Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки

Науково-технічний журнал
Scientific and Technical Journal

ЯДЕРНА та РАДІАЦІЙНА БЕЗПЕКА

NUCLEAR & RADIATION SAFETY

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

Випуск 2(62).2014

Співзасновники:
Державний науково-технічний центр
з ядерної та радіаційної безпеки (ДНТЦ ЯРБ)
Держатомрегулювання України
та Національної академії наук України;
Одеський національний політехнічний університет (ОНПУ)
Міністерства освіти і науки України

Головний редактор: *Носовський А. В., д-р техн. наук, проф. (ДНТЦ ЯРБ)*

Редколегія:
Бар'яхтар В. Г., академік НАНУ, д-р фіз.-мат. наук, проф. (Інститут магнетизму НАНУ та МОН України),
Богорад В. І., канд. фіз.-мат. наук (ДНТЦ ЯРБ),
Герліга В. А., д-р техн. наук, проф. (СНУЯЕтаП),
Громов Г. В., канд. техн. наук (ДНТЦ ЯРБ),
Дубковський В. О., д-р техн. наук, проф. (ОНПУ), заст. головного редактора,
Єфімов О. В., д-р техн. наук, проф. (НТУ «ХПІ»),
Зеленцова Т. М., д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),
Інюшев В. В., канд. техн. наук (ДНТЦ ЯРБ),
Ключников О. О., академік НАНУ, д-р техн. наук, проф. (ІПБ АЕС),
Ковбасенко Ю. П., канд. техн. наук (ДНТЦ ЯРБ),
Кондратьєв С. М., канд. фіз.-мат. наук (ДНТЦ ЯРБ),
Корольов О. В., д-р техн. наук (ОНПУ),
Кравченко В. П., д-р техн. наук (ОНПУ),
Лізоркин М. П., д-р техн. наук (НТЦ «Курчатовський інститут», Росія),
Ліхтарьов І. А., д-р фіз.-мат. наук, проф. (ННЦРМ АМН України),
Мазуренко А. С., д-р техн. наук, проф. (ОНПУ),
Немчинов Ю. І., д-р техн. наук, проф. (НДІБК),
Павлович В. М., д-р фіз.-мат. наук (ІЯД НАН України),
Письменний Є. М., д-р техн. наук, проф. (НТУ «КПІ»),
Саєнко С. Ю., канд. техн. наук (ННЦ «ХФТІ»),
Халімончук В. А., канд. фіз.-мат. наук (ДНТЦ ЯРБ),
Ястребенецький М. О., д-р техн. наук, проф. (ДНТЦ ЯРБ)

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

Адреса видавця та редакції:
03142 Київ, вул. Василя Стуса, 35/37, а/с 124
Державний науково-технічний центр
з ядерної та радіаційної безпеки
Тел.: (044) 422-49-72. Факс: (044) 452-89-90
E-mail: na_bilokrinicka@sstc.kiev.ua

Підписано до друку 23.05.2014. Формат 60×90 $^1/_8$. Папір крейдяний.
Друк офсет. Умов. друк. арк. 8,5. Тираж 300 прим. Зам. № 214–018

Віддруковано в ТОВ "Основа-Принт"
02139 Київ, вул. Микитенка, 21, к. 2
Свідоцтво про внесення до державного реєстру України суб'єктів видавничої справи ДК № 2 від 10.02.2010

Рекомендовано до друку та до поширення через мережу Інтернет Науково-технічною радою ДНТЦ ЯРБ (протокол № 14-5 від 22.05.2014 р.)

Відповідальний редактор: *Н. О. Білокриницька*
Художнє оформлення *В. С. Жиборовського*
Комп'ютерна верстка *О. Д. Ткаченка*

© ДНТЦ ЯРБ, 2014

Київ — 2014

ЗМІСТ

Коцуба А. Л., Воробьев Ю. Ю.
Особенности моделирования бассейна выдержки отработанного ядерного топлива с использованием расчетного кода MELCOR 1.8.5 3

Королёв А. В., Деревянко О. В.
Резервная подпитка парогенераторов АЭС в условиях электрообесточивания энергоблока 10

Скалозубов В. И., Ващенко В. Н., Козлов И. Л., Габлая Т. В., Герасименко Т. В.
Гидродинамическая модель затопления промплощадки АЭС Fukushima-Daiichi 13

Воробьев Ю. Ю., Терещенко И. А.
Расчетное исследование численных критериев эффективности теплообменников системы аварийного охлаждения активной зоны реактора в различных условиях работы при помощи кода RELAP5 17

Туз В. Е., Лебедь Н. Л., Лебедь И. К.
Гидродинамика сепарационных устройств технологического оборудования АЭС 22

Снисар И. Б.
Предел пространственной неоднородности поверхностных полей злучений 26

Асламова Л. І., Куліч Є. В., Лучковський С. М., Меленевська Н. В., Лук'янчук Л. П.
Контроль додаткового дозового навантаження на пацієнта під час терапії системою КіберНіж 29

Скалозубов В. И., Комаров Ю. А., Шендрик Н. Н.
Методические аспекты ремонта по техническому состоянию оборудования АЭС Украины 32

Проскура Н. И., Шестопалов В. М., Зинкевич Л. И., Шибецкий Ю. А., Алексеева З. М., Жебровская Е. И.
Схема классификации радиоактивных отходов для обеспечения долгосрочной безопасности захоронения 37

Ольховик Ю. А., Буртняк В. М., Забулонов Ю. Л., Золкин И. О.
Применение метода динамического анализа излучения низкоактивных отходов для освобождения от регулирующего контроля 44

Розен Ю. В., Ястребенецкий М. А.
Новые нормативные документы, регламентирующие требования к информационным и управляющим системам, важным для безопасности АЭС 50

CONTENTS

Kotsuba A. L., Vorobiov Yu. Yu.
Peculiarities of Spent Fuel Pool Modeling Using MELCOR 1.8.5 Computer Code 3

Koroliov A. V., Derevianko O. V.
Emergency Makeup of Nuclear Steam Generators in Blackout Conditions 10

Skalozubov V. I., Vashchenko V. M., Kozlov I. L., Gablaia T. V., Gerasimenko T. V.
Hydrodynamic Model of Fukushima-Daiichi Site Flooding 13

Vorobiov Yu. Yu., Tereshchenko I. A.
Computer Study of Numerical Criteria for Performance of ECCS Heat Exchangers under Various Conditions Using RELAP5 Code 17

Tuz V. O., Lebed N. L., Lebed I. K.
Hydrodynamics of Separation Devices for NPP Process Equipment 22

Snisar I. B.
Spatial Inhomogeneity Limit for Surface Radiation Fields 26

Aslamova L. I., Kulich E. V., Luchkovskyi S. M., Melenevska N. V., Lukianchuk L. P.
Monitoring of Additional Exposure Doses to the Patient during CyberKnife Therapy 29

Skalozubov V. I., Komarov Yu. A., Shendrik N. N.
Methodological Aspects of Reliability-Centered Maintenance of Equipment at Ukrainian NPPs 32

Proskura N. I., Shestopalov V. M., Zinkevich L. I., Shybetskyi Yu. A., Alekseieva Z. M., Zhebrovskaia E. I.
Radioactive Waste Classification for Long-term Disposal Safety 37

Olkhovyk Yu. O., Burtniak V. M., Zabulonov Yu. L., Zolkin I. O.
Application of Dynamic Analysis of Radiation from Low-Level Solid Waste for Clearance from Regulatory Control 44

Rozen Yu. V., Yastrebenetsky M. O.
New Regulatory Documents with Requirements for Instrumentation and Control Systems Important to NPP Safety 50

УДК 621.039.586

А. Л. Коцуба, Ю. Ю. Воробьев

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

Особенности моделирования бассейна выдержки отработанного ядерного топлива с использованием расчетного кода MELCOR 1.8.5

Представлен анализ протекания процессов в бассейне выдержки (БВ) отработанного ядерного топлива при моделировании БВ с использованием компьютерного кода MELCOR 1.8.5 и опций для реакторов BWR и PWR. Переходные процессы рассмотрены для исходного события «Потеря теплоотвода от бассейна выдержки», определены основные отличия по временным рамкам и процессам в БВ.

Ключевые слова: бассейн выдержки, расчетная модель, тяжелая авария, взаимодействие расплава с бетоном, генерация водорода.

О. Л. Коцуба, Ю. Ю. Воробйов

Особливості моделювання басейна витримки відпрацьованого ядерного палива з використанням розрахункового коду MELCOR 1.8.5

Наведено аналіз протікання процесів у басейні витримки (БВ) відпрацьованого ядерного палива в процесі моделювання БВ з використанням комп'ютерного коду MELCOR 1.8.5 та опцій для реакторів BWR і PWR. Перехідні процеси розглянуто для вихідної події «Втрата тепловідведення від басейну витримки», визначено основні відмінності за часовими рамками і процесами, що відбуваються у БВ.

Ключові слова: басейн витримки, розрахункова модель, важка аварія, взаємодія розплаву з бетоном, генерація водню.

© А. Л. Коцуба, Ю. Ю. Воробьев, 2014

В настоящее время протекание тяжелой аварии (ТА) в бассейне выдержки (БВ) изучено в мировой практике недостаточно. Исследования проектных аварий показали стабильность охлаждения отработанных тепловыделяющих сборок (ОТВС) в БВ за счет как резервирования каналов, так и устойчивости системы к единичному отказу и обесточиванию [1]. Однако после аварии на энергоблоке № 4 АЭС «Фукусима-Дайичи», где произошло повреждение ОТВС в БВ с последующим взрывом водорода и разрушением здания блока, возникла необходимость в детальном изучении протекания ТА с повреждением отработанного ядерного топлива (ОЯТ) в БВ.

Для исследования протекания ТА на реакторной установке (РУ) наиболее применим компьютерный код MELCOR, разработанный в Национальной лаборатории Sandia (США) по заказу U. S. Nuclear Regulatory Commission. Это интегральный код, предназначенный для моделирования всего спектра явлений, сопровождающих протекание ТА на АЭС с легководными реакторами от момента возникновения исходного события до достижения конечного состояния [2]. MELCOR по своей структуре является модульным кодом, включающим около 20 различных «пакетов», моделирующих отдельные группы физических процессов и объединенных унифицированным механизмом взаимной передачи потоков данных. Поскольку MELCOR разрабатывался изначально для анализа протекания ТА на РУ, его применение для моделирования протекания тяжелой аварии в БВ носит неоднозначный характер и должно быть всестороннее исследовано. В рамках данной работы оценивались различные варианты моделирования БВ с помощью компьютерного кода MELCOR 1.8.5 на базе ранее разработанной модели для БВ ВВЭР-1000 [3].

Описание расчетных моделей. Расчетные модели для кода MELCOR 1.8.5 представляют собой упрощенные модели отсека TG21B02 энергоблока № 5 Запорожской АЭС (ЗАЭС), в котором установлены стеллажи уплотненного хранения топлива (СУХТ) «Шкода». Исходные данные для моделирования взяты из [4—6].

Объем 101 моделирует нижний объем в БВ от нижней отметки пола 20,7 м до отметки начала обогреваемой части ТВС на отметке 21,643 м (рис. 1). Объем 102 — это внутренний объем чехловых шестигранных труб СУХТ от начала обогреваемой части ТВС до верхней части металлических конструкций СУХТ. Объем 103 моделирует байпас между шестигранными трубами и остальной объем БВ; объем 104 — объем над металлоконструкциями БВ до верхней отметки бетонных конструкций 36,9 м. Объем 106 представляет собой граничное условие, которое моделирует гермообъем (ГО). Параметры среды в объеме 106 приняты с постоянными давлением и температурой, что не учитывает обратный отклик ГО на процессы в БВ. Данный подход моделирования ГО используется только в целях получения сравнительной оценки протекания ТА для разных моделей БВ. Модель начала реакции расплава с бетоном опорной плиты БВ подключается в расчетном анализе только в момент повреждения металлической облицовки БВ.

Объемы связаны соответствующими моделями связей, которые учитывают гидравлическое сопротивление каналов. Подпитка БВ теплоносителем моделируется в виде положительного источника массы и энтальпии в объеме 101. Исток теплоносителя через переливы моделируется в виде отрицательного источника массы и энтальпии в объеме 104.

Теплообмен и взаимодействие внутри топливной решетки моделируются пакетом COR расчетного кода, для которого конструируется модель активной зоны в рамках

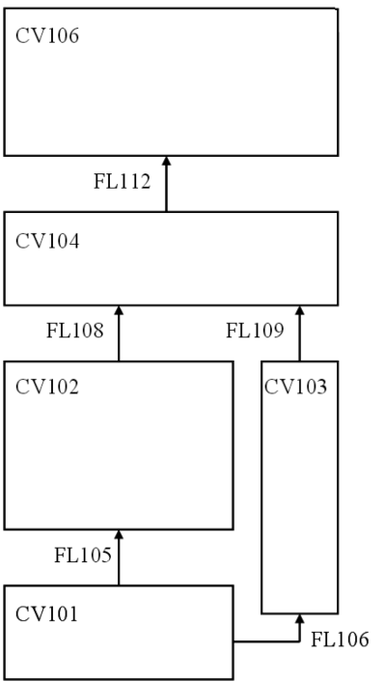


Рис. 1. Нодализационная схема модели БВ

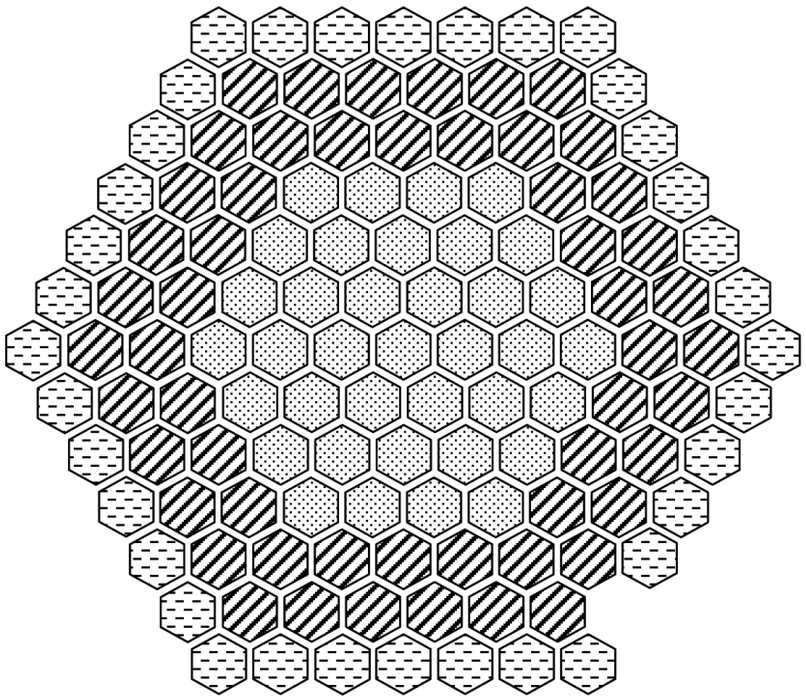


Рис. 2. Радиальная разбивка модели БВ

БВ. Поскольку компьютерный код MELCOR, как мы уже упоминали, изначально разработан для исследования протекания процессов в РУ, в нем не предусмотрено моделирование в пакете COR размещения ТВС произвольной формы; поэтому прямоугольная область расположения ТВС в БВ заменена цилиндрической моделью кода. Цилиндрическое размещение ТВС в БВ будет более консервативно с точки зрения меньших потерь тепла в окружающей среде и конструкции БВ. В этом случае ТВС отсека БВ (126 штук) распределяются на радиальные кольца (рис. 2). Первое кольцо (центральное) содержит 37 ТВС, второе (промежуточное) — 54, третье (периферийное) — 35. Профиль энерговыделения по высоте активной зоны принят на конец кампании максимально «плоским» [7].

По высоте модель содержит 17 элементов, включая нижнюю опорную плиту в качестве поддерживающей структуры (support structure) (рис. 3). Активная зона моделируется с опцией как для кипящих реакторов (далее — модель BWR), так и для реакторов под давлением (далее — модель PWR). Моделирование массы всех конструкционных материалов СУХТ и ТВС с учетом их распределения по высоте для моделей PWR и BWR БВ идентично. Разработанные модели БВ BWR и PWR отличаются в части:

		HS10201	HS10203	HS10205		
CV103 Байпас	CV102 Канал	117	217	317	HS10224	Необогреваемая часть
		116	216	316	HS10222	Обогреваемая часть
		115	215	315	HS10220	
		114	214	314	HS10218	
		113	213	313	HS10216	
		112	212	312	HS10214	
		111	211	311	HS10212	
		110	210	310	HS10210	
		109	209	309	HS10208	
		108	208	308	HS10206	
		107	207	307	HS10204	
		106	206	306	HS10202	Необогреваемая часть
CV101		105	205	305	HS10108	Опорные структуры
		104	204	304	HS10106	
		103	203	303	HS10104	
		102	202	302	HS10102	
		101	201	301	HS10110	
		Облицовка пола БВ				

Рис. 3. Нодализационная схема модели активной зоны БВ

Таблица 1. Последовательность событий для ИС «Полное обесточивание энергоблока с незапуском ДГ» применительно к БВ

Время, с		Событие	Описание
PWR	BWR		
0	0	Обесточивание энергоблока, незапуск ДГ, отключение насосов охлаждения БВ	Исходное событие
1920	1920	Начало кипения жидкости над ТВС	Температура жидкости в БВ над ТВС равна 100 °С
2440	2440	Начало кипения жидкости в БВ на уровне ТВС	Температура жидкости в БВ на уровне ТВС равна температуре насыщения 106 °С
8860	8860	Начало оголения активной части ТВС	Уровень жидкости ниже активной части ТВС, отм. 25,193 м
29000	29040	Начало выделения водорода	Начало пароциркониевой реакции
30210	30350	Температура оболочек твэлов равна 1200 ?	Достигнут проектный предел целостности топлива
32100	31000	Начало обрушения твэлов ТВС	Достигнуты критерии потери целостности твэлов
34700	33900	Полное оголение активной части ТВС	Уровень жидкости ниже активной части ТВС, отм. 21,643 м
55730	49040	Начало повреждения опорной плиты	—
56260	50380	Повреждение облицовки пола БВ	—
56270	50393	Начало выделения водорода в результате взаимодействия дебриса с бетоном	—
56300	50400	Полное осушение БВ	Уровень воды в БВ равен нулю
67201	62643	Окончание расчета	Глубина повреждения слоя бетона пола БВ на 1,2 м

1. Карты указания типа реактора BWR или PWR (карта COR00002 [2]).

2. Карты привязки байпасного канала к решетке активной зоны для кипящих реакторов (карта CORijj01 [2]).

3. Карт масс и площадей циркониевых чехловых труб для кипящих реакторов (карты CORijj02, CORijj04, CORijj05 и CORijj06 [2]). Поскольку в MELCOR для модели BWR отсутствует опция изменения материала чехловой трубы, то для правильного моделирования стальных стеллажей БВ массы и площади циркониевой чехловой трубы принимались очень малыми. Модель стальной чехловой трубы в BWR аналогична модели трубы в PWR.

Облицовка пола БВ играет роль модели днища реактора, разрушение которого происходит при превышении температуры 1273 К. После разрушения облицовки пола расплав переносится на опорную плиту БВ, где в дальнейшем взаимодействует с бетоном.

При моделировании процессов взаимодействия «расплав—бетон» используется бетон марки М300 [7].

Анализ исходного события потери охлаждения БВ. В данной работе предполагается использование консервативных данных по энерговыделению в БВ, что возможно при полной выгрузке активной зоны в один из отсеков БВ с максимально плотной упаковкой ТВС (отсек БВ TG21B02). В отсеке БВ TG21B02 находятся 126 ТВС аварийно выгруженной активной зоны. Суммарная мощность остаточных энерговыделений 126 ТВС аварийно выгруженной активной зоны консервативно равна 8,07 МВт [1]. Принято, что расход воды по замкнутому контуру системы расхолаживания БВ равен 600 м^3/ч, температура теплоносителя на выходе из БВ — максимальная (70 °С), уровень теплоносителя в отсеке БВ TG21B02 — минимальный (8,1 м от дна БВ). Такое консервативное допущение обеспечивает минимальный начальный запас теплоносителя в отсеке TG21B02.

Результаты расчетов разработанных моделей сравнивались для исходного события «Полное обесточивание энергоблока с незапуском дизель-генератора». Данное исходное событие приводит к отключению насосов охлаждения БВ, дальнейшему нагреву и выпариванию воды БВ. Действия оперативного персонала не учитываются. Останов расхода охлаждающей воды происходит мгновенно на начало ИС. Мощность остаточных энерговыделений остается постоянной на протяжении всего расчетного

Таблица 2. Отличия результатов для моделей BWR и PWR

Параметр	PWR	BWR
Суммарная масса сгенерированного водорода в активной зоне, кг	366	593
Энергия, вышедшая за счет окисления метала, Дж	4,1E+10	6,36E+10
Время, с, повреждения слоя бетона пола БВ 1,2 м	67201	62643

анализа. Предполагается, что повреждение расплавом в радиальном направлении перегородки между отсеками БВ не происходит.

В качестве критерия окончания расчетного анализа принято повреждение бетона опорной плиты бассейна выдержки толщиной 1,2 м («прожигание» пола бассейна выдержки) [7].

Описание последовательности протекания процессов в бассейне выдержки. Обесточивание энергоблока с отсутствием запуска дизель-генератора приводит к отключению насосов охлаждения бассейна выдержки и останову циркуляции охлаждающей воды через БВ. Наличие запаса воды над головками тепловыделяющих сборок позволяет установить естественную циркуляцию в бассейне выдержки с подъемным движением теплоносителя в шестигранных трубах стеллажей уплотненного хранения топлива с ТВС и опускным движением теплоносителя в межтрубном и пристеночном пространстве. Энергия остаточных энерговыделений идет на подогрев воды бассейна выдержки до температуры насыщения. Кипение начинается сначала в верхнем объеме воды над ТВС, так как гидростатическое давление увеличивает температуру насыщения на уровне шестигранных труб СУХТ. Далее с понижением уровня теплоносителя и увеличением температуры начинается кипение жидкости в области тепловыделяющих сборок.

После снижения уровня жидкости до отметки активной части ТВС начинается постепенный разогрев оболочек твэлов. С началом пароциркониевой реакции стремительно увеличивается температура оболочек твэлов, что, в свою очередь, приводит к разогреву стальных компонентов до температуры плавления. Расплавленные стальные компоненты стекают вниз и разогревают лежащие ниже элементы бассейна выдержки. Повреждение элементов тепловыделяющих элементов начинается после осушения всей активной части тепловыделяющих сборок. Далее происходит повреждение опорной плиты бассейна выдержки и падение обломков активной зоны в оставшуюся воду. После осушения бассейна выдержки повреждается его облицовка и начинается взаимодействие расплава с бетоном строительных конструкций пола бассейна выдержки. После достижения глубины повреждения бетона пола бассейна выдержки на 1,2 м расчет был остановлен.

Хронология событий для моделей бассейнов выдержки PWR и BWR дана в табл. 1, основные отличия результатов для моделей BWR и PWR — в табл. 2, графические представления протекания аварийных процессов в бассейнах выдержки — на рис. 4—17.

