6] —[8], обумовлена незнанням і неправильним поданням інформації про вплив малих доз іонізівного випромінювання.

Головними критеріями експлуатації енергоблоків АЕС є безпека й економічна ефективність, і саме за такими критеріями інформація доводиться до широкого загалу. Але цього мало. Треба розглядати й інші соціально важливі складові частини ядерної енергетики, що охоплюють не тільки технічні й економічні, але й філософські, екологічні, інтелектуальні та інші загальнолюдські цінності. Важливо повно ідентифікувати й осмислити соціальні складники ядерної енергетики, щоб стратегічні плани й рішення в ядерній сфері не були неприйнятними або згубними для суспільства.

Перші відкриття в ядерній фізиці та їх практична реалізація відбулися в короткий термін, проте позначили переход людства в нову еру, до нового світосприйняття, до нових схем прийняття рішень і їхньої реалізації з урахуванням довгострокової ядерної реальності та її глобального значення для цивілізації.

Останніми десятиліттями з'явилися комплексні галузі наукових досліджень — соціальна екологія, соціальна інформатика, глобалістика, ноосферологія тощо, в яких соціально-гуманітарна і філософська складові є органічною частиною цих напрямків наукового пошуку. До сфери досліджень дополучаються не тільки об'єкти наук про природу, але й взаємодія біосфери з людиною й суспільством. Природа в таких дослідженнях виступає не як зовнішнє відносно соціуму інертне середовище, а як активна складова, що істотно впливає на соціальну активність за допомогою екологічних та інших природних обмежень.

У перспективі при переході до сталого розвитку акценти в науці зміщатимуться від соціально-економічних

і техніко-технологічних досліджень до вивчення природи, взаємодії її з суспільством, екологічних законів і обмежень розвитку. Цей процес, у цілому пов'язаний з орієнтацією наукових досліджень на реалізацію цілей стійкого розвитку, вимагатиме випереджального розвитку фундаментальних досліджень насамперед в галузі природничих наук, форм і засобів пізнання. Поступово формується єдина система випереджального розвитку, яка базується на морально-гуманістичних цінностях, інтелектуальному потенціалі і духовно-інформаційних ресурсах.

Реорганізація наукової сфери в Україні сприятиме широкій участі вчених у дослідженнях суті й умов переходу до сталого розвитку, підготовці необхідних для цього стратегічних державних рішень. Основою державної науково-технологічної, виробничої й освітньої політики мають стати цілі сталого розвитку. При формуванні науково-технологічної політики, зорієнтованої на цивілізаційні цілі, важливо керуватися принципом випереджального розвитку науки в цілому, а особливо — фундаментальної науки й пошукових досліджень порівняно з іншими сферами соціальної діяльності. Держава зобов'язана надавати підтримку тим перспективним напрямкам, які можуть забезпечити прорив на шляху створення нової техніки й технологій, орієнтованих на сферу сталого розвитку.

Без урахування природничо-наукових та екологічних аспектів і без орієнтації на переході до сталого розвитку будь-які реформи виявляться неефективними. Одним з ключових моментів принципу сталого розвитку є гарантія того, що його три концептуальні опори — економіка, суспільство, довкілля — мають ефективні й прозорі інститути для його реалізації. З огляду на цю комплексність, підхід до управління сталим розвитком є міждисциплінарним. Отже, виникає одне з конкретних першочергових завдань — адаптувати досвід дослідницьких напрямків в галузі сталого розвитку до ядерної енергетики. Але хто може і повинен це робити?

При цьому виникає ще безліч питань. Які загальнолюдські цінності необхідно розглядати в контексті з ядерною енергетикою? Як це робити методологічно? Іншими словами, якими мають бути інтелектуальні й адміністративні дії, щоб людству в ядерному світі було комфортно? Чи вправданий розвиток ядерної енергетики взагалі з усім її супутнім соціальним позитивом і негативом?

Основною причиною низької ефективності роботи з громадськістю є те, що наразі вона провадиться силами фахівців ядерної галузі. Більшість публікацій соціально орієнтованої тематики є або відвертою корпоративною пропагандою, або ґрунтуються на соціально-економічному порівнянні різних енергоносіїв знову ж таки з метою просування ядерних технологій. У них переважно превалює галузева ідеологія розвитку ядерної енергетики.