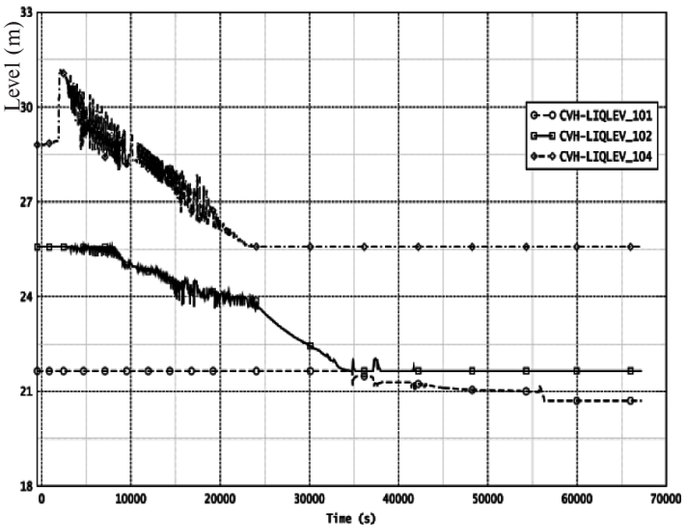


Рис. 4. Уровень воды в отсеке БВ для модели БВ PWR

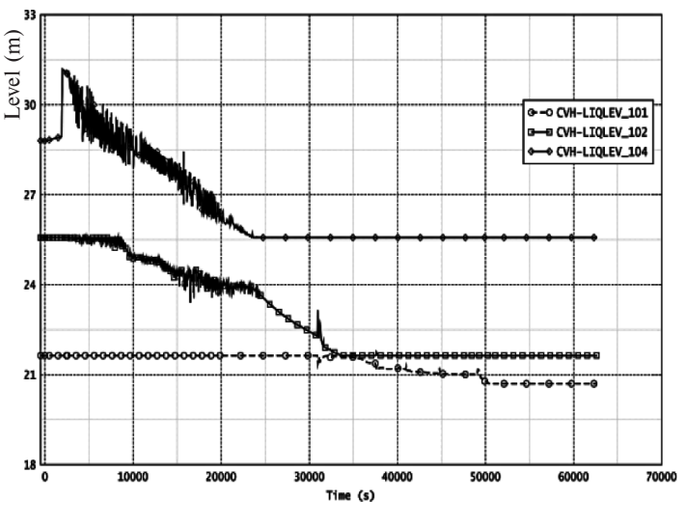


Рис. 5. Уровень воды в отсеке БВ для модели БВ BWR

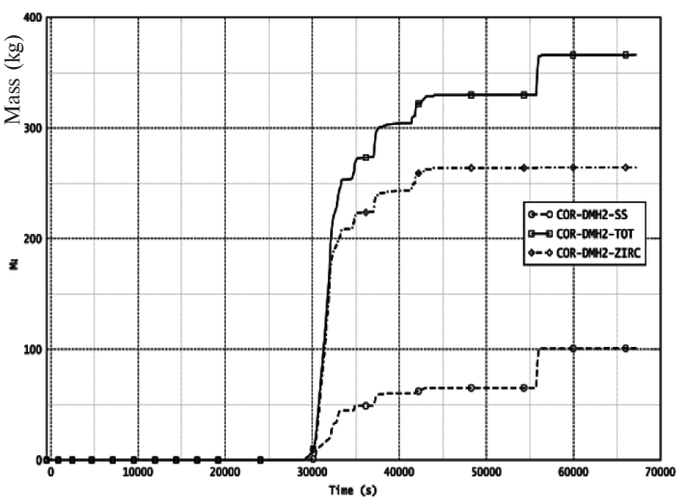


Рис. 6. Масса сгенерированного водорода в БВ для модели PWR

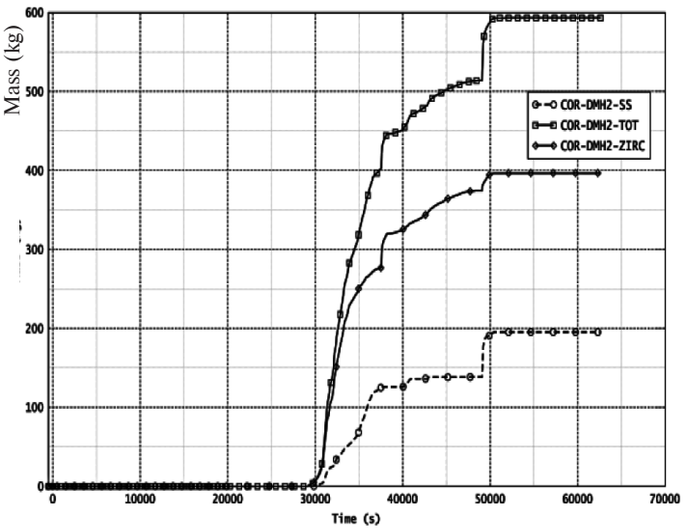


Рис. 7. Масса сгенерированного водорода в БВ для модели BWR

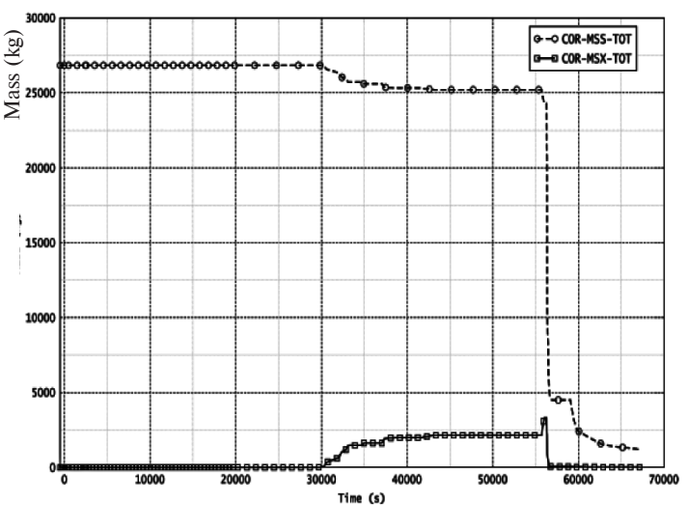


Рис. 8. Общая масса стали и оксида стали в БВ для модели PWR

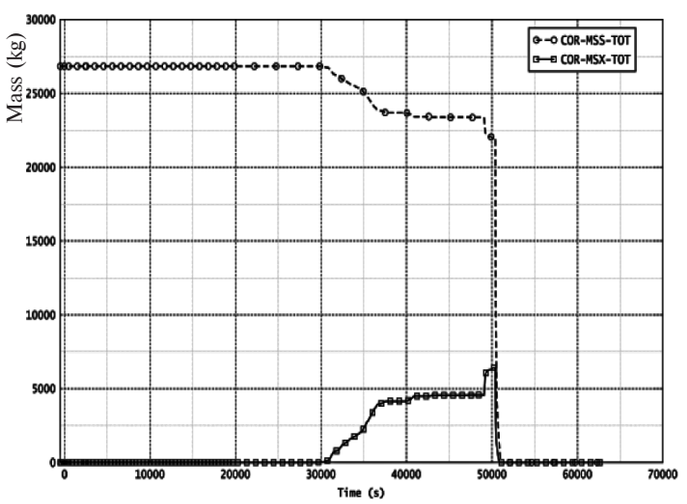


Рис. 9. Общая масса стали и оксида стали в БВ для модели BWR

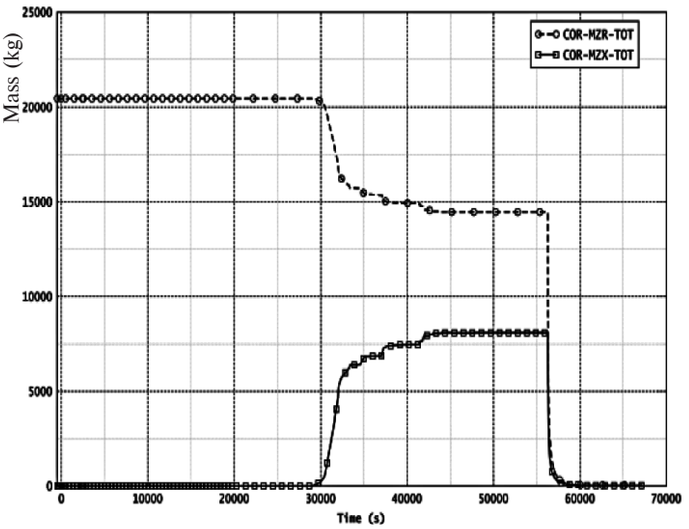


Рис. 10. Общая масса циркония и оксида циркония в БВ для модели PWR

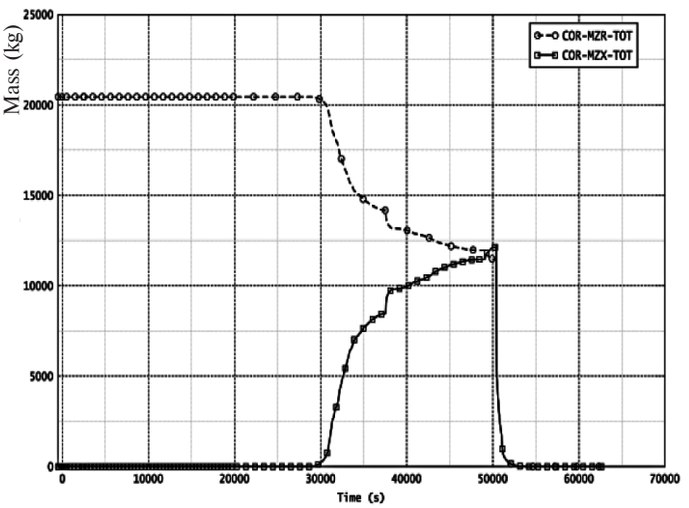


Рис. 11. Общая масса циркония и оксида циркония в БВ для модели BWR

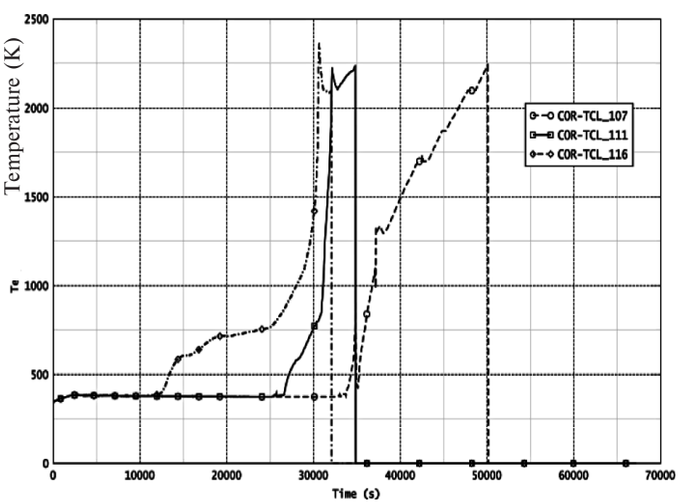


Рис. 12. Температура оболочек твэлов в первом радиальном кольце для модели БВ PWR

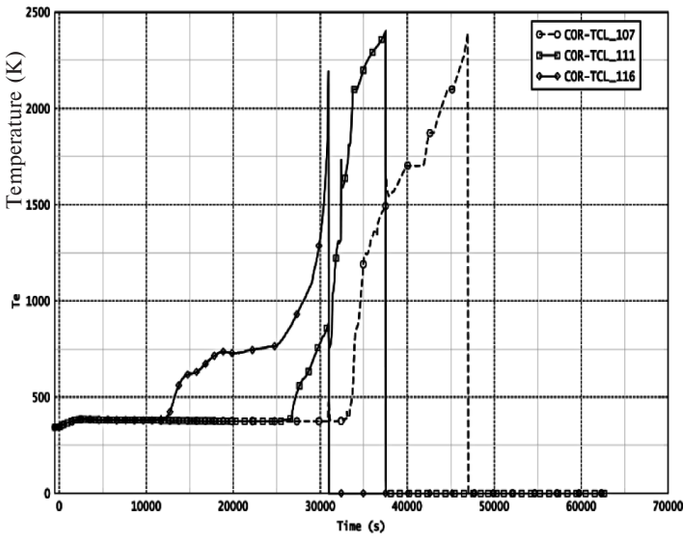


Рис. 13. Температура оболочек твэлов в первом радиальном кольце для модели БВ BWR

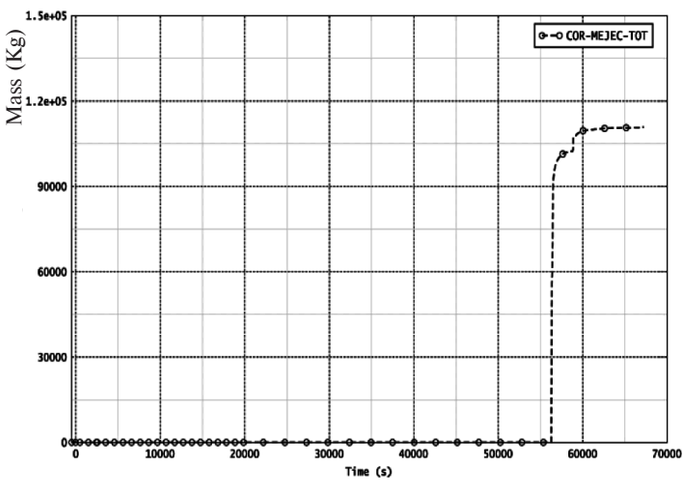


Рис. 14. Масса расплава, выброшенного через поврежденную облицовку БВ, для модели БВ PWR

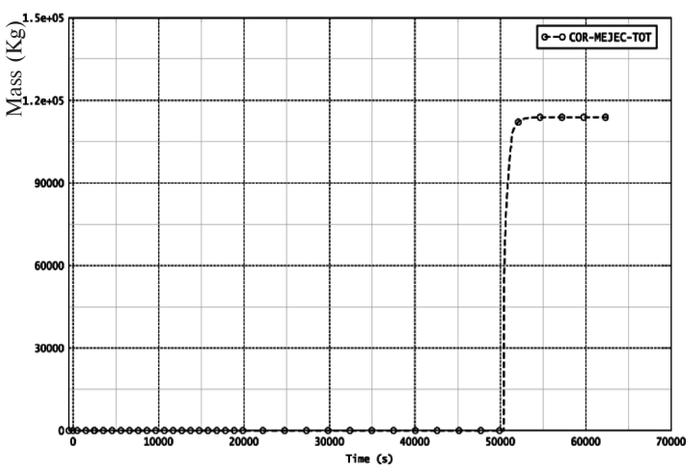


Рис. 15. Масса расплава, выброшенного через поврежденную облицовку БВ, для модели БВ BWR

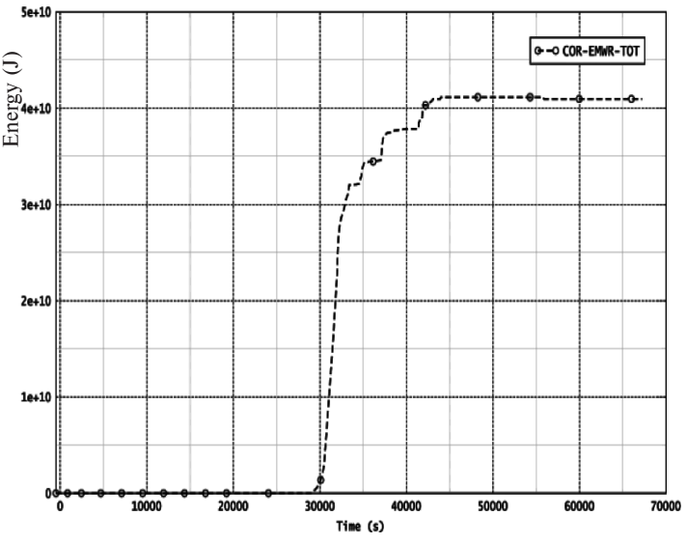


Рис. 16. Энергия, выделенная за счет окисления металла, для модели БВ PWR

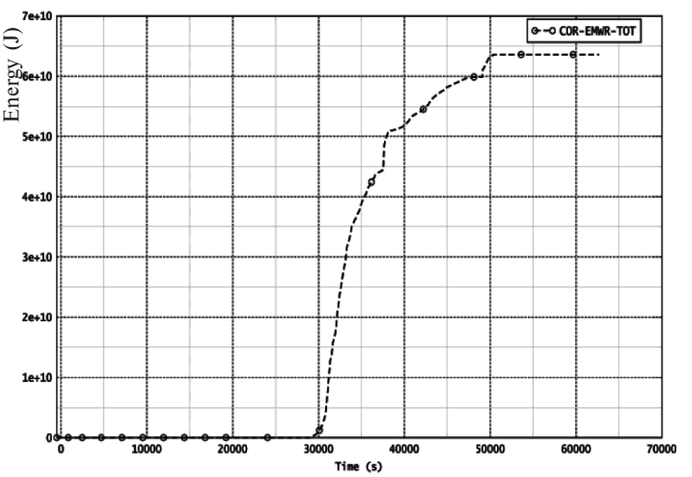


Рис. 17. Энергия, выделенная за счет окисления металла, для модели БВ BWR

Выводы

Анализ протекания аварии в бассейне выдержки при моделировании БВ реакторов BWR и PWR с помощью компьютерного кода MELCOR показал абсолютную сходимость результатов расчетов до момента полного осушения отработанных тепловыделяющих сборок в бассейне выдержки и начала интенсивного разогрева оболочек тепловыделяющих элементов. Протекание тяжелой фазы аварии в моделях значительно отличается количеством выделенной энергии при окислении металлов и, как следствие, различными значениями сгенерированного водорода в активной зоне.

Модель бассейна выдержки BWR имеет более консервативные результаты по сравнению с моделью PWR, что должно быть учтено при моделировании тяжелых аварий в бассейне выдержки с использованием компьютерного кода MELCOR.

Список использованной литературы

1. Запорожская АЭС. Энергоблок № 5. Отчет по анализу безопасности. Анализ проектных аварий. Дополнительные материалы. Нарушения при обращении с топливом и радиоактивными отходами» для ЗАЭС-5. Итоговый отчет. 21.5.59.ОБ.02.1. — 2007.

2. MELCOR Computer Code Manuals. Demonstration Problems. Version 1.8.5. — May 2001. — (NUREG/CR-6119, Vol. 3, Rev. 0 SAND2001-0929P).

3. *Воробьев Ю. Ю.* Анализ тяжелой аварии в бассейне выдержки отработавшего топлива для энергоблока ВВЭР-1000 при помощи расчетного кода MELCOR 1.8.5 / Ю. Ю. Воробьев, М. Л. Перепелица, В.В. Свердлов // Ядерна та радіаційна безпека.— 2012.— № 3(55).— С. 3—9.

4. Выполнение анализа ИС группы «Нарушения при обращении с топливом и РАО для энергоблока № 5 Запорожской АЭС». База Данных. ЕР75/183-2007.200ОД.(1) / ОП ЗАЭС. — 2007.

5. Запорожская АЭС. Блок 5. Реакторное отделение. Техперевооружение. Установочные чертежи СУХТ в отсеке TG21B02БВ. ЦУА-242-101-ТП / ОАО ХИ «Энергопроект». — Харьков, 2005.

6. База данных по ядерной паропроизводящей установке. Запорожская АЭС. Энергоблок № 3. Отчет о научно-исследовательской работе «Адаптация баз данных, разработанных в рамках АПА энергоблока № 5 ЗАЭС, и анализ отличий применительно к энергоблоку № 3 ЗАЭС с учетом внедрения отраслевого решения по использованию ТВСА конструкции ОКБМ в промышленной эксплуатации» ООО «Энергориск». Этап 1. ЕР85-2003.110.ОД.1. Ревизия 1. — 2004.

7. Запорожская АЭС. Энергоблок № 1. Анализ уязвимости энергоблока № 1 ЗАЭС в условиях ТА. Финальный отчет. ЕР18-2010.400.ОД.1. — 2011.

References

1. Zaporozhskaya NPP. Unit 5. Safety analysis report. Design Basis Accident Analysis. Additional materials. Fouls while fuel and radioactive waste handling for ZNPP-5. Final report. 21.5.59.ОБ.02.1. — 2007. (Rus)

2. MELCOR Computer Code Manuals. Demonstration Problems. Version 1.8.5. — May 2001. — (NUREG/CR-6119, Vol. 3, Rev. 0 SAND2001-0929P). (Eng)

3. *Vorobyov Y. Y.* Severe Accident Analysis in WWER-1000 Spent Fuel Pool Using MELCOR 1.8.5 Computer Code / Y. Y. Vorobyov, M. L. Perepelitsa, V. V. Sverdlov // Nuclear and Radiation Safety Journal. — 2012. — № 3 (55). — P. 3—9.

4. Analyzing initial events group «Violations while fuel and radioactive waste handling for power ZNPP5». Database. EP75/183-2007.200ОД.(1) / SS ZNPP. — 2007. (Rus)

5. Zaporozhskaya NPP. Unit 5. Reactor compartment. Technical reequipment. Installation Drawings of Compact Spent Fuel Storage Racks compartment TG21B02. ЦУА-242-101-ТП / OJSC Kharkov Scientific Research & Design Institute «Energoproekt». — Kharkov, 2005. (Rus)

6. Nuclear power plant database. Zaporozhskaya NPP. Unit 3. Report on the research work «Adapting databases developed under the DBA ZNPP5, and analysis of differences in relation to the ZNPP3 by taking into account the introduction of an industry solution for the TVSA OKVM design implemented in industrial exploitation», LLC «Energorisk». Step 1. EP85-2003.110.ОД.1. Revision 1. — 2004. (Rus)

7. Zaporozhskaya NPP. Unit 1. Vulnerability analysis for unit 1 ZNPP in terms of SA. Final report. EP18-2010.400.ОД.1. — 2011. (Rus)

Получено 17.02.2014.

УДК 621.039.534.25

А. В. Королёв, О. В. Деревянко

Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса, Украина

Резервная подпитка парогенераторов АЭС в условиях электрообесточивания энергоблока

Представлено оригинальное техническое решение по использованию энергии пара для организации подпитки парогенераторов АЭС в условиях полного электрообесточивания. Выполнен анализ применения композиционной конструкции турбопривода насосного агрегата, показана ее технологическая целесообразность и реализуемость.

Ключевые слова: парогенератор, аварийная подпитка, турбопривод, турбина трения.

О. В. Корольов, О. В. Дерев'янко

Резервне підживлення парогенераторів АЕС в умовах елекрознеструмлення енегроблока

Представлено оригінальне технічне рішення з використання енергії пари для організації підживлення парогенераторів АЕС в умовах повного електрознеструмлення. Виконано аналіз застосування композиційної конструкції турбоприводу насосного агрегату, показано її технологічну доцільність і можливість бути реалізованою.

Ключові слова: парогенератор, аварійне підживлення, турбопривід, турбіна тертя.

© А. В. Королёв, О. В. Деревянко, 2014

Известной проблемой обеспечения эффективного теплосъема в парогенераторах АЭС является противоречие между необходимостью обеспечения достаточности водной среды во втором контуре энергоблока и отсутствием надежных средств подпитки в условиях потери водной среды в аварийных или предаварийных режимах работы оборудования, если учесть возможность электрообесточивания энергоблока. В настоящее время аварийная подпитка циркулирующих водных сред в объем парогенераторов осуществляется аварийными насосами с электроприводом [1], которые не отвечают требованиям в ситуации, связанной с полным аварийным отключением электропитания, особенно в случае отказа (или невозможности запуска) резервных дизель-генераторов.

Организация надежной дополнительной (предаварийной или аварийной) подпитки парогенераторов АЭС циркулирующей жидкостью (котловой водой) требует применения технических средств повышенной функциональной надежности. При этом к исполнительным механизмам систем подпитки в условиях предаварийного или аварийного функционирования ЯЭУ предъявляются весьма жесткие требования по быстродействию и высокой эффективности их включения в работу. Для устранения выявленной и обозначенной выше проблемы была поставлена цель: исследовать возможности обеспечения надежного снабжения парогенераторов АЭС дополнительной (подпитывающей) водой с использованием насосных агрегатов, снабженных турбоприводом. Однако, как показывает опыт эксплуатации, обычный турбопривод с применением лопаточной турбины (турбины Лаваля) для подобного случая имеет ряд существенных недостатков. Например, одним из требований к такому приводу является условие «горячего резерва», т. е. предварительный прогрев турбины для недопущения ее заклинивания при пуске. При этом использование паровых линий «горячего резерва» влечет за собой определенные трудности. В частности, на таких линиях нужно обеспечить постоянный дренаж конденсата, образующегося на стенках паропроводов. Использование же холодного турбопривода, без дренирования конденсата, грозит серьезными повреждениями любой паровой машины, особенно лопаточной турбины.

Анализ известных технологических схем показал возможность и целесообразность использования тепловой энергии для аварийной подпитки парогенератора непосредственно паром из парогенератора. Ранее с этой целью на котлах широко использовались пароводяные инжектора [2, 3]. Однако инжекторный способ аварийной подпитки парогенератора собственным паром непригоден по причине малых рабочих давлений инжекторов (область рабочих давлений — до 2,0 МПа).

Для достижения поставленной цели были рассмотрены технические решения, альтернативные существующим, выявлены их недостатки и предложена принципиально новая, ранее не применявшаяся конструкция турбопривода насосного агрегата подпитки.

Известно, что дисковые турбины трения лишены указанного выше недостатка. Особенности их конструкции позволяют вращать ротор таких турбин даже от подачи гетерогенного двухфазного потока (более того, турбина на воде будет иметь даже более высокую приемистость). Повышенные значения коэффициентов трения, свойственные двухфазному потоку, взаимодействующему с дисковой турбиной, могут минимизировать постоянную времени (крутизну кривой разгона ротора) и сократить время переходного процесса при запуске агрегата. Поэтому, на наш

взгляд, для обеспечения надежного привода подпиточного насосного аппарата может быть применена комбинированная конструкция турбопривода (рис. 1), состоящая из посаженных на один вал лопаточной турбины Лаваля и предвключенной дисковой турбины (турбины Теслы).

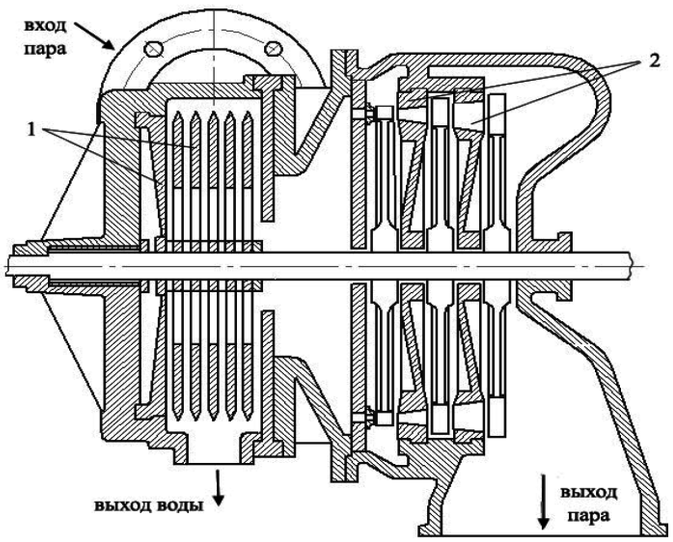


Рис. 1. Композиционная конструкция турбопривода:
1 — дисковая турбина, *2* — лопаточная турбина

Установка перед лопастной турбиной турбины трения позволит подавать на лопатки ротора турбины (подключенного к ротору насоса) практически сухой пар. Кроме этого, при включении двух разнотипных турбин будет рационально распределяться теплоперепад между ступенями композиционной турбоустановки, поднимая степень сухости пара на выходе из лопаточной турбины.

Предлагаемое техническое решение, гарантирующее оперативный пуск лопаточной турбины такого привода без предварительного разогрева, позволяет подключить подпиточный турбонасосный агрегат непосредственно к паровому объему парогенератора через быстродействующий нормально-закрытый клапан; при этом отпадает необходимость поддержания паропровода, ведущего к турбоприводу, в «горячем резерве», с постоянным дренированием конденсата. Интерес также представляет технический эффект, получаемый от такой нестандартной конструкции: турбина трения будет выполнять функции сепаратора, выделяющего конденсат из пара, который впоследствии будет удаляться по отдельной линии через конденсатный горшок.

Положительный эффект данного решения создается конструктивными особенностями турбины трения, применяемой в качестве предвключенного элемента привода, поскольку основной принцип работы дисковой турбины — использование силы трения среды, проходящей в ее междисковых каналах, что ведет к подсушиванию пара за счет перехода работы трения в теплоту.

Конструктивно турбина трения представляет собой вал с закрепленными на нем плоскими дисками, между которыми выдерживается определенное расстояние (зазор), причем каждый диск имеет окна в центральной части для выхода рабочего тела. Крайние диски делаются большими по толщине, так как струя пара, проходящего между дисками, работает на их раздвижение, что требует противодействия со стороны крайних дисков для прижатия внутренних дисков друг к другу. Крайние диски имеют над окнами радиальные выступы, служащие частью уплотнения (рис. 2). Ротор размещен в корпусе с входным соплом и боковыми крышками с отверстиями в центре. Сопло турбины в виде прямоугольной щели расположено тангенциально, т. е. по касательной к внутренней поверхности корпуса. Характер движения потока между дисками ротора иллюстрируется эпюрой, представленной на рис. 3. Зазор по периферии (между корпусом и ротором) делается минимальным с целью уменьшения утечки пара мимо набора дисков.

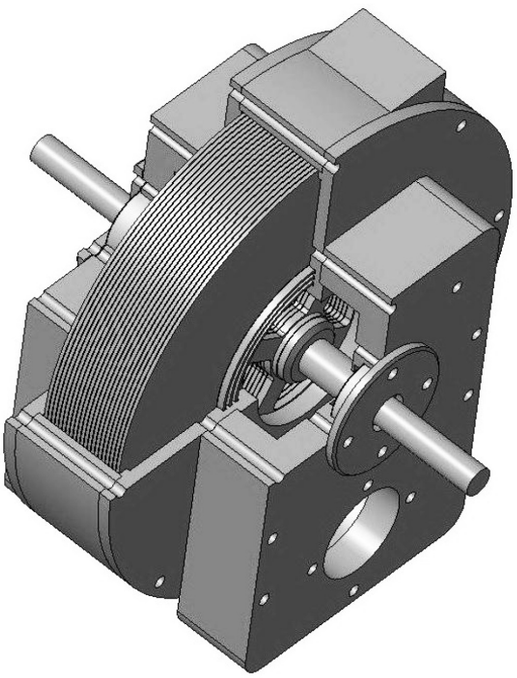


Рис. 2. Внешний вид дисковой турбины трения

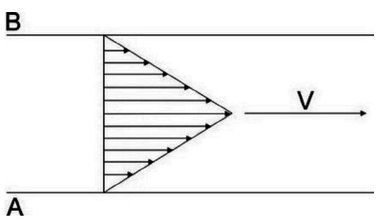


Рис. 3. Эпюра скоростей среды, движущейся в зазоре между дисками турбины

На одном валу с дисковой турбиной расположена лопаточная турбина, которая, находясь на одном валу с насосом, должна работать на высоких угловых скоростях, задаваемых дисковой турбиной (конструкцию осевой трехступенчатой паровой турбины в числе элементов комбинированного турбопривода см. на рис. 1).

Для расчета турбины трения и паровой осевой турбины необходимо определить имеющийся теплоперепад, реализуемый на каждом из элементов конструкции. Учитывая наличие в обеих турбинах общего вала с насосом, можно принять, что мощность, потребляемая насосом, распределяется между двумя турбинами и при этом обратно

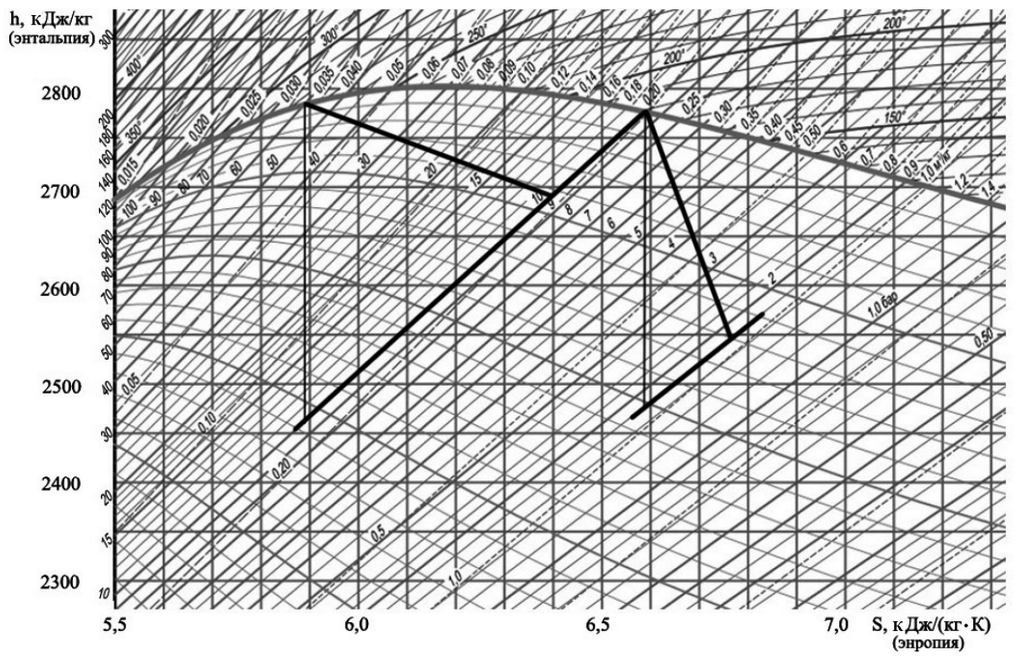


Рис. 4. Процесс расширения пара в комбинированной турбине в *h* — *s*-диаграмме

пропорциональна их к.п.д. Для турбины трения, в соответствии с экспериментальными данными [5], к.п.д. равен 28 %, для осевой (паровой) турбины — 81 % [4].

При работе турбопривода под действием паровой среды, поступающей из парогенератора, начальные параметры пара будут равны 6,0 МПа и 275,58 °С. Соответственно, располагаемый перепад давления при срабатывании пара в атмосферу составит 5,8...5,9 МПа. Оптимальный теплоперепад, который может быть сработан на осевой лопаточной турбине при идеальном процессе расширения, составляет 120...180 кДж/кг (или 1,2...0,8 МПа срабатываемого перепада давления) [4].

Процесс расширения потока в комбинированной турбине представлен на рис. 4. Отражение этого процесса на диаграмме теплофизических свойств воды и водяного пара (*h*—*s*-диаграмме) позволяет получить теплоперепад, который отрабатывается дисковой турбиной: он составляет 320 кДж/кг (или, соответственно, 5...4 МПа перепада давления) [5].

Из диаграммы (рис. 4) видно, что процесс расширения пара в такой комбинированной конструкции турбопривода проходит в области влажности пара менее 12...14 %, что вполне удовлетворительно по условиям эрозионных разрушений.

Таким образом, можно сформулировать следующие выводы:

1. Композиционная конструкция турбоприводов насосных агрегатов для резервной подпитки парогенераторов АЭС технологически выгодна и перспективна с точки зрения обеспечения высокой функциональной надежности.

2. Использование в качестве композиционных элементов турбоприводов дисковой и лопаточной турбин обеспечивает высокий суммарный технический эффект, выражающийся в возможности подпитки парогенераторов АЭС собственным паром при помощи турбонасосных агрегатов.

3. Предварительный анализ режимов работы предлагаемого конструктивно-технологического решения показывает реализуемость и приемлемость рассмотренного технического решения.

Список использованной литературы

1. *Герлига В. А.* Основы безопасности АЭС с водо-водяным реакторами : Учеб. пособие / В. А. Герлига, В. В. Полтавченко, В. И. Скалозубов. — К. : ІСДО, 1993. — 264 с.

2. *Соколов Е. Я.* Струйные аппараты / Е. Я. Соколов, Н. М. Зингер. — М. : Энергоатомиздат, 1989. — 352 с.

3. *Королев А.* В. Использование инжектора в системе САОЗ для повышения ее функциональной надежности / А. В Королев // Ядерна та радіаційна безпека. — 2009. — Т. 12, вып. 2. — С. 38, 39.

4. *Костюк А. Г.* Паровые и газовые турбины для электростанций // А. Г. Костюк, В. В. Фролов, А. Е. Булкин, А. Д. Трухний. — М. : Изд. дом «МЭИ», 2008. — 556 с.

5. Фонд возрождения технологий Николы Тесла. [Электронный литературный ресурс]. — Режим доступа: http://www.teslatech.com.ua/index.php?option = com_content&view = article&id = 5&Itemid = 5

References

1. *Gerliga V. A. Poltavchenko V. V., Skalozubov V. I.* Fundamentals of nuclear safety with water reactors. Training. allowance. — Kiev : ISDO, 1993. — 264 p.

2. *Sokolov E. Y., Singer N. M.* Jet devices. — Moscow : Energoatomizdat, 1989. — 352 p.

3. *Korolyov A. V.* Using the injector system ECCS to improve its operational reliability // Nuclear Radiation Safety. — V. 12. — Iss. 2. — 2009 — P. 38, 39.

4. *Kostyuk A. G.* Steam and gas turbines for power plants // A. G. Kostyuk, V. V. Frolov, A. E. Bulkin, A. D. Truhny. — Moscow : Izd.Dom «MEI», 2008. — 556 p.

5. Renaissance Foundation technologies Nikola Tesla. [Electronic literary resource]. — Mode of access: http://www.teslatech.com.ua/index.php?option = com_content&view = article&id = 5&Itemid = 5.

Получено 05.03.2014.

УДК 621.039

В. И. Скалозубов[1], В. Н. Ващенко[2],
И. Л. Козлов[3], Т. В. Габлая[1], Т.В. Герасименко[2]

[1] *Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, г. Киев, Украина*
[2] *Государственная экологическая академия Украины, г. Киев, Украина*
[3] *Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса, Украина*

Гидродинамическая модель затопления промплощадки АЭС Fukushima-Daiichi

При проектировании и строительстве АЭС Fukushima-Daiichi (проектная высота площадки АЭС — 10 м) максимальная высота цунами на основе анализа статистических данных (с учетом землетрясения в Чили в 1960 г.) оценивалась приблизительно в 3 м. Детерминистические оценки TEPCO — JSCE подтвердили невозможность затопления промплощадки цунами. Однако в результате запроектного землетрясения 11.03.2011 высота цунами у побережья АЭС достигла 15 м, что привело к затоплению и возникновению тяжелых аварий.

В данной работе предложена гидродинамическая модель возникновения и распространения цунами на основе консервативных допущений. В результате численного моделирования установлена возможность достижения высоты волны 15 м у побережья АЭС Fukushima-Daiichi при значении приведенного коэффициента гидродинамического сопротивления 1,8. Согласно разработанной модели возможность затопления определяется не только высотой промплощадки, мощностью и расстоянием от эпицентра землетрясения, но и продолжительностью сейсмических толчков, условиями диссипации энергии, размерами эпицентра и другими факторами.

Ключевые слова: затопление, цунами, землетрясение, гидродинамическая модель.

В. І. Скалозубов, В. М. Ващенко, І. Л. Козлов, Т. В. Габлая, т. в. Герасименко

Гідродинамічна модель затоплення проммайданчика АЕС Fukushima-daiichi

У процесі проектування й будівництва АЕС Fukushima-Daiichi (проектна висота майданчика АЕС — 10 м) максимальна висота цунамі на основі аналізу статистичних даних (з урахуванням землетрусу в Чилі у 1960 р.) оцінювалася приблизно в 3 м. Детерміністичні оцінки TEPCO — JSCE підтвердили неможливість затоплення проммайданчика цунамі. Проте внаслідок позапроектного землетрусу 11.03.2011 висота цунамі у побережжя АЕС досягла 15 м, що призвело до затоплення й виникнення важких аварій.

У даній роботі запропоновано гідродинамічну модель виникнення й розповсюдження цунамі на основі консервативних допущень. У результаті чисельного моделювання встановлено можливість досягнення висоти хвилі 15 м у побережжя АЕС Fukushima-Daiichi при значенні приведеного коефіцієнта гідродинамічного опору 1,8. Згідно з розробленою моделлю можливість затоплення визначається не тільки висотою проммайданчика, потужністю і відстанню від епіцентру землетрусу, але й тривалістю сейсмічних поштовхів, умовами дисипації енергії, розмірами епіцентру та іншими чинниками.

Ключові слова: затоплення, цунамі, землетрус, гідродинамічна модель.

© В. И. Скалозубов, В. Н. Ващенко, И. Л. Козлов, Т. В. Габлая, Т. В. Герасименко 2014

Промплощадка первой очереди энергоблоков АЭС Fukushima-Daiichi была спроектирована на высоте около 10 м над уровнем моря. Для защиты от возможного затопления цунами были сооружены две линии волнорезов высотой около 5 м над уровнем моря (рис. 1). Оценки максимальной высоты цунами, проведенные на этапе проектирования АЭС Fukushima-Daiichi статистическими методами (около 3 м) и впоследствии детерминистическими методами (около 5 м), «гарантировали» эксплуатирующей организации TEPCO достаточную защищенность промплощадки от затопления цунами. Однако вследствие запроектного землетрясения магнитудой около 9,0 в эпицентре на расстоянии 160...180 км от побережья 11.03. 2011 возникло цунами с высотой волны около 15 м у промплощадки АЭС Fukushima-Daiichi, что привело к затоплению промплощадки первой очереди с катастрофическими последствиями: полной потере длительного электроснабжения и критической функции безопасности по охлаждению ядерного топлива, что послужило основной причиной возникших тяжелых аварий, разрушительных парогазовых взрывов и катастрофических радиационных выбросов в окружающую среду. По признанию эксплуатирующей организации TEPCO, возникшее 11.03.2011 затопление цунами промплощадки АЭС Fukushima-Daiichi было полной неожиданностью, что во многом определило недостаточную подготовленность персонала по управлению аварийными процессами в сложившихся условиях [1].

Анализируя проектные и эксплуатационные обоснования максимальной у побережья АЭС Fukushima-Daiichi высоты цунами, эксперты МАГАТЭ пришли к выводу, что необходимо было использовать 3—5-кратные запасы оценок [1]. Однако, по нашему мнению, такие «пост-событийные» рекомендации недостаточно обоснованы. Более актуальным представляется усовершенствование детерминистических методов моделирования возможного затопления промплощадок атомных станций, вызванных землетрясением и (или) другими экстремальными природными явлениями. Уникальные данные Фукусимской катастрофы обеспечивают определенный уровень валидации расчетных моделей и перспективу применения для анализа безопасности других АЭС при экстремальных природных явлениях.

Гидродинамическая модель затопления промплощадки АЭС Fukushima-Daiichi основана на детерминистическом методе [2], основные положения которого заключаются в следующем (рис. 1):

1. Землетрясение с максимальным ускорением $a_{эц}$ на глубине $h_{эц}$ и на площади поверхности дна $S_{эц}$ (рис. 1) является основным источником волны возмущения водного объема (в данном случае — океана) высотой $h(t)$, которая в общем случае может распространяться во всех направлениях $R(t)$ от эпицентра в горизонтальной плоскости (t — текущее время распространения волны возмущения).

2. Распространение волны возмущения (цунами) происходит под действием сил сейсмического воздействия $F_{св}$, гидродинамического сопротивления $F_{гс}$ и давления ветра плотностью $\rho_{ве}$ и скоростью $w_{ве}$ ($F_{ве}$) при переменной (в общем случае) средней глубине океана $h_г(t)$, которая определяется конкретным рельефом его дна $f_р(R)$.

3. Распространение волны возмущения полагается изотермическим процессом, а сжимаемостью морской воды можно пренебречь (плотность воды ρ постоянна).

4. Консервативно полагается:

направление ветра плотностью $\rho_{ве}$ является попутным для цунами;

при достижении цунами волнореза происходит практически мгновенное торможение водного потока

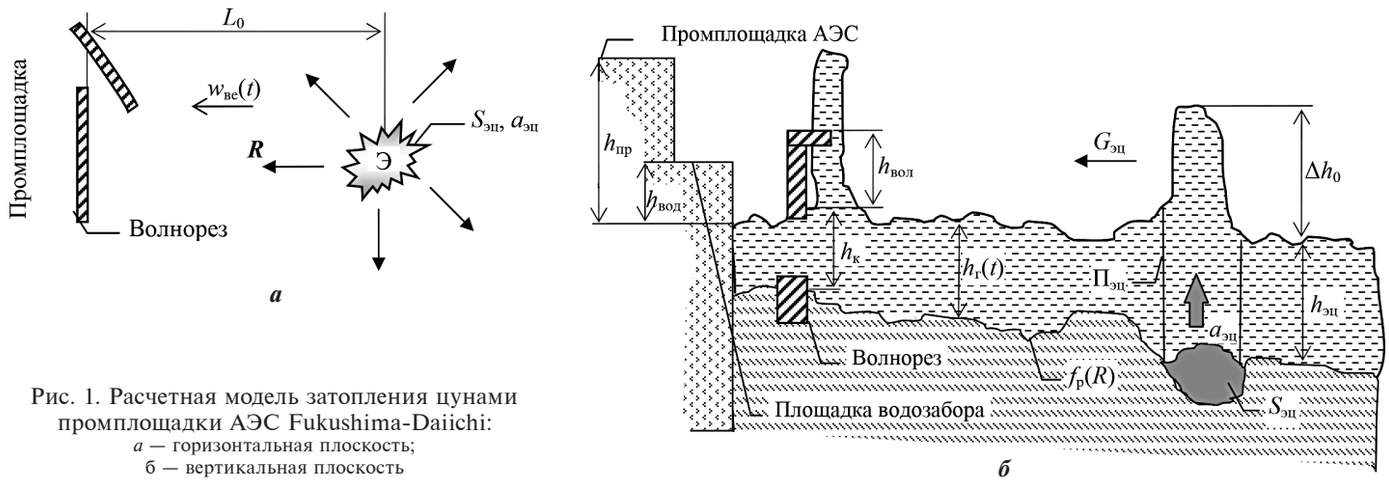


Рис. 1. Расчетная модель затопления цунами промплощадки АЭС Fukushima-Daiichi:
а — горизонтальная плоскость;
б — вертикальная плоскость

в горизонтальном направлении и резкое возрастание высоты волны торможения $h(R = L_0)$;

высота волны торможения полностью определяет условие затопления промплощадки (без учета гидродинамических и диссипативных процессов в пространстве между волнорезом и промплощадкой).

Развитие волны возмущения, вызванной землетрясением, условно разбивается на два временных этапа: 1) этап возбуждения волны эпицентром землетрясения ($0 \le t \le \Delta t_c$) и 2) этап распространения волны возмущения в горизонтальной плоскости ($\Delta t_c \le t \le t_0(R = L_0)$).

Принятое допущение обоснованно при условии, что время возбуждения цунами Δt_c значительно меньше времени распространения цунами до побережья t_0.

Консервативное условие затопления промплощадки АЭС

$$\Delta h/h_{пр} \ge 1, \tag{1}$$

где Δh — высота волны; $h_{пр}$ — высота промплощадки АЭС.

Тогда, в рамках принятых допущений, модель возбуждения волны высотой $h = h_{эц}+\Delta h$ в районе эпицентра землетрясения (1-й этап)

$$\rho S_{эц} \frac{dh}{dt} = -G_ц, \tag{2}$$

$$\rho S_{эц} \frac{d}{dt}\left(h \frac{dh}{dt} \right) = \rho S_{эц} a_{эц} h(t) - \rho \nu П_{эц} \frac{dh}{dt} \tag{3}$$

при краевых условиях

$$h(t = 0) = h_{эц}, \tag{4}$$

$$\frac{dh}{dt}(t = 0) = 0, \tag{5}$$

$$h(t = \Delta t_c) = h_{эц} + \Delta h_0, \tag{6}$$

$$\frac{dh}{dt}(t = \Delta t_c) \to 0, \tag{7}$$

где $G_ц$ — расход от эпицентра волны возмущения (цунами); ν — коэффициент кинематической вязкости жидкости; Δt_c — общая продолжительность подземных толчков; $П_{эц}$ — периметр водяного «столба» возмущения.

После преобразования уравнений возбуждения цунами на 1-м этапе (1) — (7) получим

$$h \frac{d^2h}{dt^2} = a_{эц} h - \frac{П_{эц}}{S_{эц}} \nu \frac{dh}{dt} - \frac{G_ц^2}{\rho^2 S_{эц}^2}, \tag{8}$$

$$\frac{dh}{dt} = -\frac{G_ц}{\rho S_{эц}}. \tag{9}$$

Конечным результатом интегрирования уравнений (4)—(9) является расход волны в горизонтальной плоскости $G_ц(t = \Delta t_c)$ и начальная высота волны распространения $\Delta h_0(t = \Delta t_c)$.

Модель распространения волны возмущения высотой $\Delta h(t) = h - h_г$ на 2-м этапе процесса имеет вид ($t > t_c$)

$$\rho \frac{d}{dt}\left[(\Delta h + h_г) R^2 \right] = 0, \tag{10}$$

$$\rho \frac{d}{dt}\left[(\Delta h + h_г) R^2 \frac{dR}{dt} \right] = F_{св}(t) - F_{гс}(t) \tag{11}$$

при краевых условиях

$$h(t = \Delta t_c) = \Delta h_0,\ R(t = \Delta t_c) = R_{эц}, \tag{12}$$

$$\frac{dh}{dt}(t = \Delta t_c) = 0, \tag{13}$$

$$\frac{dR}{dt}(t = \Delta t_c) = \frac{G_ц(t = \Delta t_c)}{\rho S_{эц}}, \tag{14}$$

$$\frac{dR}{dt}(R = L_0) \to 0, \tag{15}$$

$$h_г(t) = f_р(R),\ h_г(R = 0) = h_{эц},\ h_г(R = L_0) = h_к, \tag{16}$$

где приведенные текущие силы воздействия на волну попутного ветра $F_{ве}$ и гидродинамического сопротивления $F_{гс}$

$$F_{ве} = \rho_{ве} w_{ве}^2 \Delta h R, \tag{17}$$

$$F_{гс} = \lambda_{гс} \rho h R \left(\frac{dR}{dt} \right)^2, \tag{18}$$

где $\lambda_{гс}$ — приведенный коэффициент гидродинамического сопротивления (диссипативных потерь).

Для приведения расчетной модели к критериальной форме введем безразмерные параметры и их масштабы:

$$T_1 = \frac{t_1}{\Delta t_c},\ H = \frac{h}{h_{эц}},\ \Delta H = \frac{\Delta h}{h_{пр}},\ H_г = \frac{h_г}{h_{эц}},$$

$$\bar{\rho} = \frac{\rho_{ве}}{\rho},\ L = \frac{R}{L_0},\ T = \frac{t}{M_t},\ \bar{w} = \frac{w_{ве}}{M_w},\ \bar{G} = \frac{G_ц}{M_G}.$$

Тогда расчетная модель в критериальной форме на 1-м этапе

$$\frac{\mathrm{d}H}{\mathrm{d}T_1} = -K_{\mathrm{G}}\bar{G}\,,\ K_G = \frac{\mathrm{M}_G\Delta t_{\mathrm{c}}}{\rho S_{\text{эц}} h_{\text{эц}}}\,,$$

$$H\frac{\mathrm{d}^2H}{\mathrm{d}T_1^2} = K_aH - K_{\mathrm{v}}\frac{\mathrm{d}H}{\mathrm{d}T_1} - K_{\bar{G}}^2\bar{G}^2\,,$$

$$H(T_1 = 0) = 1,\ \frac{\mathrm{d}H}{\mathrm{d}T_1}\ (T_1 = 0) = 0,$$

$$H(T_1 = 1) = 1 + K_h\Delta H_0,\ \frac{\mathrm{d}H}{\mathrm{d}T_1}\ (T_1 = 1) \to 0;$$

на 2-м этапе

$$K_h\frac{\mathrm{d}\Delta H}{\mathrm{d}T} = -2(K_h\Delta H + H_{\text{г}})\frac{\mathrm{d}L}{\mathrm{d}T} - \frac{\mathrm{d}H_{\text{г}}}{\mathrm{d}T}\,,$$

$$(K_h\Delta H + H_{\text{г}})L^2\frac{\mathrm{d}^2L}{\mathrm{d}T^2} = K_w\bar{\rho}\bar{w}^2\Delta HK_h - \lambda_{\text{гс}}(K_h\Delta H + H_{\text{г}})L\left(\frac{\mathrm{d}L}{\mathrm{d}T}\right)^2,$$

$$\Delta H(T = 0) = \Delta H_0,\ L(T = 0) = L_{\text{эц}},\ H(T = 0) = 1 + K_h\Delta H_0,$$

$$\frac{\mathrm{d}H}{\mathrm{d}T}\ (T = 0) = 0,\ \frac{\mathrm{d}L}{\mathrm{d}T}\ (T = 0) = K_L,\ \frac{\mathrm{d}L}{\mathrm{d}T}\ (L = 1) \to 0,$$

где $K_G = \dfrac{\mathrm{M}_G\Delta t_{\mathrm{c}}}{\rho S_{\text{эц}} h_{\text{эц}}}$; $K_a = \dfrac{\Delta t_{\mathrm{c}}^2}{h_{\text{эц}}}\left(a_{\text{єц}} - g\right)$; $K_{\mathrm{v}} = \dfrac{\nu\Delta t_c\Pi_{\text{эц}}}{h_{\text{эц}}S_{\text{эц}}}$;

$K_h = \dfrac{h_{\text{пр}}}{h_{\text{эц}}}$; $K_w = \mathrm{M}_w^2\dfrac{h_{\text{пр}}\mathrm{M}_t^2}{h_{\text{эц}}L_0^2}$; $K_L = \dfrac{G_{\text{ц}}(t = \Delta t_{\mathrm{c}})\mathrm{M}_t}{\rho S_{\text{эц}}L_0}$.