Очевидно, для пошуку відповідей на ці й подібні запитання потрібно залистати науково-технічну, філософську, політичну й гуманітарну свідомість, тобто в обговоренні проблеми мають взяти участь і «фізики», і «лірики». Фізики сьогодні, швидше за все, недостатньо активні в осмисленні майбутнього людства в різних соціальних ракурсах. А лірики (філософи, соціологи, політологи, письменники, психологи, медичні працівники тощо) здебільшого перебувають осторонь від ядерних проблем.

На сьогодні інформаційний простір, створюваний ядерною галуззю в соціальних координатах, виглядає як окремі роз'єднані ділянки поза загальною концепцією, суб'єктивно й не завжди якісно. Існують дисбаланс,

неоднорідність інформації й базованого на ній аналізу, розбіжність інтересів основних учасників процесу. Потрібно перейти від роз'єднаних фрагментів і поглядів окремих осіб до монолітного суспільного розуміння ядерної енергетики в цілому з виробленням єдиних для суспільства ядерних орієнтирів.

Створення МАГАТЕ — яскравий приклад вирішення протиріч і обмеження глобальних загроз, внесених ядерними технологіями. Агентство сприяє мирному й усталеному життю, бере участь у досягненні цілей розвитку суспільства, керуючи мирним використанням ядерної енергії для підтримки миру, здоров'я й добробуту в усьому світі. Агентство прагне підвищити роль ядерних наук і технологій у досягненні сталого розвитку. Це стосується як підвищення рівня знань, так і їхнього використання для подолання нагальних проблем, що стоять перед людством, таких як забруднення довкілля та зміна клімату. Агентство особливо виділяє питання управління соціальним компонентом і взаєморозуміння між ядерною сферою й суспільством, взаємозв'язку ядерних технологій і процесів сталого розвитку ядерної сфери.

Крім МАГАТЕ, значна роль на цьому поприщі належить науковим організаціям. The World Nuclear University готовить лідерів для керування сталим розвитком ядерного соціуму під девізом «Атом для сталого розвитку». У сфері освіти заслуговує на увагу ініціатива щодо розвитку соціальної відповідальності вчених і інженерів, підготовки й просування в університеті Данії, Великої Британії, Швейцарії та Швеції обов'язкового курсу з філософії «Наука і суспільство», в якому важливе місце займає ядерна тематика.

Досить ефективною формою гуманізації ядерної сфери в конкретних політичних цілях стало створення Міжнародного науково-технічного центру (ISTC) для фінансування й реалізації довгострокових проектів на територіях пострадянських держав. Завдяки цьому провідні спеціалісти ядерного, військово-промислового комплексу не втратили роботу, і міжнародним зусиллям була забезпечена керованість та безпека ядерної сфери на величезній території, відвернено несанкціоноване передавання ядерних секретів країнам і організаціям, які хотіли б, в обхід міжнародних угод, розвивати ядерні технології військової орієнтації.

Історія ядерних програм, а особливо їхніх початкових стадій у Німеччині, Японії, США, СРСР, Великій Британії, Франції та Китаї багато в чому свідчить про другорядність моральних і екологічних критеріїв соціального процесу порівняно з наймогутнішими спонукальними мотивами щодо практичного впровадження ядерних технологій. Але зараз миритися з другорядністю й відставанням гуманітарного складника ядерної енергії означає викликати негативні наслідки.

Програми розвитку ядерної енергетики можуть успішно здійснюватися тільки за підтримки громадськості. Громадськість має брати участь у прийнятті рішень про будування АЕС, на підставі надаваної інформації — зрозумілої та вичерпної — контролювати процеси експлуатації й зняття з експлуатації ядерних об'єктів. Суспільство повинне бути впевнене в тому, що ядерні технології перебувають під надійним контролем.

Очевидно, що країни, які визнають і активно розвивають ядерну енергетику, мусять докладати зусиль для просвітницької роботи серед громадськості з метою переважання останньої у прийнятті довгострокових програм розвитку ядерної енергетики. Причому ця просвітницька

діяльність має базуватися не на емоціях, а на безсумнівних фактах, реальних цифрах і обґрунтованих наукових методах дослідження. На сьогодні ядерна енергетична галузь України з цим завданням не справляється. Ті незначні заходи, що провадить галузь по роботі з громадськістю, викликають у найкращому разі посмішку, а в більшості випадків — здивування і неприйняття. Тому особливу увагу потрібно приділяти фахівцям і організаціям, які формують суспільну думку за допомогою засобів масової інформації, представникам суспільних природоохоронних організацій, а також лікарям, учителям, лекторам та іншим розповсюджувачам знань. Показуючи суспільству як іде процес підвищення рівня безпеки АЕС, порівнюючи цей рівень з альтернативними джерелами електроенергії, демонструючи поліпшення роботи існуючих реакторів у всьому світі, можна значно зміцнити позиції для подальшого розвитку атомної енергетики в Україні.