Исходя из условия $K_G \equiv K_w \equiv K_L \equiv 1$, получаем масштабы

$$\mathrm{M}_t = \frac{\rho S_{\text{эц}}L_0}{G_{\text{ц}}(t = \Delta t_{\mathrm{c}})} = \frac{L_0}{R'(0)},\ \mathrm{M}_G = \frac{\rho S_{\text{эц}}h_{\text{эц}}}{t_c},$$

$$\mathrm{M}_w = \frac{h_{\text{эц}}G_{\text{ц}}^2(t = \Delta t_{\mathrm{c}})}{h_{\text{пр}}\rho^2S_{\text{эц}}^2} = \frac{h_{\text{эц}}}{h_{\text{пр}}}R'(0)\,.$$

Таким образом, окончательная критериальная форма расчетной модели на 1-м этапе имеет вид

$$\frac{\mathrm{d}H}{\mathrm{d}T_1} = -\bar{G}\,, \tag{19}$$

$$H\frac{\mathrm{d}^2H}{\mathrm{d}T_1^2} = K_aH - K_{\mathrm{v}}\frac{\mathrm{d}H}{\mathrm{d}T_1} - \bar{G}^2\,, \tag{20}$$

$$H(T_1 = 0) = 1,\ \frac{\mathrm{d}H}{\mathrm{d}T_1}\ (T_1 = 0) = 0, \tag{21}$$

$$H(T_1 = 1) = 1 + K_h\Delta H_0,\ \frac{\mathrm{d}H}{\mathrm{d}T_1}\ (T_1 = 1) \to 0; \tag{22}$$

на 2-м этапе

$$K_h\frac{\mathrm{d}\Delta H}{\mathrm{d}T} = -2(K_h\Delta H + H_{\text{г}})\frac{\mathrm{d}L}{\mathrm{d}T} - \frac{\mathrm{d}H_{\text{г}}}{\mathrm{d}T}, \tag{23}$$

$$(K_h\Delta H + H_{\text{г}})L^2\frac{\mathrm{d}^2L}{\mathrm{d}T^2} = \bar{\rho}\bar{w}^2\Delta HK_h - \lambda_{\text{гс}}(K_h\Delta H + H_{\text{г}})L\left(\frac{\mathrm{d}L}{\mathrm{d}T}\right)^2, \tag{24}$$

$$\Delta H(T = 0) = \Delta H_0,$$

$$L(T = 0) = L_{\text{эц}},$$

$$H_{\text{г}}(T = 0) = 1 + K_h\Delta H_0, \tag{25}$$

$$\frac{\mathrm{d}\Delta H}{\mathrm{d}T}(T = 0) = \frac{\mathrm{d}H_{\text{г}}}{\mathrm{d}T}(T = 0) = 0\,,\ \frac{\mathrm{d}L}{\mathrm{d}T}(T = 0) = 1,$$

$$\frac{\mathrm{d}L}{\mathrm{d}T}(L = 1) \to 0, \tag{26}$$

$$H_{\text{г}}(t) = f_{\text{р}}(R),\ H_{\text{г}}(L = 1) = h_{\text{к}}/h_{\text{эц}}. \tag{27}$$

Условие затопления промплощадки

$$\Delta H > 1. \tag{28}$$

В данной работе выполнен анализ результатов расчетного моделирования по приведенному выше методу. В результате анализа установлено:

1. Расчетная математическая модель представляет систему нелинейных дифференциальных уравнений, не имеющую тривиальных аналитических решений. Поэтому интегрирование проведено известным численным методом Рунге—Кутты с относительной расчетной погрешностью менее 1 %.

2. Основными определенными исходными данными расчетного моделирования были [1]: максимальный отклик ускорения землетрясения в эпицентре 2,0g; консервативно продолжительность толчков землетрясения в эпицентре 200 с, а расстояние от эпицентра до промплощадки АЭС Fukushima-Daiichi 160 км*; высота промплощадки АЭС над средним уровнем моря 10 м.

Неопределенными исходными данными являлись: площадь поверхности эпицентра землетрясения; рельеф поверхности дна от эпицентра до промплощадки; скорость попутного ветра; коэффициент гидродинамического сопротивления. В расчетах для рельефа поверхности дна принималась линейная аппроксимация. Для определения значения приведенного коэффициента гидродинамического сопротивления $\lambda_{\text{гс}}$ проведены вариационные расчеты для выполнимости граничного условия затопления промплощадки (1). В результате получено значение $\lambda_{\text{гс}} = 1{,}8$ (рис. 2). Влиянием скорости попутного ветра пренебрегалось.

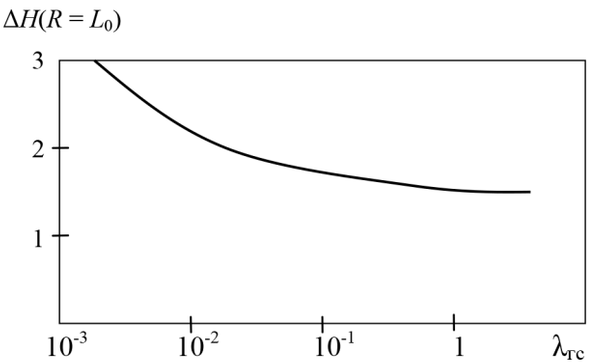


Рис. 2. Зависимость относительной высоты цунами у побережья от приведенного коэффициента гидродинамического сопротивления

* По отдельным источникам информации продолжительность толчков не превышала 100 с, а расстояние до эпицентра — 180 км.

3. Основные результаты расчетного моделирования средней по проходному сечению скорости распространения и относительной высоты цунами приведены на рис. 3.

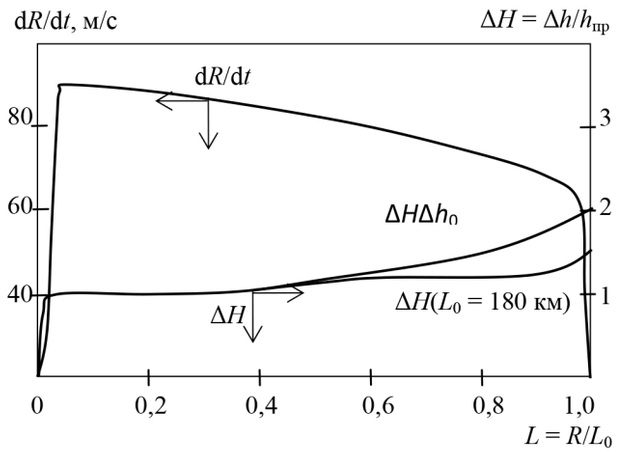


Рис. 3. Основные результаты расчетного моделирования средней скорости и относительной высоты цунами, вызванного землетрясением

На начальном этапе возбуждения землетрясением значения скорости и высоты цунами резко возрастают. Далее под действием диссипативных процессов гидродинамического сопротивления скорость распространения волны монотонно уменьшается, а с приближением к волнорезу происходит резкое торможение. Изменение скорости волны и уменьшение глубины на пути распространения определяют и характер изменения относительной высоты цунами, которая достигает 15 м перед волнорезом.

4. На основе анализа критериальной формы гидродинамической модели цунами и вариационных расчетов установлена существенная зависимость высоты волны у побережья от критериев C_1, C_2 и C_3:

$$C_1 = \frac{a_{эц}\Delta t_c h_{эц}}{\nu\lambda_{гс}}; \quad C_2 = \frac{L_{эц}}{L_0}; \quad C_3 = \frac{h_к}{h_{эц}}. \qquad (29)$$

Критерий C_1 отражает отношение удельной энергии землетрясения в эпицентре, передаваемой водному объему, к удельной энергии диссипативных необратимых потерь. Критерий C_2 отражает влияние расположения размера эпицентра землетрясения до побережья. Критерий C_3 отражает отношение глубины океана у побережья к глубине океана в эпицентре землетрясения. В частности, при расстоянии от эпицентра до побережья в два раза меньшем, чем до промплощадки АЭС Fukushima-Daiichi (ориентировочно расположение АЭС Onagawa), высота волны может достигнуть 20 м (см. рис. 3). Результаты расчетного моделирования, а также вариационные расчеты по определению $\lambda_{гс}$ (см. рис. 2) подтверждают значительное влияние диссипативных гидродинамических потерь на основные параметры цунами.

Проектные и послепроектные оценки максимальной возможной высоты цунами у побережья АЭС Fukushima-Daiichi, проведенные эксплуатирующей организацией TEPCO с привлечением компании JSCE, не учитывали в полной мере влияние критериев (29), что в конечном итоге и определило заниженность этих оценок. С другой стороны, предлагаемая гидродинамическая модель затопления промплощадки АЭС цунами не требует привлечения недостаточно обоснованных 300—500 % запасов по оценке высоты цунами, предлагаемых экспертами МАГАТЭ [3].

5. Основные ограничения предложенной гидродинамической модели затопления промплощадки связаны с принятыми допущениями по оценке отдельных исходных данных (размеры эпицентра землетрясения, рельеф дна, диссипативные потери и др.), а также с усреднением скорости распространения волны по площади проходного сечения. Решение этих вопросов является перспективой усовершенствования предложенной модели.

Список использованной литературы

1. *Анализ* причин и последствий аварии на АЭС Fukushima как фактор предотвращения тяжелых аварий в корпусных реакторах / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, В. Н. Ващенко, С. С. Яровой. — Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС НАН Украини, 2012. — 280 с.

2. *Метод* моделирования затопления цунами промплощадки АЭС Fukushima-Daiichi / В. И. Скалозубов, И. Л. Козлов, Т. В. Габлая, Г. С. Драган, В. Ю. Кочнева // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2013. — Вип. 21. — С. 27—32.

3. *IAEA* International fact finding expert mission of the nuclear accident following the great east Japan earthquake and tsunami: Preliminary Summary / Tokyo, Fukushima Daiichi NPP, Fukushima Daini NPP and Tokai NPP. — Japan. —24 may-1 June.

References

1. Analysis of reasons and consequences of accident on AES of Fukushima as a factor of prevention of severe accidents n reactors / V. I. Skalozubov, A. A. Kluchnikov, V. N. Vaschenko, S. S.Yarovoy. — Chornobyl : Institut problem bezpeky AES NAN Ukraine (Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants), 2012. — 280 p. (Rus)

2. Tsunami inundation method NPP industrial site in Fukushima-Daiichi / V. I. Skalozubov, I. L. Kozlov, T. V. Gablaia, G. S. Dragan, V. Yu. Kochneva // Problemy bezpeky atomnyh electrostantsiy i Chornobyiya (Problems of nuclear power plants and of Chornobyl). — 2013. — Iss. 21. — P. 27—32. (Rus)

3. *IAEA* International fact finding expert mission of the nuclear accident following the great east Japan earthquake and tsunami: Preliminary Summary Tokyo, Fukushima Daiichi NPP, Fukushima Daini NPP and Tokai NPP. — Japan. —24 may-1 June.

Отримано 03.02.2014.

УДК 621.039.53: 004.94

Ю. Ю. Воробьев, И. А. Терещенко
Государственное предприятие «Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», г. Киев, Украина

Расчетное исследование численных критериев эффективности теплообменников системы аварийного охлаждения активной зоны реактора в различных условиях работы при помощи кода RELAP5

Выполнено моделирование теплообменника САОЗ для компьютерного кода RELAP5/MOD3.2, на основании которого исследовалась эффективность его работы в проектных и аварийных режимах в зависимости от степени загрязнения теплообменных труб. Рассмотрен спектр возможных значений коэффициентов термического сопротивления, проведена оценка различных вариантов глушения теплообменных труб. На основании полученных результатов оценены величины изменения эффективности теплообменника и его коэффициента теплоотдачи, а также предельные параметры, при которых критерии по температуре воды на выходе из теплообменника не превышают 90 °С.

Ключевые слова: теплообменник, теплообменная трубка, глушение, расчетная модель, расчетный код, коэффициент теплоотдачи, эффективность.

Ю. Ю. Воробйов, І. А. Терещенко

Розрахункове дослідження числових критеріїв ефективності теплообмінників системи аварійного охолодження активної зони за різних умов роботи з допомогою коду RELAP5

Виконано моделювання теплообмінника САОЗ для комп'ютерного коду RELAP5/MOD3.2, на основі якого досліджено ефективність його роботи в проектних та аварійних режимах залежно від ступеню забруднення теплообмінних трубок. Розглянуто спектр можливих значень коефіцієнтів термічного опору, проведено оцінку різноманітних варіантів глушення теплообмінних трубок. На підставі отриманих результатів оцінено величини змінення ефективності теплообмінника, коефіцієнта тепловіддачі та граничних параметрів, за яких критерії по температурі води на виході з теплообмінника не перевищують 90 °С.

Ключові слова: теплообмінник, теплообмінна трубка, глушення, розрахункова модель, розрахунковий код, коефіцієнт тепловіддачі, ефективність.

© Ю. Ю. Воробьев, И. А. Терещенко, 2014

Система аварийного охлаждения активной зоны реактора (САОЗ), совмещая функции устройства нормальной эксплуатации и защитного устройства, должна обеспечивать отвод тепла от активной зоны в аварийных режимах и в режимах планового и ремонтного расхолаживания. Поэтому для выполнения данных функций необходимо обеспечить достаточную эффективность работы теплообменников (ТО) САОЗ. Один из факторов снижения эффективности работы теплообменников — работа в период расхолаживания реакторной установки (РУ) с 70...80 °С до 35...40 °С (образование карбонатных отложений на теплообменных трубках из-за высокого содержания солей в технической воде группы «А»).

Цель работы — исследование влияния деградации теплообменников на эффективность САОЗ при работе в аварийных и плановых режимах, а также влияния глушения различного количества теплообменных трубок.

Для разных вариантов загрязнения теплопередающей поверхности и глушения трубок парогенератора (ПГ) определены численные значения температурных характеристик теплоносителя, коэффициентов теплообмена, мощности ТО САОЗ, которые могут быть приняты в качестве предельных.

Проведено моделирование охлаждения по схеме планового (ремонтного) и аварийного расхолаживаний, оценены возможные критерии деградации теплопередающей способности ТО САОЗ.

Модель. Расчетная модель ТО САОЗ разработана для теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.2 [2]. Выполнено моделирование тракта межтрубного пространства (вода первого контура) по обе стороны разделительной перегородки при помощи компонент 133 и 135 типа «pipe». Для более подробного представления теплообмена по длине, каждый из объемов разделен на 50 участков. Для упрощения модели двухъярусное течение теплоносителя представлено одномерным в горизонтальной плоскости. Входные условия по среде первого контура задаются при помощи времязависимого объема 131 и связи 132. Внешний вид ТО САОЗ [1] представлен на рис. 1.

При моделировании пути протекания технической воды отдельно выделены объемы на входе и выходе технической воды (объемы 142, 148), а также объем при развороте потока в районе днища ТО САОЗ (объем 145). Объем трубчатки ТО разделен на два канала по обе стороны течения, которые составляют 45 % и 5 % теплообменных трубок и представлены компонентами 143, 144 и 146, 147 соответственно. Такое разбиение имитирует движение технической воды внутри трубок по обе стороны разделительной перегородки и позволяет моделировать одновременную работу ТО САОЗ при разделении потока на большой канал (90 % трубок) и малый канал (10 % трубок). Входные параметры по среде технической воды задаются при помощи времязависимого объема 140 и связи 141. Нодализационная схема модели ТО САОЗ представлена на рис. 2.

Тепловые структуры соединяют тракты первого контура и технической воды через поверхность теплообмена таким образом, что получается противоточная схема течения сред. Каждая структура имеет 50 аксиальных элементов. По толщине трубок она представляет собой 5 слоев для материала трубки (нержавеющая сталь) и 3 слоя по толщине отложений. Толщина слоя отложений принята равной 0,2 мм. Теплоемкость отложений принята равной теплоемкости мела. Теплопроводность отложений может регулироваться для получения требуемого термического сопротивления (например, для получения

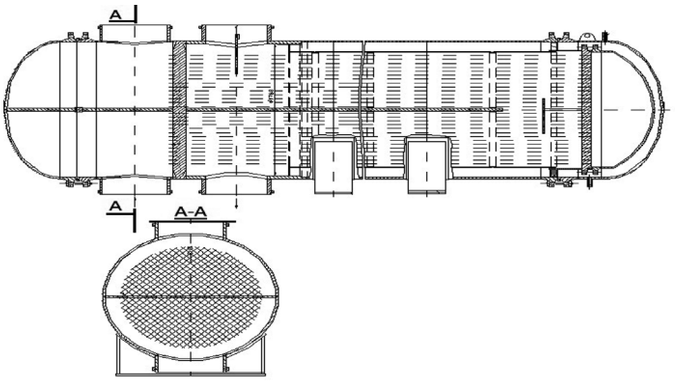


Рис. 1. Теплообменник аварийного и планового расхолаживания

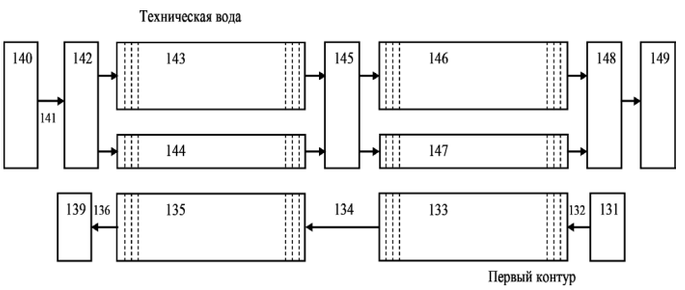


Рис. 2. Нодализация модели ТО САОЗ

термического сопротивления 10^{-5} м^2·К/Вт теплопроводность составила 20 Вт/(м·К)). Корреляция теплообмена по обе стороны трубчатки выбрана по умолчанию для трубок. В данном случае в качестве консервативного допущения принимались ухудшение теплообмена и более высокие температуры на выходе ТО (следовательно, меньшие теплопередающие мощности). При росте термического сопротивления отложений по внутренней поверхности труб влияние корреляции теплообмена на внешней поверхности трубчатки снижается.

Кроме того, проведено моделирование элементов разделительной трубной доски. Исходя из разности энтальпий на входе и выходе, а также из расхода среды, дополнительно рассчитывалась мощность теплообмена по обеим средам. Общий коэффициент теплообмена ТО определяется через мощность ТО и среднелогарифмический температурный напор и приводится к номинальной площади теплообмена, которая составляет 935 м^2.

Логарифмический температурный напор определяется по формулам [3]

$$\Delta T_{б} = T_{вх1} - T_{вых2}, \tag{1}$$

$$\Delta T_{м} = T_{вых1} - T_{вх2}, \tag{2}$$

$$\Delta T = \frac{\Delta T_{б} - \Delta T_{м}}{\ln\left(\frac{\Delta T_{б}}{\Delta T_{м}}\right)}, \tag{3}$$

где $\Delta T_{б}$, $\Delta T_{м}$ — больший и меньший перепады температур; $T_{вх1}$, $T_{вых1}$ — температура на входе и выходе ТО по первому контуру; $T_{вх2}$, $T_{вых2}$ — температура на входе и выходе ТО по контуру технической воды.

Результирующий коэффициент теплообмена

$$K = \frac{Q}{F \cdot \Delta T}, \tag{4}$$

где Q — мощность ТО.

Отключение 10 % трубок теплообмена производится перекрытием малого канала в объеме протекания технической воды путем установки больши́х коэффициентов гидравлического сопротивления.

Начальные условия. В качестве начальных условий для модели выбираются конкретные значения давления и температур по объемам первого контура и технической воды модели. Так как расчет проводится на временном интервале 1 ч до полной стабилизации теплообмена, начальные температуры не имеют определяющего значения.

Проверка модели ТО. В качестве проверочного расчета проведен анализ режима аварийного расхолаживания. Данный анализ является максимально требовательным к характеристикам ТО САОЗ. В базовой модели принято чистое состояние ТО САОЗ с термическим сопротивлением отложений 10^{-5} м^2·К/Вт. Результаты анализа характеристик модели ТО САОЗ для максимального проектного режима таковы:

Давление теплоносителя по межтрубному пространству (первый контур), абс., кгс/см^2	21,0
Давление теплоносителя по трубному пространству (техническая вода), абс., кгс/см^2	3,0
Расход воды по межтрубному пространству, т/ч	1750
Расход воды по трубному пространству, т/ч	3000
Температура на входе в ТО (первый контур), °С	150,0
Температура на выходе ТО (первый контур), °С	87,5
Температура на входе в ТО (техническая вода), °С	40,0
Температура на выходе ТО (техническая вода), °С	76,9
Мощность ТО САОЗ, МВт	128,8
Коэффициент теплообмена, Вт/(м^2·°С)	2320

Граничные условия. Граничные условия анализа выбирались конкретно для задаваемых параметров расхода и температур на входе ТО САОЗ по охлаждаемой воде первого контура и по контуру технической воды. Также регулировалось термическое сопротивление отложений. Расчет выполнялся на временном интервале 3600 с: за это время происходит полное выравнивание характеристик модели, после чего производится их регистрация.

Анализ результатов расчета. Проведен анализ характеристик ТО САОЗ для различных вариантов значений термического сопротивления и количества отложений. Для термического сопротивления отложений чистого теплообменника 10^{-5} м^2·К/Вт [4, 5] (данное значение соответствует оксидным пленкам на чистых поверхностях труб) получены результаты, представленные в табл. 1.

Выполнены расчеты для случая увеличения термического сопротивления отложений. Результаты, полученные для значений термического сопротивления отложений теплообменника 10^{-4} м^2·К/Вт, 10^{-3} м^2·К/Вт, представлены на рис. 3—5. Группирование результатов проходило путем рассмотрения таких параметров, как температура теплоносителя на выходе из первого контура, снижение мощности ТО и снижение коэффициента теплообмена в зависимости от начального расхода и температуры теплоносителя на входе в первый контур.

Таблица 1. Параметры теплообмена в ТО САОЗ при термическом сопротивлении отложений 10^{-5} м^2·К/Вт (чистый теплообменник)

Расход, т/ч		Температура, °С				Мощность ТО САОЗ, МВт	Коэффициент теплообмена, Вт/(м^2·°С)
первого контура	технической воды	входа		выхода			
		первого контура	технической воды	первого контура	технической воды		
200	3000	70	40	44,4	41,7	5,94	495
400	3000	70	40	46,7	43,2	10,90	804
750	3000	70	40	49,3	45,2	18,0	1218
750	3000	150	40	68,2	60,7	72,1	1455
1750	3000	150	40	87,5	76,9	128,8	2320
1750	3000	120	40	75,0	66,0	90,7	2194
1750	3000	130	40	79,7	69,6	103,2	2238
1750	3000	140	40	83,6	73,3	116,0	2283

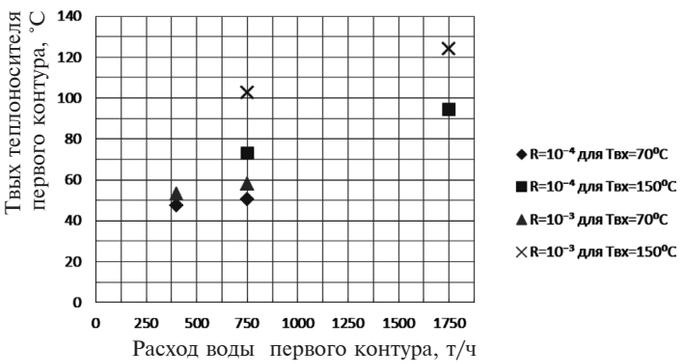


Рис. 3. Изменение температуры воды на выходе из ТО САОЗ

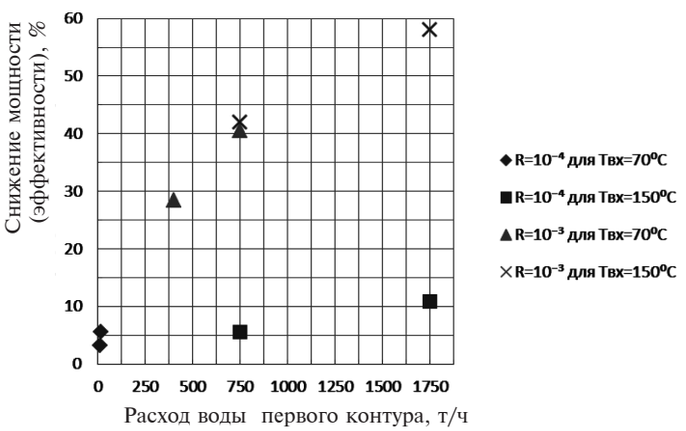


Рис. 4. Снижение мощности (эффективности) ТО САОЗ по сравнению с вариантом «чистого» ТО (R = 10^{-5} м^2·К/Вт)

При анализе результатов целесообразно выделить режимы, в которых нарушаются установленные пределы по температуре воды на выходе из первого контура (не более 90 °С). Как видно из рис. 5, для случая аварийного расхолаживания при R = 10^{-4} м^2·К/Вт, расходе воды 1750 т/ч и температуре входа первого контура 150 °С максимальное снижение коэффициента теплопередачи, по сравнению с вариантом «чистого» теплообменника, составило 19 %,

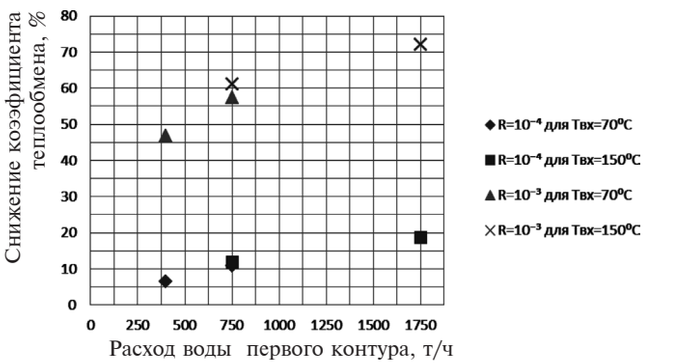


Рис. 5. Снижение значения коэффициента теплопередачи по сравнению с вариантом «чистого» ТО (R = 10^{-5} м^2·К/Вт)

а снижение мощности (эффективности) — 11 %. Отметим, что для данного режима температура на выходе ТО САОЗ превышает установленный предел 90 °С и равна 94,4 °С.

При аналогичных входных данных, для варианта R = 10^{-3} м^2·К/Вт максимальное снижение коэффициента теплопередачи по сравнению с вариантом «чистого» теплообменника составило 72 % (рис. 5), а снижение мощности (эффективности) — 58 % (рис. 4). Температура на выходе ТО САОЗ превышает 90 °С и равна 124,0 °С. Полученные результаты показывают, что данное сопротивление представляет собой серьезную деградацию теплообмена.

Определены характеристики загрязнения ТО САОЗ, которые, при определенных температурах на входе в ТО по первому контуру, позволяют поддерживать температуру на выходе около 90 °С. Проводились расчетные анализы для различных входных условий в зависимости от значения температуры теплоносителя на входе в первый контур (120, 130 и 140 °С) и термического сопротивления, а именно: $3{,}33\cdot10^{-4}$, $2{,}0\cdot10^{-4}$ и $1\cdot10^{-4}$ м^2·К/Вт. Во всех проведенных расчетах значение расхода воды принималось максимальным и составляло 1750 т/ч. Результаты расчетов представлены на рис. 6—8.