Висновки

Ядерні технології і в майбутньому не втратять свого призначення — забезпечувати мирний, безпечний і стабільний розвиток окремих країн і людства в цілому.

Посилення гуманістичних позицій у ядерній сфері сприятиме створенню підстав для нових додаткових механізмів пізнання ядерної енергетики в сталому розвитку. Це дасть змогу правильно ухвалювати рішення щодо принципів співіснування людей з навколоишнім природним середовищем і ядерною енергетикою, про нові наукові дослідження, про нові ядерні програми. При спільному зосередженні на дослідженнях цих глобальних проблем будуть корисними такі напрямки, як етика відповідальності в сучасній науці, етична оцінка результатів новітніх наукових і технологічних розробок, цінності гуманізму в епоху високих технологій.

Структурам ядерної галузі потрібно розробити й активно реалізувати наукові, освітні, соціальні, екологічні та інші програми із залученням вітчизняних і міжнародних громадських організацій. Галузевим структурам треба підняти «планку» фахівців, які безпосередню працюють з громадськістю, підвищити їх освітній та інтелектуальний рівень, забезпечити необхідними ресурсами.

Список літератури

1. Конференция ООН по окружающей среде и развитию (Рио-де-Жанейро, июнь 1992 г.): Инф. обзор / В. А. Коптюг. — Новосибирск: СО АН РФ, 1992. — 63 с.
2. Гирузов Э. В. Мир в поисках концепции устойчивого развития / Э. В. Гирузов, Г. В. Платонов // Вестник Моск. ун-та (Серия 7. Философия). — 1996. — № 1. — С. 3–14.
3. Мунасингхе М. Экономическая политика и окружающая среда. Опыт и выводы / М. Мунасингхе, В. Круз // Публикации Всемирного банка по проблемам окружающей среды. — Вашингтон, округ Колумбия, 1995. — Вып. 10.
4. Саприкін В. Влада і суспільство: налагодження співробітництва для безпечноного розвитку ядерної енергетики // Нац. безпека і оборона. — 2005. — № 6. — С. 37–48.
5. Ключніков О. О. Науково-технічні аспекти перетворення об'єкта «Укриття» в екологічно безпечну систему / О. О. Ключніков, А. В. Носовський // Наук. вісті НТУУ «КПІ». — 2004. — № 4 (36). — С. 47–56.
6. Беккер К. Причины, следствия и терапия синдрома радиофобии // Атомная техника за рубежом. — 2005. — № 4. — С. 31–34.
7. Булдаков Л. А. 15 лет после аварии на Чернобыльской АЭС / Л. А. Булдаков, А. К. Гуськова // Радиац. биология и радиоэкология. — 2002. — Т. 42. — № 2. — С. 228–233.
8. Носовский А. В. Дозы облучения, полученные в результате аварии на Чернобыльской АЭС, и медицинские эффекты // Ядер. и радиацион. безопасность. — К., 2003. — Т. 6. — Вып. 1. — С. 11–24.

Надійшла до редакції 23.02.2010.

Summaries

N. Valigun, I. Vorobey, N. Kravchenko, V. Artyushenko

Results of SSTC NRS Scientific and Technical Activities for 2009

The paper represents scientific results of the State Enterprise «State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety» for 2009 in the development of regulatory control system, reviews on nuclear and radiation safety, scientific and technical support in supervision activity, analytical studies to support regulatory decisions, etc.

Keywords: SNRCU, NPP, SSTC NRS, nuclear and radiation safety reviews.

O. Ligotskyy, G. Melegko, E. Zavizion

Results of Safety Assessment for Rivne NPP Unit 1

The results of safety assessment for Rivne-1 are provided to confirm that the unit has an acceptable level of safety and to be used in safety reassessment.

Keywords: Rivne NPP, unit, assessment, safety, analysis, safety analysis report.

V. Skalozubov, Y. Kovrzhkin, V. Kolykhanov, G. Gablaya

Basic Provisions of Methodical Support in Modeling Severe Accidents at WWER NPPs

Based on modern notions and studies, the paper formulates basic provisions of methodological support for modeling and analyzing severe accidents at WWER NPPs.