Таким образом, для получения в проектном режиме температуры на выходе ТО САОЗ менее 90 °С, при температурах на входе 120 °С, 130 °С и 140 °С, допустимо уменьшение коэффициента теплообмена не более чем на 44, 32

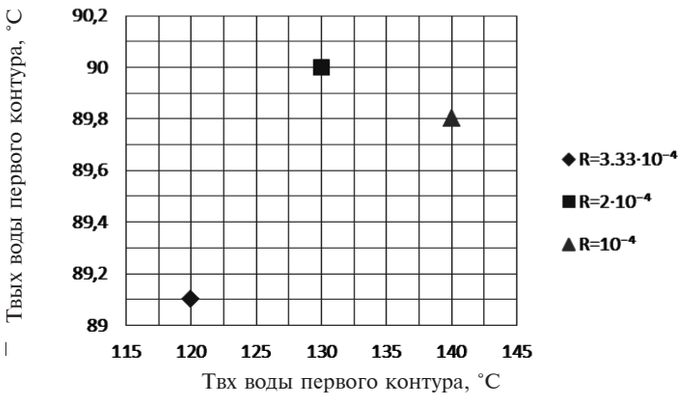


Рис. 6. Зависимость изменения температуры воды на выходе из ТО САОЗ от температруы на входе

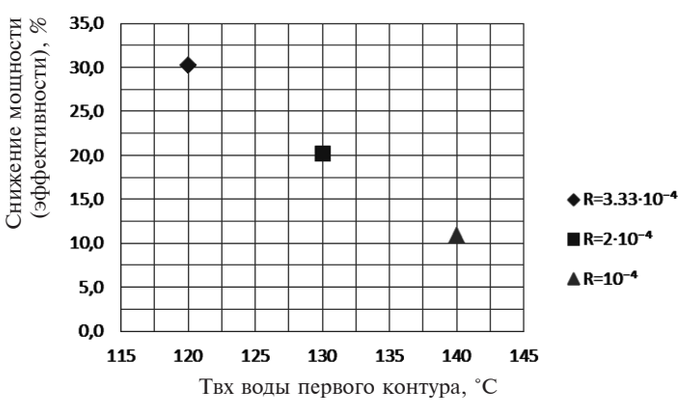


Рис. 7. Снижение мощности (эффективности) ТО САОЗ в зависимости от температуры на входе в ТО САОЗ

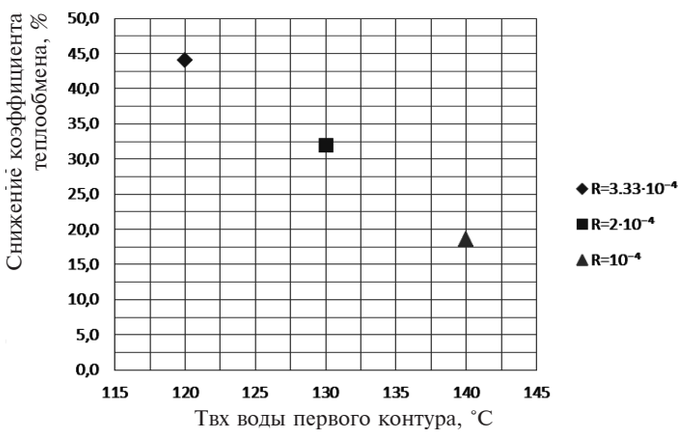


Рис. 8. Снижение коэффициента тепопередачи в зависимости от температуры воды на входе в ТО САОЗ

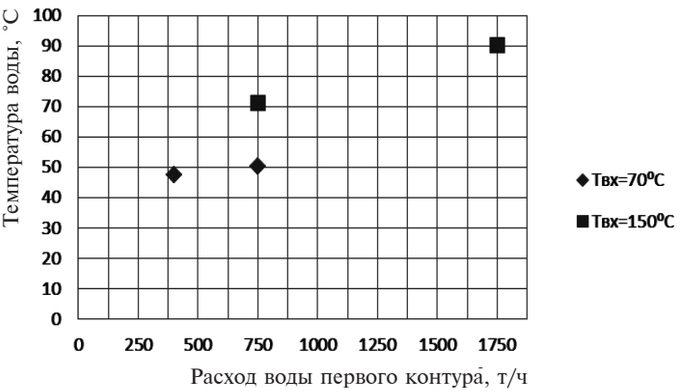


Рис. 9. Температура воды на выходе из ТО САОЗ

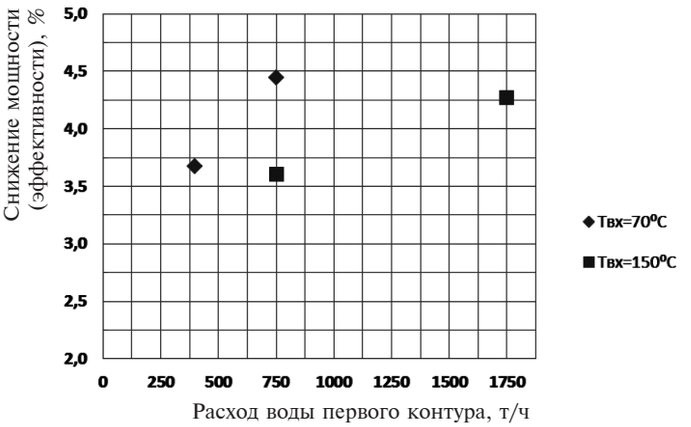


Рис. 10. Снижение мощности (эффективности) ТО САОЗ по сравнению с вариантом «чистого» ТО ($R = 10^{-5}$ м^2·К/Вт)

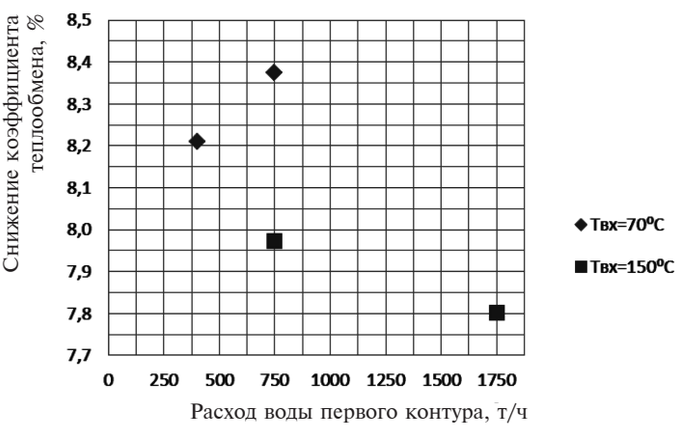


Рис. 11. Снижение значения коэффициента теплопередачи по сравнению с вариантом «чистого» ТО ($R = 10^{-5}$ м^2·К/Вт)

и 19 % по сравнению с «чистым» ТО. При этом эффективности уменьшаются на 30, 20 и 11 % соответственно.

Анализ глушения теплообменных трубок. Проводился анализ глушения 10 % теплообменных трубок ТО САОЗ, который в модели был выполнен установкой больших коэффициентов гидравлического сопротивления на входе в «малый» канал теплообмена. При этом происходит торможение потока воды по данным трубкам и они исключаются из теплообмена. Полученные результаты представлены на рис. 9—11.

При глушении 10 % трубок, по сравнению с вариантом «чистого» теплообменника, максимальное снижение коэффициента теплопередачи и снижение мощности (эффективности) составило 8,4 и 4,4 % соответственно. Данные значения параметров получены для случая планового расхолаживания с расходом воды 750 т/ч и температурой воды на входе в первый контур 70 °С. Отметим, что для режима с температурой воды на входе 150 °С и расходом 1750 т/ч температура на выходе ТО САОЗ практически точно равна 90 °С и, таким образом, данная величина глушения

позволяет при «чистом» теплообменнике удовлетворить проектные критерии даже при температуре входа 150 °С.

Аналогичная операция глушения 10 % трубок для ТО САОЗ с ухудшенным теплообменом и термическом сопротивлении отложений 10^{-4} м^2·К/Вт дает снижение коэффициента теплопередачи на 9,6 %, а снижение мощности (эффективности) составляет 5,0 %, т. е. относительные результаты коррелируют с вариантом «чистого» теплообменника.

Выводы

На сегодняшний день обеспечение предельно допустимой эффективности теплообменника САОЗ является важной задачей для всех режимов эксплуатации АЭС. Система, являясь защитной системой безопасности, должна обеспечивать максимальное охлаждение теплоносителя первого контура.

Проведенные расчеты показали, что с увеличением отложений в трубках ТО САОЗ эффективность работы ТО снижается, что приводит к более раннему превышению установленного предела температуры теплоносителя на выходе из ТО САОЗ, равного 90 °С (при температуре на входе 150 °С), при меньших расходах. Аналогичная ситуация возникает и при увеличении количества заглушенных трубок. Полученные результаты указывают на необходимость проведения периодического контроля и проверок состояния трубок ТО САОЗ. Во избежание (отсрочки) накопления шлама в трубах целесообразно рассмотреть вариант использования дополнительных степеней очистки, установки фильтров и т. п.

Список использованной литературы

1. Отчет о научно-исследовательской работе «Разработка методики расчета теплогидравлических характеристик ТОАР» № 06/08–10.110.ОД.1БД : Отчет о НИР / ГНТЦ ЯРБ. — К., 2010.

2. Разработка многоцелевой теплогидравлической четырехпетлевой модели ЯППУ АЭС с ВВЭР-1000/320. Детализация основных компонентов модели (этап заключительный) : Отчет о НИР / ГНТЦ ЯРБ. — К., 2010.

3. *Михеев М. А.* Основы теплопередачи / М. А. Михеев, И. М. Михеева — М. : Энергия, 1977. — 344 с.

4. *Кириллов П. Л.* Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы) / П. Л. Кириллов, Ю. С. Юрьев, В. П. Бобков. — М. : Энергоатомиздат, 1990. — 359 с.

5. *Петухов Б. С.* Справочник по теплообменникам / Б. С. Петухов. — Т. 2. — М. : Энергоатомиздат, 1987. — 352 с.

References

1. Report on the research work «Development of methodology for thermal and hydraulic characteristics calculating of HEEC» № 06/08–10.110.ОД.1БД : Report about SRW / SSTC NRS. — Kiev, 2010. (Rus)

2. Development of multipurpose thermohydraulic four-looped model of NPP with WWER-1000/320. Detailing the model main components (final stage) : Report about SRW / SSTC NRS. — Kiev, 2010. (Rus)

3. *Mikheev M. A., Mikheeva I. M.* Basics of heat transfer. — Moscow : Energy, 1977. — 344 p. (Rus)

4. *Kirillov P. L., Yuriev Y. S., Bobkov V. P.* Handbook on thermohydraulic calculations (nuclear reactors, heat exchangers, steam generators). — Moscow : Energoatomizdat, 1990. — 359 p. (Rus)

5. *Petukhov B. S.* Handbook on heat exchangers. — Book 2. — Moscow : Energoatomizdat, 1987. — 352 p. (Rus)

Получено 17.02.2014.

УДК 532.529

В. Е. Туз, Н. Л. Лебедь, И. К. Лебедь

Национальный технический университет Украины «Киевский политехнический институт», г. Киев, Украина

Гидродинамика сепарационных устройств технологического оборудования АЭС

Представлены результаты экспериментального исследования устойчивости плёночного течения и влияния действительного состояния поверхности контакта сепарационных устройств на процесс смачивания. Получена карта режимов для газожидкостных систем на поверхностях сепарационных устройств с сетчатым экранированием. Анализ результатов показал, что область устойчивого течения пленки по стенкам канала с сетчатым покрытием значительно расширена по сравнению с каналами, которые имеют гладкие стенки.

Ключевые слова: сепарационные устройства, каплеунос, гидродинамика плёночного течения.

В. О. Туз, Н. Л. Лебедь, І. К. Лебедь

Гідродинаміка сепараційних пристроїв технологічного обладнання АЕС

Наведено результати експериментального дослідження стійкості плівкової течії та впливу дійсного стану поверхні контакту сепараційних пристроїв на процес змочування. Отримано карту режимів для газорідинних систем на поверхнях сепараційних пристроїв із сітчастим екрануванням. Аналіз результатів показав, що область сталої течії плівки по стінках каналу із сітчастим покриттям значно розширена порівняно з каналами, які мають гладкі стінки.

Ключові слова: сепараційні пристрої, винос крапель, гідродинаміка плівкової течії.

© В. Е. Туз, Н. Л. Лебедь, И. К. Лебедь, 2014

Одно из основных условий длительной безаварийной работы турбинного оборудования блока АЭС — качественная сепарация капельной жидкости, которая может образовываться в процессе уноса жидкости из объёма парогенератора либо при конденсации влажного пара.

Для обеспечения эффективности работы сепарационных устройств необходимо знать особенности взаимодействия жидкости и газа, а также диапазон рабочих параметров, в пределах которых реализуется устойчивый режим течения пленки жидкости и отсутствует вторичный унос. Увеличение диапазона устойчивой работы сепарационного устройства в результате обеспечения условий, при которых не происходит нарушение режима течения, связанного с капельным уносом жидкости, достигается экранированием поверхности контакта сетчатым материалом, в результате чего жидкость движется в структуре сетчатого покрытия.

Цель исследования — определение закономерностей течения гравитационной плёнки жидкости в каналах сепарационных устройств с сетчатым покрытием стенок. Анализ имеющихся литературных источников показал, что информация о результатах исследований процессов, связанных с вторичным уносом капель при гравитационном течении плёнки жидкости по поверхности с сетчатым покрытием, практически отсутствует. Поэтому поставленная цель работы актуальна.

Динамика взаимодействия плёнки жидкости и газового потока в двухфазных системах. В процессе улавливания капельной жидкости из пара на поверхности элементов сепарационных устройств образуется плёнка жидкости. В зависимости от количества уловленной влаги изменяется гидродинамика плёночного течения — от безволнового, при малых числах плёночного числа Рейнольдса Re_δ, до двух- и трехмерного турбулентного волнового течения. При взаимодействии с потоком пара или газа возможны следующие характерные граничные режимы: разрыв плёнки с образованием сухих пятен и вторичный капельный унос с гребней волн.

Нанесённый на стенки слой сетчатого покрытия можно рассматривать как регулярную шероховатость. В этом случае наличие сетчатого покрытия приводит к более раннему переходу от ламинарного течения в турбулентное из-за дополнительных возмущений. С одной стороны, при небольшой толщине сетчатого слоя, которая определяется диаметром проволоки $d_{пр}$, возмущения лежат ниже уровня, определяемого степенью турбулентности внешнего течения. В этом случае сетчатый слой не оказывает влияния на переход ламинарного течения в турбулентное. С другой стороны, при очень крупных размерах ячейки и диаметрах проволоки сетки переход может произойти непосредственно в ячейке при низких скоростях газового потока.

В литературе отсутствуют данные о влиянии геометрических размеров сетчатого покрытия на переход от ламинарного режима течения в плёнке к турбулентному.

Процесс взаимодействия потока пара или газа с плёнкой жидкости на поверхности с сетчатым покрытием подобен гидродинамическому процессу, протекающему на поверхностях с искусственными кавернами или лунками различной формы.

Исследования гидродинамики течения в каналах с искусственной шероховатостью в виде проволок [1, 2] позволили определить условия перехода ламинарного режима течения в турбулентное в области, прилегающей

непосредственно к элементу шероховатости. Это происходит при значении плёночного числа Рейнольдса

$$\mathrm{Re}_\delta = \frac{u \cdot k}{\nu} \approx 15...20,$$

где u — средняя скорость течения плёнки; ν— коэффициент кинематической вязкости; k — характерный размер шероховатости.

В [3—5] описаны сложные вихревые течения и изменение их структуры в зависимости от режимных параметров и геометрии углублений на гладкой стенке. Сравнительный анализ эволюции вихревого течения в элементарной ячейке [4, 5] подтвердил существенное влияние пространственного характера движения жидкости. Увеличение плёночного числа Рейнольдса приводит к существенной интенсификации вихревого течения в ячейке, что вызывает усиление интенсивности циркуляционного течения основного крупномасштабного вихря, а также увеличивает размеры вторичных угловых вихрей. Отмечено, что при достижении $\mathrm{Re}_\delta \approx 400$ на дне ячейке постепенно формируется срединная зона квазидвухмерного отрывного течения. Кроме того, при небольших числах Рейнольдса ($\mathrm{Re}_\delta \approx 100$) на боковых стенках формируется закрученный струйный поток, который направлен к оси ячейки. Таким образом, наличие сложного вихревого движения в элементарной ячейке сетчатого покрытия канала, фокусирующих точек и линий стоков даже при небольших числах Рейнольдса повлияет на гидродинамику плёночного течения при плотностях орошения, близких к минимальным.

Экспериментальное исследование гидродинамики плёночного течения в каналах с сетчатым покрытием. Влияние динамического воздействия потока газа на процесс нарушения сплошности течения, сопровождающееся разрывом плёнки и переходом в ручейковое течение, исследовалось на экспериментальном стенде, представляющем собой гидродинамический контур, состоящий из экспериментального участка, приёмного коллектора, систем подачи, регулирования и замера расхода газа и жидкости, измерительной системы, соединительных трубопроводов и регулировочных вентилей.

Погрешность определения толщины плёнки в момент её разрыва при различных скоростях газового потока контактным методом может оказаться значительной из-за нарушения гидродинамики потока в элементарной ячейке сетчатого покрытия, вызванного нарушением структуры течения плёнки измерительным щупом, а также сложностью точной юстировки его в ячейке сетки. Поэтому момент разрыва плёнки определялся косвенным способом — по изменению показаний термопар, фиксирующих значения температуры плёнки жидкости и газового потока, вследствие изменения площади плёнки при переходе от плёночного режима течения в ручейковый.

При исследовании гидродинамики пленки, гравитационно стекающей по стенке вертикального канала с сетчатым покрытием, установлен ряд особенностей, связанных с действием капиллярных сил в ячейке сетки.

Результаты экспериментальных исследований представлены в виде зависимости безразмерной толщины плёнки жидкости $\delta^* = \delta \Big/ \sqrt[3]{\left(\nu^2/g\right)}$, отнесённой к безразмерному комплексу $\left[\mathrm{Bo}^{0,5} \cdot (1 - \cos\theta)\right]$ (здесь θ — краевой угол смачивания; Bo — число Бонда), от плёночного числа Фруда, которое характеризует объёмную плотность орошения. Плёночное число Фруда определялось как

$$\mathrm{Fr} = \frac{Q_m}{\delta \cdot (g \cdot \delta)^{0,5}},$$

где Q_m — объёмная плотность орошения; δ — средняя толщина плёнки жидкости; g — ускорение свободного падения.

Число Бонда

$$\mathrm{Bo} = \frac{d}{\left(\sigma/(g(\rho_\text{Ж} - \rho_\text{Г})\right)^{0,5}},$$

где σ — сила поверхностного натяжения; ρ — плотность среды.

Эксперименты проводились в широком диапазоне изменения значений числа Фруда: от Fr = 0,25, которое соответствовало полностью затопленной сетчатой структуре, до Fr = 0,003, при котором происходит переход течения пленки под сетчатое покрытие.

Результаты исследования зависимости минимальной толщины гравитационно стекающей плёнки жидкости по вертикальной поверхности с сетчатым покрытием от плотности орошения представлены в табл. 1.

Таблица 1

Минимальная толщина плёнки жидкости, гравитационно стекающей по поверхности

Авторы	Re_δ	δ, мм
Воронцов Е.Г. [3]	2,29...4,12	0,06...0,108
Watanabe K., Munakata T., Mutsuda A. [4]	3,25	0,0845...0,153
Simon F., Hzu Y.Y. [5]	3,45	0,145
Результаты данного исследования	2,75...3,2	0,05...0,07

Представленные экспериментальные данные хорошо согласуются с результатами исследований других авторов [3—5].

Исследование зависимости локальной толщины гравитационно стекающей пленки жидкости по поверхности с сетчатым покрытием от плотности орошения (рис. 1) позволило выделить характерные области устойчивого пленочного течения жидкости в зависимости от плотности орошения и геометрии сетчатого покрытия:

I — область полностью затопленного сетчатого покрытия;

II — область, в которой пленка находится в верхних пределах сетчатого покрытия.

Область I характеризуется пропорциональным изменением толщины плёнки в зависимости от плотности орошения. В этой области характер изменения толщины плёнки на стенке с сетчатым покрытием идентичен изменению толщины плёнки при течении в вертикальных каналах с гладкими стенками [6].

Для области II характерна стабилизация толщины плёнки в пределах геометрических размеров сетчатого покрытия. Изменение плотности орошения не приводит к значительному изменению толщины. Превалирующими в этой области являются силы поверхностного натяжения,

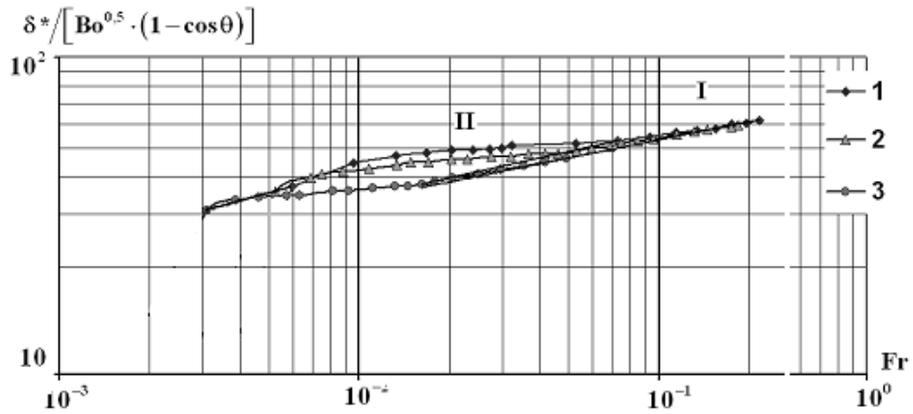


Рис. 1. Зависимость толщины пленки жидкости от плотности орошения при гравитационном течении в вертикальных каналах с сетчатым покрытием в безразмерном виде. Размер ячейки в свету:
1 — 0,63×10^{-3} м;
2 — 0,50×10^{-3} м;
3 — 0,40×10^{-3} м

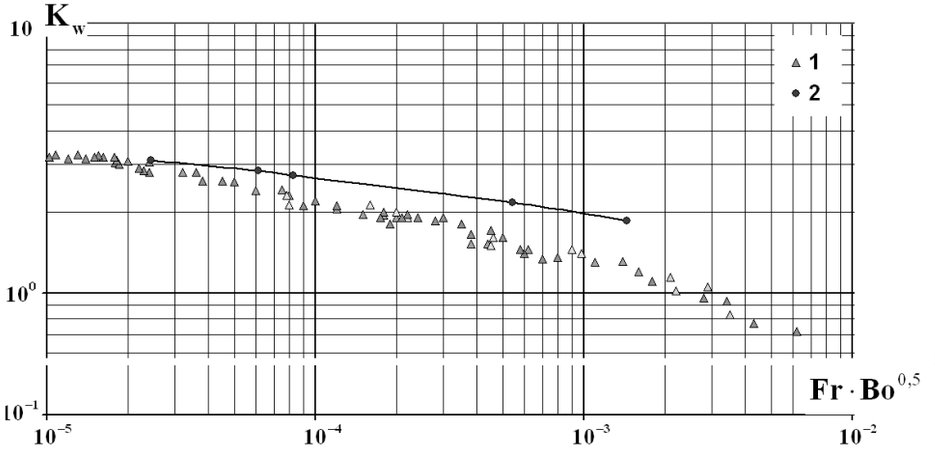


Рис. 2. Устойчивость гравитационного плёночного течения при противоточном движении жидкости и пара:
1 — данные Сорокина Ю. Л. [7, 8];
2 — экспериментальные данные, полученные авторами статьи

которые удерживают плёнку в структуре сетчатого покрытия. Полученные данные исследования гидродинамики плёночного течения по поверхности с сетчатым покрытием позволяют определить область устойчивой работы сепарационного устройства (область II).

Верхняя граница режима работы сепарационных устройств определяется условиями взаимодействия движущегося потока пара и гравитационно стекающей плёнки, что характерно для области I. Наличие возмущения потока пара приводит к возникновению двух- и трёхмерных волн на поверхности плёнки. Увеличение амплитуды волны способствует срыву капель с гребней, а процесс взаимодействия двухфазных систем определяется критерием устойчивости K_w, который, в свою очередь, зависит от параметров плёночного течения.

Баланс расхода пленки жидкости и газового потока, который определяет верхнюю границу процесса вторичного уноса капель с поверхности плёнки, зависящую от плотности орошения, геометрических характеристик канала, размера сетки и физических свойств жидкости и газа, обобщается с погрешностью ±7 % зависимостью

$$K_w = 2,09 \cdot \mathrm{Fr}^{-0,14} \cdot \mathrm{Bo}^{0,5}. \qquad (1)$$

В результате проведенных исследований по определению нарушения устойчивости режимов движения двухфазного потока [9, 10, 11] составлена карта режимов течения. Выделив из всего спектра возможных только режимы, характерные для работы сепарационных устройств, т. е. те, при которых осуществляется противоточное движение гравитационно стекающих плёнок и потока газа до кризисного явления, сопровождаемого срывом капель жидкости с поверхности пленки, можно отметить, что граница устойчивого течения пленки по стенкам вертикального канала с сетчатым покрытием значительно расширена по сравнению с каналами, имеющими гладкие стенки (рис. 2). Кроме того, с ростом характерного размера сетки ($S/d_{\text{пр}}$) в исследуемом диапазоне расширяются границы устойчивой работы сепарационных устройств.

Выводы

В отличие от гладкой поверхности, где условие разрыва плёнки определяется физическими свойствами жидкости, смачиваемостью поверхности и зависит от баланса сил, действующих на элементарный объём плёнки, для поверхности с сетчатым покрытием необходимо дополнительно учитывать капиллярные эффекты в ячейке сетки.

Гидродинамический кризис при взаимодействии гравитационно стекающей пленки жидкости и восходящего потока газа, который соответствует началу процесса капельного уноса, зависит от плотности орошения, геометрических характеристик канала и сетчатого покрытия, физических свойств жидкости и газа.