Keywords: accident sequences (AS), initiating events (IE), beyond-design-basis accidents (BDBA), severe accidents (SA), water-cooled water-moderated power reactor (WWER).

Vahid Hasani Moghaddam, I. Kazachkov

On Spreading of Melt Jets in the Pool of Volatile Coolant

The peculiarities of the thick corium melt jets' spreading in the pool of volatile coolant under reactor vessel of the passive protection system against severe accidents at NPP are studied. The models for jet penetration and melt drops cooling after jet disintegration are considered and the numerical simulation for revealing of the quantitative and qualitative features of the system are performed, which may be useful for design and implementation of the passive protection systems against severe accidents based on application of the water pool under reactor vessel.

Keywords: jet, melt, corium, passive system, severe accident, cooling, drops.

V. Skalozubov, Yu. Komarov, V. Bogodist, Yu. Vorobiev, I. Foltov

Effectiveness Analysis of the Installation of Stop-Check Valve for High-Pressure Safety Injection System at WWER-1000/V320 NPP

Installation of stop-check valves for HPSIS at WWER-1000/V-320 can be effective only if there are additional adjustments to incorporate the velocity of the stop-check valve plunger and the configuration of systems that provide cooling of the primary circulation loop.

Keywords: water-cooled water-moderated power reactor (WWER); high-pressure safety injection system (HPSIS); stop-check valve (SCV).

A. Ved', A. Mekhed, K. Efimova V. Iokst

Effect of the Power System on NPP Operational Stability and Safety

The paper deals with the major effects of the power system on the stability and safety of NPP operation and contains proposals on measures to be taken on-site to diminish their adverse impact.

Keywords: nuclear power plant, power system, power quality, reliability of external power supply, operational safety, frequency, voltage.

V. Bogorad, T. Litvinska, A. Nosovskyi, A. Slepchenko

Improvement of Regulatory Framework on Safety Assurance in Use of Linear Accelerators

Provisions of national regulations, IAEA regulations and directives of the European Union are determined to underlie the safety requirements on the use of linear accelerators, based on which the licensee will be able to ensure proper safety and protection.

Keywords: linear accelerator, radiation source, radiation safety, shielding.

A. Balashevskiy, A. Gerliga, I. Sviridenko

Preventing the Sprinkling of the Reactor Containment by the Cooling Solution in Actuation of the Spray System

The paper considers the method for effective pressure decrease in the containment of WWER-1000 NPPs in primary-to-secondary leaks through steam condensation jet sprayers-coolers without direct spraying of the cooling solution into the containment and reactor equipment with controlled removal of the condensate into the sump tank. Results from numerical modeling of pressure decrease processes under the containment are presented.

Keywords: jet sprayer-cooler, NPP, WWER, containment, relief tank, pilot-operated relief valve, pressurizer

Summaries

P. Ponomarenko, V. Tyapkina

Theoretical Basis for Experimental Determination of Fast Neutron Dynamic Spectrum

Exact data on the flows and spectra of fast fluence are very important for assessing the reactor operation. Fundamentals of the activation method for obtaining the fast neutron dynamic spectrum are considered. The method is intended to determine activation integrals for threshold indicators based on induced activity in these sensors.

Keywords: power spectrum of neutrons; activation research of neutron spectrum; activation of threshold detectors; nuclide activity; integral neutron fluence; activation integral.

A. Nefedov, V. Tonkikh

Facility for Retrieval of Solid Radioactive Waste from NPP Storage Facilities

One of the existing issues of solid radioactive waste management at NPPs is reviewed. Information is provided on the facility for retrieval of solid radioactive waste from compartments of on-site storage facilities for radwaste account, primary disintegration and fragmentation, weighing and loading into the transport cask, cleaning and decontamination of compartments of solid waste storage facilities.

Keywords: storage facility, radioactive waste, facility, retrieval, fragmentation, transportation

A. Kornytskyy, O. Kostenko, E. Petropavlovskyy, V. Kravtsov, I. Kuzmyak, V. Kushka

Efficiency Estimation of Physical Protection Systems of Ukrainian Nuclear Facilities

This article contains methodological recommendations for examination of physical protection systems of nuclear facilities and radioactive material storage facilities at a stage of design, construction, operation and decommissioning.

Keywords: nuclear facility, nuclear power plant, physical protection system, inspection, examination.

A. Nosovsky

Nuclear Energy in the Context of Sustainable Development

To solve the issue of future energy development, nuclear energy should be considered not only in terms of economics but also ecological and social factors. The article shows that sustainable development of society is possible not through the use of the environment but through agreement of economical activity and human behavior in the global closed life-supporting environment. Based on analysis of interaction between the nuclear industry and the public, it is proposed that the concept of sustainable development is adapted to nuclear energy.

Keywords: nuclear energy, public relations, sustainable development concept.

Правила для авторів

1. Рукопис статті журналу подається у вигляді твердої копії з підписами всіх авторів на останній сторінці, а також електронної версії (на електронному носії або електронною поштою).

2. Стаття має містити УДК. Українською, російською та англійською мовами наводиться анотація, назва статті, прізвище, ім'я та по батькові автора, назва організації, де працює автор, і ключові слова.

3. Загальний обсяг статті разом з графічними матеріалами не повинен перевищувати 18 сторінок формату А4. На одній сторінці може бути не більш як 30 рядків та до 60 знаків (з урахуванням розділових знаків і проміжків між словами) у кожному рядку. Розмір шрифту підготовленого на комп'ютері матеріалу — 14; міжрядковий інтервал — 1,5. Розміри полів, мм: зліва — 30, справа — 10, зверху — 20, знизу — 25.

4. Текст набирається шрифтом Times New Roman у редакторі Microsoft Word. Графічний матеріал (чорно-білий) подається у форматі EPS, TIFF або JPG-файлів з густиною точок на дюйм 300–600 дпі. Ілюстрації подаються окремо від тексту.

5. Статті, які є результатами робіт, проведених в організаціях, повинні мати супровідний документ від цих організацій.

6. Разом зі статтею до редакції журналу має бути поданий документ про можливість відкритої публікації матеріалів.

7. До авторського оригіналу статті на окремому аркуші додається: прізвище, ім'я, по батькові (повністю) автора, організація, в якій він працює, вченій ступінь, звання, мобільний, службовий і домашній номери телефону, службова та домашня адреси.

8. Скорочення слів, словосполучень, назв, термінів, за винятком загальноприйнятих, можливе тільки після їх повного першого згадування в тексті.

9. Зміст наукових статей будується за такою структурою:
коротка анотація — стислі відомості про статтю (до 10 рядків);
вступ — постановка наукової проблеми, її актуальність, зв'язок з державними науковими та практичними програмами, значення вирішення проблеми;

основні дослідження і публікації — аналітичний огляд останніх досліджень і публікацій з даної проблеми, виокремлення не розв'язаних раніше питань;

формулювання мети статті — опис головної ідеї даної публікації, чим вона відрізняється, доповнює та поглибує вже відомі підходи, які нові факти, закономірності висвітлює (до 15 рядків);

викладення основного змісту проведеного дослідження — головна частина статті, де висвітлюються основні положення дослідження, програма і методика експерименту, отримані результати та їх обґрунтування, виявлені закономірності, аналіз результатів, особистий внесок автора;

висновки — основні підсумки, рекомендації, значення для теорії та практики, перспективи подальших досліджень;

спісок літератури — перелік літературних джерел, на які є посилення в тексті статті; вказати автора та назву твору, місце публікації (для книжки — місто та видавництво, для статті — назив збірника чи журналу, його номер або випуск), дату публікації, кількість сторінок у книжці або сторінки, на яких вміщено статтю.

10. Матеріали, які неохайно оформлені і не відповідають зазначенним вимогам, редакцією не розглядаються.

11. Для скорочення витрат на видання журналу виплата авторського гонорару не передбачається.

12. Матеріали, що надійшли до редакції, авторам не повертаються.

Розповсюдження журналу “Ядерна та радіаційна безпека” в 2010 році

На 2010 р. можна передплатити журнал як по замовленнях засікавлених організацій на підставі надісланого редакцією рахунку-фактури, так і в поштових відділеннях (передплатний індекс — 37781).

Вартість одного примірника журналу “ЯРБ” на 2010 р. становить 100 грн 00 коп. з урахуванням поштових витрат на пересилання журналу в межах України. Вартість річного комплекту з чотирьох номерів складає 400 гривень.

Більш детальну інформацію можна отримати за телефоном (044) 422-49-72 або електронною адресою: na_bilokrinicka@sstc.kiev.ua.

Сподіваємося бачити Вас і Ваших колег серед постійних читачів і авторів журналу.