Экспериментальные данные по определению нижней границы процесса капельного уноса, которые обобщены зависимостью (1), показали, что граница устойчивого

течения пленки по стенкам канала сепарационного устройства с сетчатым покрытием значительно расширена по сравнению с каналами, имеющими гладкие стенки.

Список использованной литературы

1. *Шлихтинг Г.* Теория пограничного слоя / Г. Шлихтинг [пер. с нем.]. — М. : Наука, 1974. — 711 с.
2. *Касилов В. Ф.* Справочное пособие по гидродинамике для теплоэнергетиков / В. Ф. Касилов. — М. : МЭИ, 2000. — 370 с.
3. *Воронцов Е. Г.* О минимальной плотности орошения вертикальных плёночных аппаратов /Е. Г. Воронцов // ИФЖ. — 1968. — Т. 14, № 4. — С. 1075—1078.
4. *Watanabe K.* Minimum wetting rate on wetted — wall colum — correlation over wide range of liquid viscosity /K. Watanabe, T. Munakata, T. Mutsuda // Journal of Chemical Engineering of Japan. — 1975. — Vol. 8, № 1. — P. 75—77.
5. *Simon F. F.* Thermocapillary induced breakdown of a falling liquid film / F. F. Simon, Y. Y. Hsu // NASA Technical Note. —D-5624, Washington. — 1970. — № 1. — P. 133—138.
6. *Безродный М. К.* Процессы переноса в двухфазных термосифонных системах. Теория и практика / М. К. Безродный, И. Л. Пиоро, Т. О. Костюк — К. :Факт, 2005. . — 704 с.
7. *Сорокин Ю. Л.* Об условиях устойчивости некоторых режимов движения газожидкостных смесей в вертикальных трубах / Ю. Л. Сорокин // Журн. прикл.и техн. физики. — 1963. — № 6. — С. 150—165.
8. *Сорокин Ю. Л.* О режимах течения газожидкостных смесей / Ю. Л. Сорокин, О. Л. Пушкина // Труды ЦКТИ. — 1964. — Вып. 47. — С. 72—82.
9. *Кутателадзе С. С.* Гидродинамика газожидкостных систем / С. С. Кутателадзе, М. А. Стырикович. — М.-Л. : Госэнергоиздат, 1958. — 354 с.
10. *Живайкин Л. Я.* Течение плёнок жидкости по вертикальной поверхности / Л. Я. Живайкин, В. П. Волгин // Журн. прикл. химии. — 1961. — Т. 34, № 6. — С. 1236—1243.
11. *Уоллис Г.* Одномерные двухфазные течения: Пер. с англ. Г. Уоллис. — М. : Мир, 1972. — 237 с.

References

1. *Schlichting G.* Theory of boundary layer / G. Shlihting [translated from German]. — Moscow : Nauka, 1974. — 711 p. (Rus)
2. *Kasilov V. F.* Handbook on hydrodynamics for power system [directory] / V. F. Kasilov. — Moscow : MEI, 2000. — 370 p. (Rus)
3. *Vorontsov E. G.* On the minimal irrigation density vertical film devices / E. G. Vorontsov // IFZh. — 1968. — Vol. 14, № 4. — P. 1075—1078. (Rus)
4. *Watanabe K.* Minimum wetting rate on wetted—wall colum—correlation over wide range of liquid viscosity /K. Watanabe, T. Munakata, T. Mutsuda // J. Chem. Eng. Japan. — 1975. — Vol. 8, № 1. — P. 75—77. (English)
5. *Simon F. F.* Thermocapillary induced breakdown of a falling liquid film / F. F. Simon, Y. Y. Hsu // NASA Techn. Note D—5624, Washington. — 1970. — № 1. — P. 133—138. (English)
6. *Bezrodny M. K.* Transfer processes in two-phase thermosyphon systems. Theory and practice / M. K. Bezrodny, I. L. Pioro, T. O. Kostyuk. — Kiev : Fact, 2005. — 704 p. (Rus)
7. *Sorokin Yu. L.* On stability conditions for some modes of motion—liquid mixtures in vertical pipes / Yu. L. Sorokin // Zh. prikl. and tehn. physics. — 1963. — № 6. — P. 150—165. (Rus)
8. *Sorokin Yu. L.* About flow regimes of gas—liquid mixtures / Yu. L. Sorokin, O. L. Pushkina // Proceedings CKTI. — 1964. — Iss. 47. — P. 72—82.
9. *Kutateladze S. S.* Hydrodynamics of gas-liquid systems / S. S. Kutateladze, M. A. Styrikovich. — Moscow; Leningrad : Gosenergoizdat, 1958. — 354 p. (Rus)
10. *Zhivaikin L. Ya.* For liquid film on a vertical surface / L. Ya. Zhivaykin, V. P. Volgin // Journal of Applied Chemistry. — 1961. — V. 34, № 6. — P. 1236—1243. (Rus)
11. *Wallis G.* Dimensional two-phase flows [translation from English] / G. Uollis. — Moscow : Mir, 1972. — 237 p. (Rus)

Отримано 24.04.2014.

УДК [53.021:613.648.4]:517

И. Б. Снисар

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

Предел пространственной неоднородности поверхностных полей излучений

Выполнен анализ математической модели полей ионизирующих излучений, создаваемых вблизи материальных поверхностей распределенными на них источниками. Показано, что существует объективный предел пространственной неоднородности таких полей, который не зависит от распределения источников на поверхностях. Определены некоторые возможные применения полученного результата в области радиационной безопасности и дозиметрии.

Ключевые слова: поле, излучение, неоднородность, предел, прогнозирование.

І. Б. Снісар

Границя просторової неоднорідності поверхневих полів випромінювань

Виконано аналіз математичної моделі полів іонізуючих випромінювань, створюваних поблизу матеріальних поверхонь розподіленими на них джерелами. Показано, що існує об'єктивна границя просторової неоднорідності таких полів, яка не залежить від розподілу джерел на поверхнях. Визначено деякі можливі застосування отриманого результату в сфері радіаційної безпеки та дозиметрії.

Ключові слова: поле, випромінювання, неоднорідність, границя, прогнозування.

© И. Б. Снисар, 2014

Многие современные технологии (используемые, например, на атомных и угольных электростанциях) неизбежно сопровождаются распространением радиоактивных веществ (РВ) в окружающей среде [1]. Одно из главных последствий их распространения — оседание РВ на различных поверхностях (поверхностях производственных зданий и помещений, промышленных площадках и территориях, поверхностях водоемов и т. д.). Поверхностные распределения РВ становятся источником полей излучений, которые формируются вблизи поверхностей (поверхностные поля излучений) и могут оказывать вредное воздействие на человека [1]. Наибольшую значимость поверхностные поля излучений приобретают в условиях аварий, при которых поверхностное радиоактивное загрязнение может достигать больших масштабов и высоких уровней (примером этого служат последствия аварии на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС в 1986 г. [2, 3]).

Являясь неотъемлемой частью физических условий жизнедеятельности человека, поверхностные поля излучений должны являться предметом всестороннего изучения. В статье приведены результаты исследования их пространственной неоднородности, выполненного с помощью методологии теоретической физики, которая состоит в изучении реальных физических процессов посредством их математических моделей [4].

Математическая модель поверхностных полей излучений. Распределение РВ на некоторой поверхности S может быть представлено совокупностью точечных источников излучения. Каждый такой источник создает на расстоянии R от себя плотность потока частиц (квантов) излучения $d\varphi = \frac{\xi e^{-\mu R}}{4R^2} qdS$ [5], где ξ — средний выход частиц на один ядерный распад в точечном источнике; μ — линейный коэффициент ослабления излучения в воздухе; qdS — активность точечного источника, соответствующая количеству РВ, распределенному в пределах элементарной площадки dS с поверхностной плотностью q.

Плотность потока φ в некоторой точке наблюдения $\vec{r} = (x, y, z)$, создаваемая всеми точечными источниками, находящимися на поверхности S (т. е. создаваемая всей поверхностной активностью), равна сумме плотностей, создаваемых каждым точечным источником в отдельности (принцип аддитивности):

$$\varphi(\vec{r}) = \int_S d\varphi = \frac{1}{4\pi}\int_S \frac{e^{-\mu R}}{R^2}\xi\left(\vec{r}'\right) q\left(\vec{r}'\right) dS\left(\vec{r}'\right), \qquad (1)$$

где $\vec{r}' = (x', y', 0)$ — радиус-вектор точечного источника на излучающей поверхности S; $R = \left|\vec{r}' - \vec{r}\right| = \sqrt{(x'-x)^2 + (y'-y)^2 + z^2}$ — расстояние от точечного источника до точки наблюдения поля.

Математическая модель полей излучений, представленная формулой (1), сохраняет свою адекватность при следующих ограничениях:

1) точки наблюдения поля должны находиться достаточно близко от поверхности S, чтобы можно было пренебрегать воздушным фактором накопления излучения, который в модели не учитывается;

2) ослабление излучения, создаваемого поверхностными источниками, должно подчиняться экспоненциальному закону, представленному в формуле (1) множителем $e^{-\mu R}$;

3) поверхность S должна быть плоской или почти плоской, чтобы ее неровности не экранировали распределенные

на ней источники, вызывая тем самым нарушение принципа аддитивности, положенного в основу модели;

4) источники излучения должны быть изотропными для сохранения принципа аддитивности построения модели;

5) источники излучения должны быть распределены на поверхности S достаточно тонким слоем, чтобы можно было пренебрегать поглощением излучения в источнике, которое в модели также не учитывается.

Указанные ограничения не умаляют актуальность модели, так как, несмотря на них, она остается применимой во многих практических ситуациях. Действительно:

близость точек наблюдения поля к излучающей поверхности обеспечивается естественным интересом именно к приповерхностной области пространства, в которой осуществляется основная жизнедеятельность человека (отсюда термин «поверхностное поле излучения»);

экспоненциальный закон ослабления действует, по крайней мере, для трех наиболее значимых в области радиационной безопасности типов излучений — бета-, гамма- и нейтронного излучения [6, 7];

плоскую геометрию имеют поверхности множества объектов, встречающихся на практике; это могут быть стены и кровли зданий, стены и полы бытовых и производственных помещений, строительные площадки, дороги, земельные участки, водоемы и т. д.;

изотропия источников излучений обеспечивается случайным характером процесса их накопления на материальных поверхностях [3];

источники излучений в виде тонкого слоя также довольно часто встречаются на практике и могут формироваться, например, в результате просыпания порошкообразных РВ, разливания жидких РВ и осаждения радиоактивных аэрозолей на твердых поверхностях, концентрирования плавучих радиоактивных гидрозолей на поверхностях искусственных и естественных водоемов.

Пространственная неоднородность поверхностных полей излучений. Для количественной характеристики пространственной неоднородности полей обычно используется производная функции поля по заданному направлению, имеющая смысл скорости изменения поля по этому направлению [8]. Следуя данному подходу, найдем производные функции (1) в некоторой точке наблюдения по направлениям взаимно перпендикулярных координатных осей x и y, произвольно расположенных на поверхности S (ось z при этом является нормалью к поверхности S):

$$\frac{\partial \varphi}{\partial x} = \int_S K_1 g\, dS, \frac{\partial \varphi}{\partial y} = \int_S K_2 g\, dS\,, \qquad (2)$$

где $g = \frac{1}{4\pi}\frac{e^{-\mu R}}{R^2}\xi\left(\vec{r}'\right)q\left(\vec{r}'\right)$ — подынтегральная функция в интеграле (1) $\left(\varphi = \int_S g\, dS\right)$; $K_1 = (x' - x)\frac{\mu R + 2}{R^2}$ и $K_2 = (y' - y)\frac{\mu R + 2}{R^2}$ — функции, появившиеся под интегралом (1) в результате его дифференцирования.

Учитывая, что функция g удовлетворяет условию $g \geq 0$, применим к правым частям соотношений (2) первую обобщенную теорему о среднем значении [9]:

$$\int_S K_1 g\, dS = K_1^* \int_S g\, dS = K_1^* \varphi, \int_S K_2 g\, dS = K_2^* \int_S g\, dS = K_2^* \varphi, \qquad (3)$$

где K_1^* и K_2^* — значения функций K_1 и K_2 в точках усреднения, о существовании которых в области интегрирования (на плоскости S) утверждает теорема (но не указывает на точное местоположение этих точек).

Исследование функций K_1 и K_2 на минимум и максимум показало, что они имеют одинаковые области значений, соответствующие интервалу $[-k; k]$, где k выражается по приближенной формуле

$$k = \frac{1}{z} + \frac{\mu}{\sqrt{2}} \qquad (5)$$

с погрешностью не более 3 %, при условии $\mu z \leq 1$ (точная формула для k достаточно сложна и в настоящей работе не приводится). Поскольку K_1^* и K_2^* принадлежат соответственно областям значений функций K_1 и K_2, то K_1^* и $K_2^* \in [-k; k]$. Тогда, с учетом соотношений $K_1^* = \frac{1}{\varphi}\frac{\partial \varphi}{\partial x}$ и $K_2^* = \frac{1}{\varphi}\frac{\partial \varphi}{\partial y}$, вытекающих из сравнения (2) и (3), можно записать

$$-k \leq \frac{1}{\varphi}\frac{\partial \varphi}{\partial x} \leq k, -k \leq \frac{1}{\varphi}\frac{\partial \varphi}{\partial y} \leq k. \qquad (6)$$

Неравенства (6) показывают, что скорости относительного изменения функции φ по направлениям координатных осей x и y ограничены одинаковыми пределами. Отсюда, в силу произвольного выбора упомянутых осей на поверхности S, следует, что теми же пределами ограничивается скорость относительного изменения функции φ по любому другому направлению λ, параллельному поверхности S, т. е.

$$-k \leq \frac{1}{\varphi}\frac{\partial \varphi}{\partial \lambda} \leq k. \qquad (7)$$

Исходя из физического смысла и размерности (обратной расстоянию), в дальнейшем величину $\frac{1}{\varphi}\frac{\partial \varphi}{\partial \lambda}$ будем называть *линейным коэффициентом неоднородности* (или просто неоднородностью) *поля излучения* по заданному направлению λ и обозначать символом K_λ (величину $K_\lambda = \frac{1}{\varphi}\frac{\partial \varphi}{\partial \lambda}$ следует отличать от линейного коэффициента ослабления излучения $\mu = \frac{1}{\varphi_l}\frac{d\varphi_l}{dl}$, который характеризует изменение плотности потока φ_l частиц, движущихся в одном выделенном направлении l [5]). С учетом принятого обозначения, неравенство (7) может быть записано в окончательном виде:

$$|K_\lambda| \leq k. \qquad (8)$$

Предельный закон неоднородности поверхностных полей излучений. Неравенство (8) показывает, что *для полей излучений, возникающих вблизи поверхности с распределенными на ней РВ, существует объективный предел пространственной неоднородности* k этих полей по любому направлению, параллельному поверхности. Отметим, что указанный предел не зависит от количественных и качественных характеристик источников поверхностных полей, которые (характеристики) соответственно представлены в модели функцией распределения поверхностной плотности активности $q\left(\vec{r}'\right)$ и функцией поверхностного распределения выхода частиц $\xi\left(\vec{r}'\right)$ (определяемой нуклидным составом источников в точках излучающей поверхности). Указанное свойство предела неоднородности свидетельствует об универсальном характере соотношения (8), позволяя рассматривать его как *предельный закон неоднородности* полей излучений поверхностного типа.

В некоторых случаях приемлема аппроксимация реальных объемных источников эквивалентными поверхностными источниками, которые характеризуются своими функциями $Q\left(\vec{r}'\right)=\frac{1}{4\pi}\xi\left(\vec{r}'\right)q\left(\vec{r}'\right)$. Поскольку предел неоднородности k не зависит от вида функции $Q\left(\vec{r}'\right)$, упомянутые случаи автоматически подпадают под действие предельного закона (8). Таким образом, область применения данного закона не ограничивается полями излучений только поверхностных источников, а, в определенной степени, охватывает поля излучений и объемных источников.

Другой важной особенностью предельного закона является то, что он выполняется не только тогда, когда функция поля представлена плотностью потока φ, но и когда используется любая другая полевая характеристика P, связанная с φ линейным соотношением $P = C\varphi$, где $C = \text{const}$ (действительно, $K_\lambda=\frac{1}{\varphi}\frac{\partial\varphi}{\partial\lambda}=\frac{1}{C\varphi}\frac{\partial(C\varphi)}{\partial\lambda}=\frac{1}{P}\frac{\partial P}{\partial\lambda}$). Например, предельный закон справедлив для часто применяемой на практике величины мощности дозы, которая в большинстве случаев может считаться (при соответствующих допущениях) прямо пропорциональной плотности потока частиц излучения [5, 10].

Заключение

Закономерность, обнаруженная в результате исследования и выражаемая соотношением (8), имеет важное практическое значение. Прежде всего, она дает основу для так называемого экстремального прогнозирования полей излучений. Идея такого прогнозирования заключается в том, чтобы известное (например, из результатов измерений) значение поля в некоторой «узловой» точке экстраполировать на все окружающее пространство в предположении, что при переходе в него из этой точки поле непрерывно изменяется с предельной скоростью k, предсказанной неравенством (8). Выполненный таким образом прогноз для случаев возрастания ($+k$) и убывания ($-k$) поля покажет соответственно верхний и нижний пределы значений, которые может объективно принимать поле в рассматриваемой точке пространства. Конечно, по мере удаления от узловой точки интервал разрешенных значений поля (ИРЗ), ограниченный этими пределами, будет увеличиваться и на некотором расстоянии утратит свою прогнозную значимость. Но всегда можно ожидать, что прогноз в пределах упомянутого расстояния, даже если оно незначительно, окажется полезным в той или иной практической ситуации.

В свою очередь, экстремальный прогноз поверхностных полей излучений может служить основой для разработок различных методик в области радиационной безопасности и дозиметрии. Отметим некоторые возможные направления таких разработок:

оценка величины (определение ИРЗ) поверхностного поля на любом удалении от точки с известным значением этого поля;

определение потенциально опасных зон в поверхностных полях излучений по результатам их точечных измерений (т. е. зон с неизвестными значениями поля, в которых эти значения могут объективно достигать наиболее высоких уровней);

проверка достаточности имеющихся данных точечных измерений для утверждения о том, что поверхностное поле во всей области измерений не превышает заданного значения;

определение наиболее безопасных маршрутов в поверхностных полях излучений при дефиците данных его точечных измерений (в условиях редких точечных измерений);

оценка неопределенностей (максимальной погрешности) картограмм поверхностных полей излучений, построенных методом точечных измерений;

проверка достоверности (реалистичности) имеющегося множества результатов точечных измерений поверхностного поля.

По-видимому, данный перечень не является окончательным и может быть дополнен другими перспективными направлениями.

Список использованной литературы

1. *Булдаков Л. А.* Радиоактивные вещества и человек / Л. А. Булдаков. — М. : Энергоатомиздат, 1990. — С. 69, 80—82.
2. *Жабо В. В.* Охрана окружающей среды на ТЭС и АЭС / В. В. Жабо. — М. : Энергоатомиздат, 1992. — С. 6—8, 186—187.
3. Ретроспективная дозиметрия участников ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС / Ильичев С. В., Кочетков О. А., Крючков В. П., Мазурик В. К., Носовский А. В., Павлов Д. А., Снисар И. Б., Цовьянов А. Г. — К. : Седа-стиль, 1996. — С. 24—29, 35.
4. Краткий словарь по философии / Под общ. ред. И. В. Блауберга, И. К. Пантина. — 4-е изд. — М. : Политиздат, 1982. — С. 190—191.
5. *Иванов В. И.* Курс дозиметрии / В. И. Иванов. — М. : Энергоатомиздат, 1988. — С. 46, 227, 296—297.
6. *Козлов В. Ф.* Справочник по радиационной безопасности / В. Ф. Козлов. — М. : Энергоатомиздат, 1987. — С. 129—149.
7. Вопросы дозиметрии и радиационная безопасность на атомных электрических станциях / Под ред. А. В. Носовского. — Славутич: Укратомиздат, 1998. — С. 75, 195, 200.
8. *Морс Ф.* Методы теоретической физики / Морс Ф., Фешбах Г. — М. : Изд-во иностр. лит-ры, 1960. — С. 41—42.
9. *Бронштейн И. Н.* Справочник по математике / И. Н. Бронштейн, К. А. Семендяев — М. : Наука, 1986. — С. 239.
10. *Романов В. П.* Дозиметрист АЭС / В. П. Романов. — М. : Энергоатомиздат, 1987. — С. 114.

References

1. *Buldakov L. A.* Radioactive Substances and Human. — Moscow : Energoatomizdat, 1990. — P. 69, 80—82. (Rus)
2. *Zhabo V. V.* Environmental Protection at TPPs and NPPs. — Moskva : Energoatomizdat, 1992. — P. 6—8, 186—187. (Rus)
3. *Illichev S. V., Kochetkov O. A., Kryuchkov V. P., Mazurik V. K., Nosovskiy A. V., Pavlov D. A., Snisar I. B., Tsov'yanov A. G.* Retrospective Dosimetry of Accident Remediation Personnel at the Chernobyl Nuclear Power Plant. — Kiev : Seda-stil, 1996. — P. 24—29, 35. (Rus)
4. Short Dictionary of Philosophy / Gen. Ed. by I. V. Blauberg, I. K. Pantin. — Iss. 4. — Moscow : Politizdat, 1982. — P. 190—191. (Rus)
5. *Ivanov V. I.* Dosimetry Course. — Moscow : Energoatomizdat, 1988. — P. 46, 227, 296—297. (Rus)
6. *Kozlov V. F.* Radiation Safety Manual. — Moscow : Energoatomizdat, 1987. — P. 129—149. (Rus)
7. Dosimetry Issues and Radiation Safety at Nuclear Power Plants / Ed. by A. V. Nosovskiy. — Slavutich : Ukratomizdat, 1998. — P. 75, 195, 200. (Rus)
8. *Mors F., Feshbakh G.* Methods of Theoretical Physics. — Moscow : Publishing House of Foreign Literature, 1960. — P. 41—42. (Rus)
9. *Bronshtein I. N., Semendiayev K. A.* Mathematics manual. — Moscow : Nauka, 1986. — P. 239. (Rus)
10. *Romanov V. P.* NPP dosimetrist. — Moscow : Energoatomizdat, 1987. — P. 114. (Rus)

Получено 03.03.2014.

УДК 539.1

Л. І. Асламова[1], Є. В. Куліч[1],
С. М. Лучковський[2], Н. В. Меленевська[1],
Л. П. Лук'янчук[1]

[1] *Навчально-науковий центр з радіаційної безпеки Київського національного університету імені Тараса Шевченка, м. Київ, Україна*
[2] *МЦ «Кіберклініка Спіженка», с. Капітанівка Києво-Святошинського району Київської обл.*

Контроль додаткового дозового навантаження на пацієнта під час терапії системою КіберНіж

Однією з найсучасніших та ефективних систем опромінення в клінічній радіотерапії на сьогоднішній день є система КіберНіж, яка дає змогу проводити локальне опромінення пухлин із збереженням сусідніх органів та тканин. Окрім призначеної спеціалістом дози опромінення пухлини, відповідно до типу органів або тканин, пацієнт отримує значне додаткове дозове навантаження під час розміщення пацієнта на столі та реєстрації руху опромінюваної мішені за допомого спеціальної системи відслідковування, що робить внесок у сукупну дозу опромінення, яку отримує пацієнт. У статті наведено результати вимірювання величин поглинених доз опромінення під час процедури відслідковування руху мішені на різних відстанях вглиб від поверхні тіла пацієнта.

Ключові слова: КіберНіж, дозове навантаження, система відстеження руху мішені.

Л. И. Асламова, Е. В. Кулич, С. Н. Лучковский, Н. В. Меленевская, Л. Ф. Лукьянчук

Контроль дополнительной дозовой нагрузки на пациента при прохождении терапии системой КиберНож

Одной из современных и эффективных систем облучения в клинической радиотерапии на сегодняшний день является система КиберНож, которая позволяет проводить локальное облучение опухолей с сохранением соседних органов и тканей. Кроме предписываемой специалистом дозы облучения опухоли в соответствии с типом органов или тканей, пациент получает значительную дополнительную дозовую нагрузку во время процедуры размещения пациента на столе и регистрации движения облучаемой мишени с помощью специальной системы отслеживания, что делает вклад в суммарное дозовое облучение пациента. В статье представлены результаты измерения величин доз облучения, получаемых пациентом во время процесса отслеживания движения мишени, на разных расстояниях вглубь от поверхности тела пациента.

Ключевые слова: КиберНож, дозовая нагрузка, система отслеживания движения мишени.

© Л. І. Асламова, Є. В. Куліч, С. М. Лучковський, Н. В. Меленевська, Л. П. Лук'янчук, 2014

Актуальним питанням сучасної терапевтичної радіології є зменшення дозового навантаження на пацієнта під час проходження терапії за допомогою новітніх потужних терапевтичних апаратів. Одним з таких апаратів є радіотерапевтична система КіберНіж. Система містить 6 МеВ лінійний прискорювач з маніпулятором, що має 6 ступенів вільності. Лінійний прискорювач містить 12 коліматорів рентгенівських пучків, що дозволяють змінювати їх діаметр у діапазоні 5—60 мм, відстань між джерелом та мішенню становить 80 см. КіберНіж є складною комплексною системою, що використовує стереоскопічне рентгенівське зображення не тільки для встановлення параметрів терапевтичного опромінення, але й для відслідковування положення та руху мішені опромінення в реальному часі. Відслідковування руху мішені (при мимовільних рухах тіла або диханні) створює додаткове дозове навантаження на пацієнта, що в свою чергу може призводити до виникнення детермінованих біологічних ефектів.

Проходячи процедуру, пацієнт розташовується на дистанційно-керованому столі, що має 5 ступенів вільності і підключений до системи відслідковування мішені. Система відслідковування мішені складається з двох стандартних кіловольтажних рентгенівських трубок та двох плоско-панельних аморфно-силіконових детекторів. Камери системи відслідковування та формування зображення встановлені під прямим кутом на стелі процедурної кімнати, а плоско-панельні детектори вмонтовані в підлогу (рис. 1). Отримані зображення від обох камер опрацьовуються програмним забезпеченням, принцип якого базується на алгоритмі реєстрації зображення та обчисленні зсуву й повороту мішені під час терапевтичної процедури [1].

Оскільки терапевтичні процедури, що проводяться за допомогою системи КіберНіж, основані на принципі візуального контролю, система використовує три способи відслідковування мішені, які використовуються в клінічній практиці для внутрішньо- та зовнішньочерепного візуального моніторингу.

«Нормуючий» спосіб відслідковування застосовується для зовнішньочерепних маніпуляцій, з використанням рентген-контрастних маркерів, імплантованих в м'які тканини, що оточують мішень [2]. «*Внутрішньочерепний» спосіб* полягає в реєстрації фіксованого положення тіла з відповідним маркуванням на черепних кістках пацієнта [3].

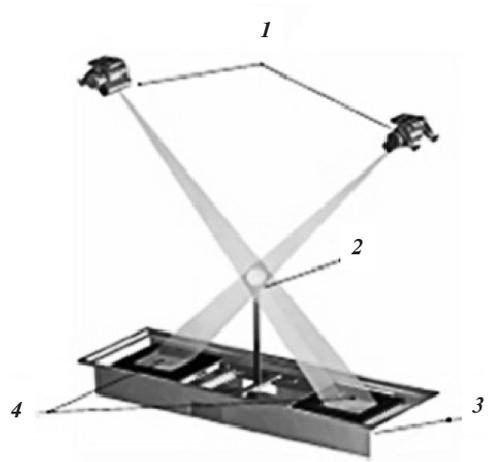


Рис. 1. Система відслідковування руху мішені:
1 — джерело випромінювання;
2 — калібрувальний пристрій;
3 — платформа; *4* — цифрові приймачі

«*Хребцевий*» *спосіб* дає змогу відстежувати зміщення пухлин, локалізованих у спинному мозку, реєструючи тіло в русі з маркерами на хребцях [4].

Отже, загальна доза опромінення, яку отримує пацієнт, включає дозу від використання комп'ютерної томографії (КТ) з метою планування терапевтичної процедури для ділянки-мішені; дозу від сканування прямої позиції пацієнта безпосередньо перед радіотерапією з урахуванням того, що кількість так званих сканів може становити близько 30, а також безпосередньо саму дозу терапевтичного опромінення, встановлену лікарем на підставі отриманих діагностичних даних.

Метою даного дослідження є створення інформаційної бази щодо оцінки додаткового дозового навантаження на пацієнта під час ідентифікації локалізації мішені опромінення та її відслідковування, щоб врахувати його в сумарній дозі, призначеній для терапевтичної процедури.

Хід модельних вимірювань. Вимірювання проводилися в клініці за допомогою терапевтичної системи КіберНіж (модель *CyberKnife G4*) з використанням еквівалентного антропометричного набірного фантома тіла людини PTW RW3 Slab Phantom з полістерену (polysteren C_8H_8 з домішкою 2 % двоокису титану TiO_2, який є водним еквівалентом, густина $\rho_ф$ = 1,045 г/см^3). Для визначення товщини фантома (h), що відповідає 1 см тіла пацієнта (водний еквівалент, густина $\rho_в$ = 1 г/см^3), проводять перерахунок $h = \rho_в/\rho_ф \cdot 1$ см = 1/1,045·1 см ≈ 0,96 см. Дозу опромінення фантома вимірювали дозиметром PTW Unidose (електрометр) з іонізаційною камерою Фармера «Farmer 30013» (рис. 2).

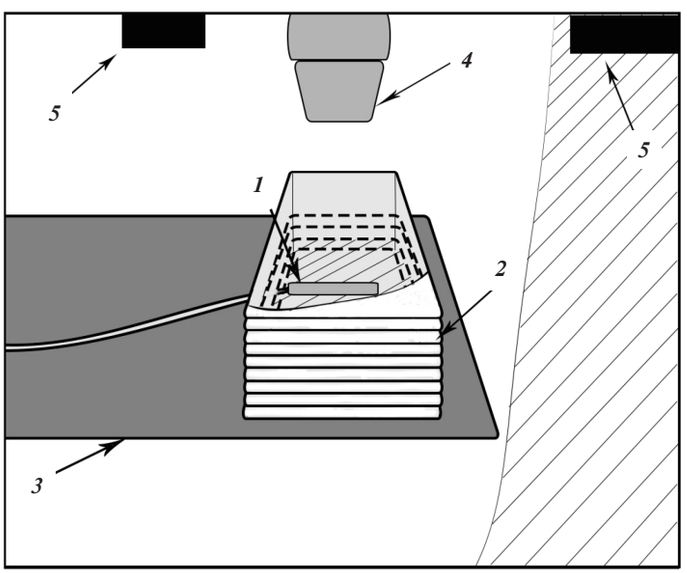


Рис. 2. Схема експерименту:
1 — камера Фармера; *2* — набірний фантом;
3 — стіл, на який кладуть пацієнта під час лікування;
4 — КіберНіж; *5* — джерела випромінювання системи відстеження руху тіла пацієнта, закріплені на стелі навпроти один одного

Під час експерименту камера Фармера розташовувалася на однаковій відстані від стола; товщина фантома збільшувалася накладанням пластин зверху. У ході дослідження використовувалося стандартне програмне забезпечення CyberKnife. Кулонівський заряд, який утворювався в камері Фармера під дією гамма-пучка, вимірювався за допомогою електрометра і перераховувся у відповідне значення поглинутої дози при глибокофокусному випромінюванні за формулою

$$D_w = k_Q \cdot N_w \cdot M,$$

де k_Q — поправковий коефіцієнт якості перетворення пучка; N_w — калібрувальний коефіцієнт дозиметра за поглинутою дозою у воді; M — значення кулонівського заряду в камері Фармера.

Результати та висновки. Щоб визначити дозове навантаження на пацієнта під час відслідковування мішені опромінення, вимірювалися відносні величини поглинутих доз на різних глибинах від поверхні фантома. Отримані результати узгоджуються з наведеними в [5, 6]. Виміри проводилися при постійному струмі (I) на трубці 100 мА та за максимальної постійної напруги 120 кВ. Час експозиції для кожної серії експериментів становив 75, 100, 200, 300 мс. Довготривалі експозиції забезпечували отримання якісніших знімків, але при цьому зі збільшенням поглинутої дози (D) майже в 3,5 рази (рис. 3).

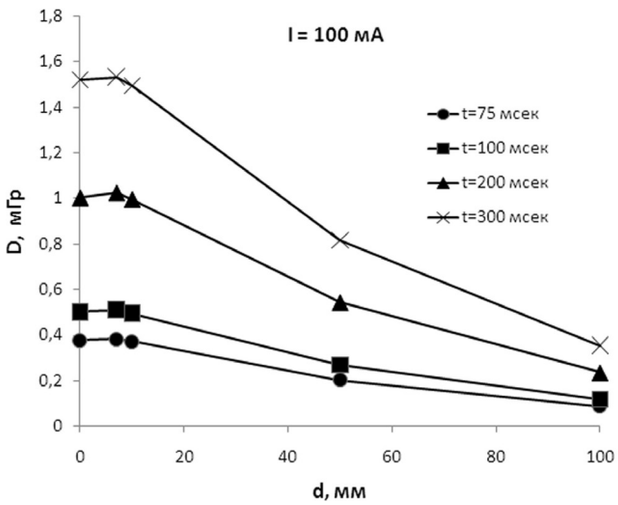


Рис. 3. Залежність поглинутої дози від товщини фантома d при силі струму (I) на трубці 100 мА

За умов сталої експозиції у 100 мс та збільшення сили струму на трубці в діапазоні 100...300 мА виявлено, що на глибині від поверхні фантома 100 мм дозове навантаження збільшується в 2 рази.

У наступній серії експериментів (рис. 4) встановлювалася залежність дози опромінення від сили струму на трубці при товщинах фантома 0 мм та 50 мм. Встановлено, що на глибині 50 мм від поверхні фантома відносна величина поглинутої дози зростає вдвічі.

У ході експериментів спостерігалася стабільна динаміка зростання дози із зміною струму на трубці та часу експозиції. Вимірювання дозового навантаження проводилося з розрахунку на одне сканування положення мішені. Враховуючи згадану вище необхідну кількість подібних сканів для проведення одного акту терапевтичного опромінення, який є фракційною частиною повної призначеної лікарем дози, навантаження на пацієнта є значним. Таким чином, з отриманого розподілу доз за глибиною можна зробити висновок, що основна доза від сканування

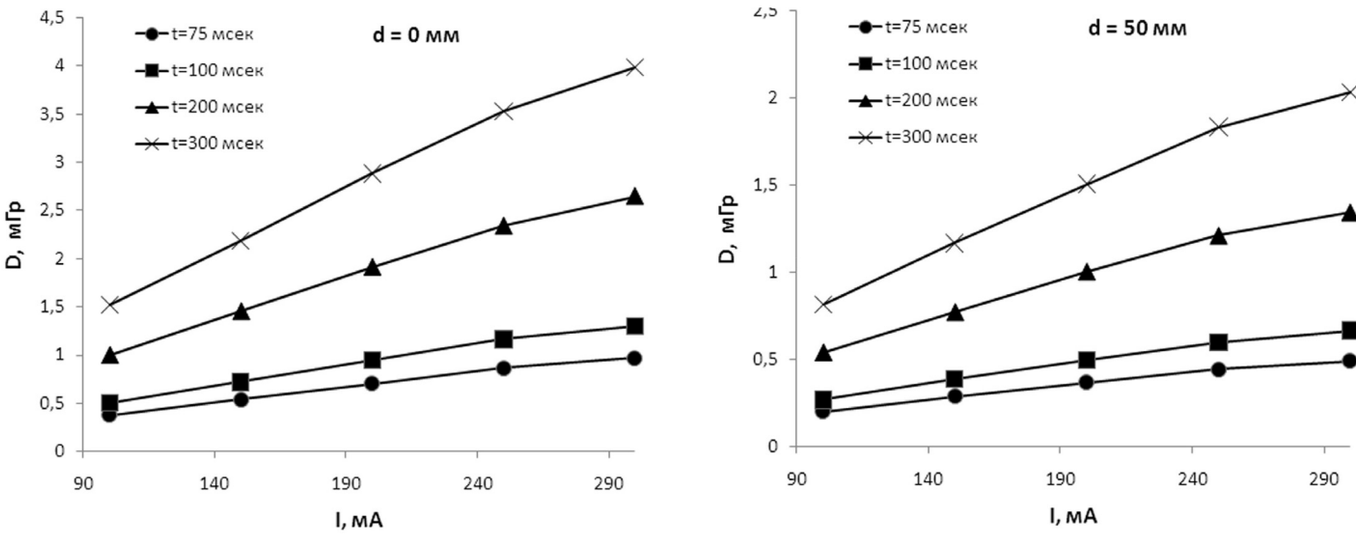


Рис. 4. Залежність поглинутої дози від сили струму на трубці та товщини фантома *d*

припадає саме на поверхню тіла пацієнта. При цьому детерміновані ефекти на здорові тканини є значними.

Отже, результати досліджень дають змогу вирішити питання про врахування додаткового опромінення у сумарній терапевтичній дозі та обрати коректні характеристики системи позиціонування, щоб оптимізувати додаткове дозове навантаження на пацієнта.

Список використаної літератури

1. *Fu, D.* A fast, accurate and automatic 2D–3D image registration for image-guided cranial radiosurgery / D. Fu, G. Kuduvalli // Medical Physics. — 2008. — V. 35. — P. 2180—2194.

2. *Murphy, M. J.* Fiducial-based targeting accuracy for external-beam radiotherapy / M. J. Murphy // Medical Physics. — 2002. — V. 29. — P. 334—344.

3. *Fu, D.* Automated skull tracking for the CyberKnife image-guided radiosurgery system / D. Fu, G. Kuduvalli, V. Mitrovic, W. Main, L. Thomson // SPIE Medical Imaging: Image Processing (2005, San Diego, CA, USA). — 2005. — P. 366—377.

4. *Ho, A. K.* A study of the accuracy of spinal radiosurgery using skeletal structure tracking / A. K. Ho, D. Fu, C. Cotrutz et.al. // Neurosurgery (Operative Neurosurgery). — 2007. — V. 60. — P. 147—156.

5. *Canbolat, A.* Investigation of Surface Dose from Imaging Units of (Belonging) CyberknifeRobotic Radiosurgery / A. Canbolat, F. Zorlu, A. Dogan et al. // Journal of Radiosurgery & SBRT. — 2013. — Supplement 2.1. — Vol. 2. — P. 8.

6. *Murphy, M.* The management of imaging dose during image-guided radiotherapy: Report of the AAPM Task Group 75 / M. Murphy, J. Balter, S. Balter et.al. // Medical Physics. — 2007. — V. 34. — P. 4041—4062.

References

1. *Fu, D.* A fast, accurate and automatic 2D–3D image registration for image-guided cranial radiosurgery / D. Fu, G. Kuduvalli // Medical Physics. — 2008. — V. 35. — P. 2180—2194.

2. *Murphy, M. J.* Fiducial-based targeting accuracy for external-beam radiotherapy / M. J. Murphy // Medical Physics. — 2002. — V. 29. — P. 334—344.

3. *Fu, D.* Automated skull tracking for the CyberKnife image-guided radiosurgery system / D. Fu, G. Kuduvalli, V. Mitrovic, W. Main, L. Thomson // SPIE Medical Imaging: Image Processing (2005, San Diego, CA, USA). — 2005. — P. 366—377.

4. *Ho, A. K.* A study of the accuracy of spinal radiosurgery using skeletal structure tracking / A. K. Ho, D. Fu, C. Cotrutz et.al. // Neurosurgery (Operative Neurosurgery). — 2007. — V. 60. — P. 147—156.

5. *Canbolat, A.* Investigation of Surface Dose from Imaging Units of (Belonging) CyberknifeRobotic Radiosurgery / A. Canbolat, F. Zorlu, A. Dogan et al. // Journal of Radiosurgery & SBRT. — 2013. — Supplement 2.1. — Vol. 2. — P. 8.

6. *Murphy, M.* The management of imaging dose during image-guided radiotherapy: Report of the AAPM Task Group 75 / M. Murphy, J. Balter, S. Balter et.al. // Medical Physics. — 2007. — V. 34. — P. 4041—4062.

Отримано 14.02.2014.

УДК 621.039

В. И. Скалозубов[1], Ю. А. Комаров[1],
Н. Н. Шендрик[2]

[1]*Институт проблем безопасности атомных электростанций Национальной академии наук Украины, г. Чернобыль, Украина*

[2]*Обособленное подразделение НАЭК «Энергоатом» «Южно-Украинская АЭС», г. Южноукраинск, Николаевская обл., Украина*

Методические аспекты ремонта по техническому состоянию оборудования АЭС Украины

Кратко представлено положение дел с применением ремонта по техническому состоянию (РТС) оборудования АЭС в мире и в частности в Украине. Описан подход к РТС, реализованный на Южно-Украинской АЭС, которая добилась значительных успехов в его практической реализации (функциональный анализ системы с выделением критичного и некритичного оборудования, оценка межремонтного периода для критичного оборудования и оценка периодичности контроля для некритичного оборудования). Приведены методы оценки периодичности ремонта и контроля на основании теории нечетких множеств и экспертных систем. Показаны существующие методические проблемы. Даны предложения по совершенствованию процедуры РТС для АЭС Украины, основанные на физико-статистических методах наработки до отказа и более точном методе обработки нечетких множеств.

Ключевые слова: безопасность, эффективность, АЭС, вероятность, ремонт.

В. І. Скалозубов, Ю. О. Комаров, М. М. Шендрік

Методичні аспекти ремонту за технічним станом обладнання АЕС України

Коротко наведено стан справ щодо застосування ремонту за технічним станом (РТС) обладнання АЕС у світі та зокрема в Україні. Описано підхід до РТС, реалізований на Южно-Українській АЕС, яка досягла значних успіхів у його практичній реалізації (функціональний аналіз системи з виділенням критичного й некритичного обладнання, оцінка міжремонтного періоду для критичного обладнання й оцінка періодичності контролю для некритичного обладнання). Наведено методи оцінки періодичності ремонту та контролю на підставі теорії нечітких множин і експертних систем. Розглянуто наявні методичні проблеми. Надано практичні рекомендації щодо вдосконалення процедури РТС для АЕС України, що спираються на фізико-статистичні методи напрацювання до відмови і більш точний метод обробки нечітких множин.

Ключові слова: безпека, ефективність, АЕС, імовірність, ремонт.

© В. И. Скалозубов, Ю. А. Комаров, Н. Н. Шендрик, 2014

Наиболее полная методическая база внедрения ремонта по техническому состоянию (РТС) оборудования АЭС представлена в рекомендациях МАГАТЭ [1], где РТС назван Reliability Centred Maintenance — ремонтом, ориентированным на надежность (РОН). Описание РОН включает описание систематического подхода к выполнению, изменению и ценовому эффекту от внедрения РОН для оборудования АЭС. Концепция РОН, возникнув в секторе гражданской авиации, существует более 25 лет. Отмечено, что эффективное использование РОН может способствовать повышению безопасности и надежности энергоблока и оборудования, а также оптимизации действий по управлению оборудованием и процедур технического обслуживания и ремонта (ТОиР). РОН не является процессом, результаты которого проявляются на коротком промежутке времени, — срок его окупаемости может составить от 5 до 10 лет. Процесс РОН основывается на функциях энергоблока и оборудования, последствиях отказа и мерах по предотвращению или уменьшению отказов в выполнении назначенных функций.

В рекомендациях [1] также сказано, что в комбинации с детерминированными подходами для оптимизации программ ТОиР может быть использован вероятностный анализ безопасности (ВАБ) по следующим направлениям:

категоризация систем и (или) компонентов с точки зрения влияния на безопасность;

анализ ТОиР и альтернативных стратегий ТОиР на основании идентификации критичности компонентов систем;

оценка воздействия предлагаемых изменений в ТОиР на риск АЭС.

В частности модель ВАБ обеспечивает входную информацию для риск-ориентированного процесса отбора и категоризации систем в соответствии со значимостью для безопасности [2].

В Украине развитие и внедрение концепции РТС в настоящее время находятся на стадии обоснования в регулирующей и эксплуатационной деятельности. Последняя редакция нормативного документа [3] определяет возможность перехода на РТС «...после уточнения фактических характеристик надежности систем и оборудования при наличии необходимого диагностического обеспечения и технической документации».

План мероприятий Национальной атомной энергогенерирующей компании (НАЭК) «Энергоатом» на 2013—2016 годы по переводу оборудования 4- и 3-го классов безопасности (согласно [4]) на ремонт по техническому состоянию включает следующие тематические разделы:

1. Подготовка нормативно-технической базы для перевода оборудования АЭС на РТС.
2. Разработка методик оценки технического состояния оборудования АЭС.
3. Обеспечение диагностическим оборудованием.
4. Организация перевода оборудования АЭС на РТС.

До принятия данного плана мероприятий работы в направлении РТС велись различными АЭС Украины (при содействии и сотрудничестве с научными организациями Украины и зарубежья) независимо друг от друга, без централизованного управления и координации процессом.

Отметим, что основной проблемой объективной оценки состояния оборудования, без чего невозможен переход на РТС (в частности оборудования 2- и 3-го классов безопасности), является отсутствие современных методов оценки технического состояния и апробированных методик контроля оборудования АЭС.

Значительных результатов в продвижении РТС достигла Южно-Украинская АЭС (ЮУАЭС): разработаны ряд методик и расчетная программа, обеспечивающие планирование РТС оборудования 4-го класса безопасности [5—8]; в 2004 году начата опытно-промышленная эксплуатация данного подхода на оборудовании нескольких технологических систем всех трёх энергоблоков ЮУАЭС.

Ниже представлены основные подходы, применяемые при реализации РТС оборудования ЮУАЭС, и намечены пути их совершенствования.

Методика реализации РТС. Подход, реализованный на ЮУАЭС, заключается в следующем:

1) проводится функциональный анализ технологической системы с выделением критичного и некритичного оборудования (на основании специальных критериев);

2) для критичного оборудования оцениваются периоды безотказной работы и устанавливается межремонтный период;

3) для некритичного оборудования ремонт не планируется, а оценивается и устанавливается периодичность контроля технического состояния.

Функциональный анализ основывается на определении степени тяжести последствий отказов функциональных групп (ФГ) оборудования и включает следующие этапы:

идентификацию системы (наименование, назначение, состав, структура, принцип работы, режимы и условия);

определение функций системы;

формирование ФГ;

определение возможных видов отказов ФГ;

определение последствий отказов для функции системы;

определение последствий отказов для энергоблока;

определение степени тяжести последствий отказов ФГ.

В результате проведения идентификации составляется перечень функций системы. Функции системы подразделяются на основные (целевые) и вспомогательные. ФГ формируются из однотипного оборудования, связанного выполнением определённой функции. Для систематизации результатов анализа в ходе формирования ФГ заполняется матрица соотношений «функция — функциональная группа».

Каждая ФГ рассматривается как на предмет возможных *видов отказов* входящего оборудования (например, наружная протечка, внутренняя протечка, потеря электрических характеристик, потеря гидравлических характеристик, потеря тепловых характеристик, незапуск, потери производительности, несвоевременное открытие, несвоевременное закрытие), так и на предмет возможных *последствий отказов* (без последствий или с нарушением функции). Тот возможный вид отказа, который не приводит к последствиям, в дальнейшем не рассматривается. Если же возможный вид отказа приводит к ухудшению или нарушению функции, изучается его влияние на состояние энергоблока. Последствия влияния на состояние энергоблока ранжируются следующим образом:

тяжёлые — пожар, взрыв, ядерная и радиационная авария;

средние — повреждение оборудования и останов энергоблока;

лёгкие — снижение, ограничение мощности энергоблока (и без последствий).

Уровень детализации при проведении анализа углубляется до конкретной единицы оборудования: насос, арматура, бак, теплообменник и т. д. При этом устанавливается влияние отказа конкретной единицы оборудования на работу ФГ (например, отказ оборудования или уменьшает резерв ФГ, или частично либо полностью отключает ФГ).

Окончательно критичность каждого конкретного оборудования определяется степенью тяжести последствий возможного отказа и потенциальной частотой реализации такого отказа (табл. 1).

Таблица 1. Соотношения «степень тяжести отказов — потенциальная частота отказов» для установления критичности единицы оборудования*

Последствия для энергоблока	Потенциальная частота отказов, лет			
	менее 5	от 5 до 10	от 10 до 20	более 20
Тяжёлые	К	К	К	К
Средние	К	К	К	НК
Лёгкие	К	НК	НК	НК
Не влияют	НК	НК	НК	НК

* К — оборудование критично, НК — оборудование некритично.

Под потенциальной частотой отказов подразумевается частота возможных видов отказов узла, приводящего к этим отказам, если его не подвергать планово-предупредительным процедурам, частично или полностью восстанавливающим технические характеристики. Потенциальная частота отказов устанавливается экспертом на основе опыта.

Отказ может быть скрытым или явным. Скрытый отказ обнаруживается только при разборке оборудования и может привести к более тяжёлым последствиям, чем явный отказ, который обнаруживается при обходе или другими средствами обнаружения. Скрытый отказ учитывается уменьшением периодичности потенциальной частоты отказа с коэффициентом 0,9; если отказ явный, периодичность не меняется.

Сам факт наличия отказов также учитывается уменьшением потенциальной частоты отказа. При этом если подобные отказы реализовывались, частота уменьшается с коэффициентом 0,95; если подобные отказы были частыми, используется коэффициент 0,9; если отказов не было, частота не меняется.

Установление длительности межремонтного периода (для критичного оборудования) и периодичности контроля технического состояния (для некритичного оборудования) начинается с процедуры установления вида контроля технического состояния оборудования, которая включает в себя следующие этапы:

идентификацию оборудования;

определение функций оборудования (основные и вспомогательные);

определение возможных видов отказов оборудования;

определение причин отказов оборудования (например, блокировка, засорение, коррозия, короткое замыкание, дефект подключения, дефект изоляции, деформация, отсоединение, чрезмерный зазор, растрескивание);

определение узлов оборудования, являющихся причинами отказов (исходя из логической связи «вид отказа — причина — узел оборудования);

определение видов контроля узлов оборудования, являющихся причинами отказов (например, внешний осмотр, контроль металла, виброобследование, контроль параметров, замер сопротивления изоляции).

Каждый узел оборудования может быть подвержен как одному виду отказа, так и нескольким (например, подшипник насоса может быть причиной таких видов отказов, как вибрация и повышенная температура).

В каждой группе узлов с одинаковыми видами контроля технического состояния определяется самый слабый узел, по которому будет определяться периодичность этого вида контроля для единицы оборудования.

Потенциальная частота отказов, длительность межремонтного периода (для критичного оборудования) и периодичность контроля технического состояния (для некритичного оборудования) устанавливаются на основе теории нечетких множеств [9].

Модель нечеткого множества S_L задается парой переменных: нечеткой переменной L, заданной в некоторой области определения X, и ее функцией принадлежности μ_L:

$$S_L = \{(x,\ \mu_L(x);\ x \in X,\ 0 \le \mu_L(x) \le 1)\}. \qquad (1)$$

Использование теории нечетких множеств позволяет проводить оценки на основании экспертных оценок (мнений экспертов), при этом оцениваемые величины не опираются на теорию случайности (а значит, не требуют статистической повторяемости), что дает возможность, в частности, анализировать редкие, в том числе ранее не реализовавшиеся, события.

Одним из наиболее известных методов оценки функции принадлежности μ_L нечеткого множества является косвенный метод — метод парных сравнений, предложенный Т. Л. Саати [10]. Именно данный метод реализован для оценки частоты отказов, длительности межремонтного периода и периодичности контроля технического состояния оборудования ЮУАЭС.

Пусть E_1, E_2,..., E_n — множество из n элементов (альтернатив), которые формируют заголовки строк и столбцов матрицы M; v_1, v_2,..., v_m — ранг относительной важности (превосходства одной альтернативы над другой). Заполнение квадратных матриц парных сравнений осуществляется по следующему правилу. Если элемент E_1 доминирует над элементом E_2, то клетка матрицы, соответствующая строке E_1 и столбцу E_2, заполняется целым числом (из множества значений v_i, например $a_{12} = v_1$), а клетка, соответствующая строке E_2 и столбцу E_1, заполняется обратным к нему числом. Если элемент E_2 доминирует над E_1, то целое число ставится в клетку, соответствующую строке E_2 и столбцу E_1, а дробь проставляется в клетку, соответствующую строке E_1 и столбцу E_2. Если элементы E_1 и E_2 равнопредпочтительны, то в обе позиции матрицы ставятся единицы.

Таким образом, эксперт формирует матрицу M, диагональные элементы которой равны 1, а для элементов, симметричных относительно диагонали, $a_{ij} = 1/a_{ji}$, т. е. если один объект в α раз предпочтительней другого, то второй объект оценивается в $1/\alpha$ раз предпочтительней первого. В этом случае

$$\sum_{j=1}^{n} a_{ij}\omega_j = n\omega_i, \qquad (2)$$

где n — наибольшее собственное значение матрицы M.

Оценка функции принадлежности — вектор $\vec{\omega} = (\omega_1, \omega_2, \ldots, \omega_n)$, удовлетворяющий уравнению вида $M\vec{\omega} = \lambda\vec{\omega}$, где λ — наибольшее собственное значение матрицы M. Чем ближе λ к значению n, тем более верен результат. Отклонение λ от n используется как мера правильности результата: $\varepsilon = (\lambda - n)/n$. При $\varepsilon = 0$ имеем полную транзитивность суждений. Чем больше ε, тем больше нетранзитивность суждений эксперта.

Приближенный метод нахождения собственного вектора, соответствующего максимальному собственному числу матрицы парных сравнений, реализован в процедуре РТС ЮУАЭС и состоит в следующем. Вычисляется построчное произведение элементов матрицы M, из которого извлекается корень n-й степени. Полученный вектор $\vec{\varphi} = (\varphi_1, \varphi_2, \ldots, \varphi_n)$ используется для нахождения функции принадлежности μ_L:

$$\mu_F = \left(\frac{\varphi_1}{\varphi_S}, \frac{\varphi_2}{\varphi_S}, \ldots, \frac{\varphi_n}{\varphi_S}\right),\ \varphi_S = \sum_{i=1}^{n} \varphi_i. \qquad (3)$$

Далее используется метод максимума, в соответствии с которым наиболее предпочтительным элементом нечеткого множества будет тот, который соответствует максимальному значению функции принадлежности μ_L.

Например, приблизительная периодичность контроля определена экспертом равной 3 годам; соответственно, альтернативные периодичности должны составлять 1 и 2 года с одной от примерной периодичности стороны временной шкалы и 4 и 5 лет — с другой стороны. Эксперт, попарно сравнивая альтернативы, заполняет таблицу парных сравнений, пользуясь шкалой относительной важности. Если при сравнении первого альтернативного периода со вторым получена важность 3, то при сравнении второго альтернативного периода с первым получим обратную величину (т. е. 1/3).

В качестве экспертов привлекается эксплуатационный и ремонтный персонал, имеющий склонность к анализу и стаж работы с рассматриваемым оборудованием не менее 10 лет.

Дальнейшие пути развития методической базы РТС. Экспертные оценки с использованием теории нечетких множеств субъективны, поскольку значительно зависят от квалификации эксперта. В качестве дополнительной и (или) альтернативной оценки длительности до планового ремонта либо контроля можно предложить прогнозную оценку определяющих параметров технического состояния (ОПТС), выраженных численными значениями (степень вибрации, значение протечек, утонение металла и т. п.). В этом случае ремонт будет запланирован на дату, оцененную по интервалу времени

$$T = \min_i \left\{T_{\gamma i} - T_0\right\},\ i = 1, 2, \ldots, k, \qquad (4)$$

где $T_{\gamma i}$ — гамма-процентная наработка до отказа по i-му ОПТС; T_0 _ момент проведения планирования.

В зависимости от уровня влияния оборудования на безопасность и эффективность эксплуатации АЭС устанавливается значение гамма-процентного запаса гамма-процентной наработки до отказа, по которой планируется очередной ТОиР оборудования. Таким образом, чем больше оборудование влияет на безопасность и эффективность эксплуатации энергоблока, тем с большим запасом по времени (заранее) будет назначаться плановый ремонт (контроль) оборудования.

Для оценки наработки до отказа на основе физических процессов деградации оборудования АЭС наиболее подходит модель с немонотонными реализациями, описываемая дифференциально-немонотонным распределением (DN-распределением) [11], согласно которой средняя и гамма-процентная наработка до отказа составят

$$T_{\text{ср}} = \mu = \frac{x_{\text{пр}} - x_0}{a},\ T_\gamma = \mu X_\gamma = X_\gamma \frac{x_{\text{пр}} - x_0}{a}, \qquad (5)$$

где μ — параметр масштаба DN-распределения; $x_{\text{пр}}$ — граничное значение ОПТС, при достижении которого требуется вывод оборудования в ремонт; x_0 — начальное значение ОПТС; a — средняя скорость изменения ОПТС; X_γ — коэффициент, определяемый из уравнения $F_{DN}(X_\gamma, \mu = 1, \nu) = 1-\gamma/100$, в котором $F_{DN}(X_\gamma, \mu = 1, \nu)$ — функция DN-распределения (вероятность отказа); ν — параметр формы DN-распределения, равен коэффициенту вариации скорости изменения определяющего параметра и определяется по коэффициенту вариации основного процесса деградации [12, прил. В]; γ — регламентированное значение вероятности (степень запаса) гамма-процентной наработки до отказа в процентах.

Значение γ для оборудования, имеющего высокое влияние на безопасность и эффективность эксплуатации, принимается равным 95 %. Для оборудования с низким влиянием планирование ремонта (контроля) возможно по средней наработке до отказа $T_{\text{ср}}$. Оценка γ для оборудования, имеющего средний уровень влияния на безопасность и эффективность эксплуатации, проводится по степени значимости по Бирнбауму (используя результаты ВАБ) и с учетом класса безопасности оборудования энергоблока АЭС [13].

Если имеются численные значения ОПТС и небольшое количество отказов, т. е. недостаточное для оценки показателей надежности только на основании зафиксированных отказов элементов и (или) оборудования, целесообразно совместное использование статистических и вероятностно-физических моделей. Совмещение нескольких моделей оценки параметров (по отказам, по изменению ОПТС, экспертные оценки) возможно при использовании байесовского метода с дискретизацией априорного распределения [11].

Если же ОПТС не могут быть выражены через численные значения в условиях отсутствия (недостаточности) данных по отказам, оценку можно проводить исключительно на основании опыта, знаний, квалификации обслуживающего персонала АЭС — так, как это реализовано на ЮУАЭС. Для уточнения представленного выше подхода предлагается использовать аналитические оценки нескольких экспертов с дальнейшим их анализом на предмет минимизации нетранзитивности, а в качестве метода дефаззификации (при определении наиболее предпочтительного элемента нечеткого множества) использовать не метод максимума, а метод центроида (центра тяжести), который более точен. Дефаззификация нечеткого множества по методу центроида осуществляется по формуле

$$T = \sum_{i=1}^{n} x_i \mu_F(x_i) \Big/ \sum_{i=1}^{n} \mu_F, \qquad (6)$$

где x_i — множество экспертно установленных приблизительных значений показателей; μ_F —функция принадлежности, оцененная по (3).

Выводы

Существующие методики (в том числе рекомендованные МАГАТЭ) и отечественная нормативная база позволяют заложить основу для внедрения РТС на энергоблоках АЭС Украины, однако основной проблемой перехода на РТС является отсутствие современных методов оценки технического состояния и апробированных методик контроля оборудованию АЭС.

Следует отметить, что использование ВАБ для задач РТС возможно только в комплексе с другими инструментами и методами, поскольку ВАБ, являясь однокритериальной моделью, не чувствителен к такой характеристике, как эффективность эксплуатации. Вместе с тем модели и результаты ВАБ могут быть применены для ранжирования оборудования по его влиянию на безопасность.

Значительных успехов в практической реализации РТС достигла ЮУАЭС, принимающая активное участие в реализации плана мероприятий НАЭК «Энергоатом» по переводу оборудования 4- и 3-го классов безопасности на РТС.

Поскольку работы по переводу оборудования АЭС на РТС выполняются в Украине впервые, возникают различные трудности, связанные как с нормативно-техническим обеспечением, так и с методологической частью процедур РТС.

Для усовершенствования и уточнения оценок потенциальной частоты отказов, длительности межремонтного периода и периодичности контроля технического состояния предлагается совместно с экспертной оценкой (по методу парных сравнений) использовать прогнозные оценки численных показателей ОПТС с оценкой гамма-процентной наработки (на основе диффузионно-немонотонного распределения наработки до отказа), а также байесовский метод для совместного учета таких составляющих, как прогноз изменения ОПТС, данные по отказам оборудования и экспертные оценки. Для окончательного выбора значения показателя (из нечеткого множества) при его экспертной оценке рекомендуется применять метод центра тяжести — более точный и более общий по сравнению с методом максимума.

Список использованной литературы

1. *IAEA-TECDOC-1590.* Application of Reliability Centred Maintenance to Optimize Operation and Maintenance in Nuclear Power Plants. — Vienna : IAEA, 2007. — 140 p.

2. *IAEA-TECDOC-1200.* Applications of probabilistic safety assessment (PSA) for nuclear power plants. — Vienna : IAEA, 2001. — 104 p.

3. *СОУ-Н ЯЕК 1.010:2008.* Правила організації технічного обслуговування і ремонту систем та обладнання атомних електростанцій. — Офіц. вид. — К. : ДП НАЕК «Енергоатом», 2008. — V, 116 с. — (Норм. документ Мінпаливенерго України. Правила).

4. *НП 306.2.141–2008.* Загальні положення забезпечення безпеки атомних станцій. / Державний комітет ядерного регулювання України. — 2008. — 35 с.

5. *МТ.0.3812.0024.* Методика определения критичности оборудования АЭС на основе функционального анализа / ГП НАЭК «Энергоатом», ОП «Южно-Украинская АЭС». — 2010. — 22 с.

6. *МТ.0.3812.0018.* Методика определения видов и периодичности контроля технического состояния оборудования на основе экспертной оценки / ГП НАЭК «Энергоатом», ОП «Южно-Украинская АЭС». — 2012. — 19 с.

7. *МТ.0.3812.0159.* Определение критичных узлов оборудования АЭС и их показателей безотказности на основе экспертной оценки / ГП НАЭК «Энергоатом», ОП «Южно-Украинская АЭС». — 2012. — 18 с.

8. *РК.0.3812.0022.* Диалоговая компьютерная система определения критичности, безотказности, видов и периодичности контроля технического состояния оборудования АЭС на основе экспертной оценки. Руководство пользователя / ГП НАЭК «Энергоатом», ОП «Южно-Украинская АЭС». — 2013. — 54 с.

9. *Заде Л. А.* Понятие лингвистической переменной и его применение к принятию приближенных решений./ Л. А. Заде. — М. : Мир, 1976. — 165 с.

10. *Саати Т. Л.* Принятие решений. Метод анализа иерархий / Т. Л. Саати; Пер. с англ. Р. Г. Вачнадзе. — М. : Радио и связь, 1993. — 278 с.

11. *Комаров Ю. А.* Оценки длительности до проведения планового технического обслуживания и ремонта при применении концепции ремонта по техническому состоянию оборудования АЭС / Ю. А. Комаров, В. Ю. Кочнева // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля. — 2011. — Вып. 17. — С. 27—39.

12. *ДСТУ 3004—95.* Надежность техники. Методы оценки показателей надежности по экспериментальным данным. — К. : Госстандарт Украины, 1995. — 123 с.

13. *Комаров Ю. А.* Развитие риск-ориентированных подходов для внедрения концепции ремонта по техническому состоянию оборудования атомных электростанций / Ю. А. Комаров // Ядерна та радіаційна безпека. — 2013. — № 3 (59). — С. 21—26.

References

1. *IAEA-TECDOC-1590.* Application of Reliability Centred Maintenance to Optimize Operation and Maintenance in Nuclear Power Plants. — Vienna : IAEA, 2007. — 140 p. (Eng)

2. *IAEA-TECDOC-1200.* Applications of probabilistic safety assessment (PSA) for nuclear power plants. — Vienna : IAEA, 2001. — 104 p. (Eng)

3. *SOU-N YAEK 1.010:2008.* Rules of the maintenance and repair for nuclear power plants systems and equipment. — Off. view. — Kyiv : DP NAEK «Energoatom», 2008. — V, 116 p. — (Regulations Energy of Ukraine. Rules) (Ukr).

4. *NP 306.2.141—2008.* General safety of nuclear power plants. / State Nuclear Regulatory Committee of Ukraine, 2008. — 35 p. (Ukr)

5. *MT.0.3812.0024.* Methods for determining the criticality of equipment of nuclear power plants on the basis of functional analysis / DP NAEK «Energoatom», OP «South-Ukrainian nuclear power plants». — 2010. — 22 p. (Rus)

6. *MT.0.3812.0018.* Methods of determining the types and frequency of monitoring the technical condition of the equipment based of expert judgment / DP NAEK «Energoatom», OP «South-Ukrainian nuclear power plants». — 2012. — 19 p. (Rus)

7. *MT.0.3812.0159.* Determination of critical components of NPP equipment and of reliability on the basis of expert judgment / DP NAEK «Energoatom», OP «South-Ukrainian nuclear power plants». — 2012. — 18 p. (Rus)

8. *RK.0.3812.0022.* Interactive computer system for determining criticality, reliability, types and frequency of monitoring the technical condition of NPP equipment based of expert judgment. Manual / DP NAEK «Energoatom», OP «South-Ukrainian nuclear power plants». — 2013. — 54 p. (Rus)

9. *Zade L. A.* The concept of a linguistic variable and its application to the adoption of approximate solutions. — Moscow : Mir, 1976. — 165 p. (Rus)

10. *Saaty T. L.* Decision. Hierarchy analytic method / English translated by R. G. Vachnadze. — Moscow : Radio i svyaz, 1993. — 278 p. (Rus)

11. *Komarov Yu. A.* Assessment of time to scheduled maintenance and repair using conception of reliability centred maintenance of NPP equipment / Yu. A. Komarov, V. Yu. Kochneva // Problemy bezpeky atomnyh electrostantsiy i Chornobyiya (Problems of nuclear power plants and of Chornobyl). — 2011. — Iss. 17. — P. 27—39. (Rus)

12. *DSTU 3004—95.* Dependability of technics. Methods of estimation dependability by operating data — Kiev: State Standard of Ukraine, 1995. — 123 p. (Rus, Ukr)

13. *Komarov Yu. A.* Development risk inform approach for introducing the Reliability Centred Maintenance concept to Nuclear Power Plants // Yaderna ta radiatsiyna bezpeka (Nuclear and radiation safety). — 2013. — № 3 (59). — P. 21—26.

Получено 12.02.2014.

УДК 621.039.7

Н. И. Проскура[1], В. М. Шестопалов[2],
Л. И. Зинкевич[1], Ю. А. Шибецкий[2],
З. М. Алексеева[3], Е. И. Жебровская[4]

[1] Государственное агентство Украины по управлению Чернобыльской зоной отчуждения, г. Чернобыль, Украина
[2] Научно-инженерный центр радиогидрогеоэкологических полигонных исследований НАН Украины, г. Киев, Украина
[3] Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности, г. Киев, Украина
[4] ГУ «Институт геохимии окружающей среды НАН Украины», г. Киев, Украина

Схема классификации радиоактивных отходов для обеспечения долгосрочной безопасности захоронения

Представлена разработанная в рамках проекта INSC U4.01/08-C «Усовершенствование системы классификации РАО в Украине» схема классификации радиоактивных отходов, применение которой позволит обеспечить как следование целям и критериям безопасного захоронения, так и экономически эффективные маршруты захоронения отходов с использованием оптимальных типов хранилищ.

Ключевые слова: классификация радиоактивных отходов, классы, типы и категории радиоактивных отходов, типы хранилищ, критерии безопасности.

Н. І. Проскура, В. М. Шестопалов, Л. І. Зінкевич , Ю. О. Шибецький, З. М. Алєксєєва, К. І. Жебровська

Схема класифікації радіоактивних відходів для забезпечення довгострокової безпеки захоронення

Наведено розроблену в рамках проекту INSC U4.01/08-C «Удосконалення системи класифікації РАВ в Україні» схему класифікації радіоактивних відходів, застосування якої дасть змогу забезпечити як слідування цілям і критеріям безпечного захоронення, так і економічно ефективні маршрути захоронення відходів з використанням оптимальних типів сховищ.

Ключові слова: класифікація радіоактивних відходів, класи, типи і категорії радіоактивних відходів, типи сховищ, критерії безпеки.

© Н. И. Проскура, В. М. Шестопалов, Л. И. Зинкевич, Ю. А. Шибецкий, З. М. Алексеева, Е. И. Жебровская, 2014

Современная практика обращения с радиоактивными отходами (РАО) базируется на применении различных вариантов обработки и кондиционирования отходов, их кратковременного и длительного хранения, а также возможных способов захоронения. Для достижения конечной цели обращения с радиоактивными отходами — безопасного захоронения — на государственном уровне определяются стратегия и последовательная политика обращения с РАО (с учетом объемов и характеристик потоков отходов), а также устанавливаются пути их захоронения. В связи с этим особую актуальность приобретает задача внедрения классификации РАО как элемента целостной системы обращения с отходами, которая учитывала бы долговременные риски захоронения отходов в использующихся типах хранилищ.

В последние годы в Украине были предприняты шаги по оптимизации системы обращения с радиоактивными отходами, в том числе направленные на совершенствование схемы классификации РАО для захоронения [1].

В 2011–2012 годах в Украине, при поддержке Еврокомиссии в рамках Программы международного сотрудничества по ядерной безопасности, экспертами консорциума DBE TECHNOLOGY GmbH (Германия), ANDRA (Франция), COVRA (Нидерланды), ENRESA (Испания) и SKB International AB (Швеция), с широким привлечением украинских экспертов, реализовывался проект INSC U4.01/08-C «Усовершенствование системы классификации РАО в Украине» [2]. Бенефициарами проекта выступили министерства и ведомства, ответственные за безопасное обращение с РАО: Государственное агентство Украины по управлению зоной отчуждения, Министерство энергетики и угольной промышленности Украины, Министерство здравоохранения Украины.

Целью настоящей статьи является ознакомление широкого круга заинтересованных лиц с разработанными в рамках проекта INSC U4.01/08-C предложениями по модификации действующей классификации РАО для их захоронения. Предложения основаны на анализе практики обращения с РАО в Украине, положениях действующих законодательно-нормативных документов, опыте стран с развитой атомной энергетикой по разработке и внедрению схем классификации, нацеленных на захоронение РАО в хранилищах разного типа. В основе предложений по модификации схемы классификации лежат практические потребности реализации наиболее экономичного способа изоляции отходов при условии соблюдения требуемого уровня безопасности.

Приведены основные предложения по изменению действующей в Украине классификации РАО (в части, касающейся их захоронения) [2], рассмотрены преимущества и выгоды внедрения данных изменений в практическую деятельность по обращению с РАО.

Предпосылки к усовершенствованию схемы классификации РАО для захоронения

Принятая большинством стран с развитой атомной энергетикой стратегия обращения с РАО направлена на их удержание и изоляцию от окружающей среды на период потенциальной опасности отходов. С этой целью проводят сбор и сортировку РАО на потоки с близкими радиологическими характеристиками, их переработку и кондиционирование, а также, при необходимости, хранение для последующего освобождения РАО от регулирующего контроля либо их захоронение, которое должно обеспечить пассивную изоляцию РАО, защиту здоровья человека и окружающей природной среды [3–5].

В результате исторически сложившейся практики, обращение с РАО на площадках атомных станций Украины, в частности сбор и сортировка, не было ориентировано на необходимость удовлетворить требования безопасности на последующих этапах обращения, в том числе при долговременном хранении и захоронении. Аналогичная ситуация сложилась и на предприятиях неядерных отраслей. До последнего времени РАО и отработанные источники ионизирующего излучения (ОИИИ) захоранивались на площадках межобластных специализированных комбинатов УкрГО «Радон» без учета и оценок возможных долговременных радиологических последствий захоронения.

Отметим, что помимо РАО, возникающих при практической деятельности, в Украине в результате аварии на Чернобыльской АЭС возникли большие объемы РАО аварийного происхождения. Последние характеризуются повышенным содержанием альфа-излучающих радионуклидов (РН) и сосредоточены, главным образом, в Чернобыльской зоне отчуждения (ЧЗО).

На государственном уровне программными и стратегическими документами Украины [6, 7] предусмотрено строительство установок по переработке, хранилищ для долговременного хранения РАО и ОИИИ, а также хранилищ для захоронения всех типов и категорий РАО, определенных действующим законодательством. При этом фактически все РАО Украины, включая отходы чернобыльского происхождения, планируется захоронить на территории ЧЗО.

Законом Украины «Об обращении с радиоактивными отходами» [8] введено разделение отходов на два типа: краткосуществующие и долгосуществующие. Захоронение краткосуществующих РАО может осуществляться в приповерхностных и наземных хранилищах. Долгосуществующие РАО подлежат захоронению в стабильных геологических формациях. Это положение детализировано в нормативных документах [9, 10].

Согласно «Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработанным ядерным топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами», ратифицированной Законом Украины [11], при обращении с РАО должен соблюдаться принцип обеспечения защиты здоровья человека и окружающей среды с учетом потенциальной радиологической опасности РАО в отдаленном будущем.

Риски для человека от существования захоронений, в том числе в отдаленном будущем, связаны с надежностью изоляции РАО от доступной среды системой природных и искусственных барьеров [3, 5, 12]. Другими словами, требования к эффективности барьеров должны быть соразмерны радиологической опасности захораниваемых отходов. Поскольку обращение с отходами включает ряд взаимосвязанных операций, для обеспечения согласованного процесса и исключения повторной сортировки и дополнительного кондиционирования потоков отходов важно уже на этапе образования РАО учитывать требования захоронения. Этим определяется актуальность внедрения схемы классификации РАО как элемента целостной системы обращения с отходами. Такая схема классификации должна обеспечить выбор экономически оправданной последовательности обращения с РАО, ориентированной на достижение целей безопасности при их захоронении.

В [2] обращается внимание на тот факт, что в Украине накоплены (прогнозируются) большие объемы РАО низкого уровня активности, которые могут быть захоронены более экономичным способом — в хранилищах без сложной системы инженерных барьеров, как принято многими западными странами. Это является одной из причин модификации действующей в Украине классификации РАО в целях захоронения, в частности введения класса очень низкоактивных РАО.

Цель новой схемы классификации РАО

Приведенной в [2] модифицированной схемой классификации РАО в целях захоронения предполагается разделять их на классы по критериям приемлемости для захоронения в хранилищах четырех типов:

поверхностных (аналог полигонов, которые используются для захоронения бытовых отходов);

приповерхностных с системой инженерных барьеров;

подземных на промежуточных глубинах;

глубинных геологических.

С учетом этого радиоактивные материалы предлагается разделить на следующие классы (рис. 1):

нерадиоактивные отходы;

отходы, содержащие природные радионуклиды, которые в терминологии МАГАТЭ называют отходами природных радиоактивных материалов (далее — ПРМ-отходы);

низкоактивные отходы (НАО);

среднеактивные отходы (САО);

высокоактивные отходы (ВАО);

отработанные источники ионизирующего излучения (ОИИИ).



Рис. 1. Графическое представление
схемы классификации РАО Украины для их захоронения

Таким образом, вместо разделения РАО на два типа (кратко- и долгосуществующие), для захоронения которых согласно действующей в настоящее время классификации предполагалось использовать приповерхностные хранилища и хранилища в глубоких стабильных геологических формациях [9, 10], в новой схеме классификации радиоактивные отходы подразделяются на четыре класса: ОНАО, НАО, САО и ВАО. Помимо этих четырех классов РАО, выделяется класс отходов, при обращении с которыми можно

не учитывать радиологические характеристики (так называемые нерадиоактивные отходы*). Как отдельные классы рассматривают также ПРМ-отходы и ОИИИ.

Внедрение новой схемы классификации РАО в целях их захоронения не предполагает введения изменений в разделение РАО на категории (критерий — мощность дозы или удельная активность), группы (критерий — уровни изъятия) и виды (критерий — агрегатное состояние), как это установлено в [9, 10], а также каких-либо изменений радиационно-гигиенических регламентов, установленных в [9, 13].

Описание новой схемы классификации РАО

Нерадиоактивные отходы. В этот класс отходов предложено относить объекты и субстанции: а) активность которых не превышает уровни изъятия; б) освобожденные от регулирующего контроля. Такие отходы могут захораниваться без учета их радиологических свойств. В качестве верхней границы отнесения отходов к данному классу могут служить уровни изъятия и освобождения, установленные национальными нормативными документами [9, 13]. Для аварийных отходов чернобыльского происхождения (далее — чернобыльские отходы) рекомендуется ввести специальные уровни освобождения, которые обосновываются исходя из особых условий локализации РАО в ЧЗО, чем определяются специфические сценарии облучения человека и, соответственно, допустимые граничные уровни активностей радионуклидов в составе отходов.

ПРМ-отходы. Содержат только естественные радионуклиды (например, отходы от добычи, переработки и обогащения урановых руд, отходы нефтегазодобывающей промышленности). Обычно характеризуются низкими уровнями активности, но высоким содержанием долгоживущих радионуклидов (далее — РН). В Украине накоплены большие количества ПРМ-отходов, которые исторически не перерабатывались как радиоактивные. В настоящее время на международном уровне нет консенсуса в подходах к обращению с ПРМ-отходами. Как правило, регулирование обращения (в том числе захоронения) с большей частью ПРМ-отходов во многих западных странах осуществляется вне ядерного законодательства, при полном соблюдении норм радиационной безопасности. Учитывая большие объемы таких отходов, обычно ПРМ-отходы не захораниваются как РАО. В отдельных случаях, с учетом результатов анализа безопасности, некоторые партии ПРМ-отходов могут быть захоронены в хранилищах для НАО или САО.

ОНАО. В действующей классификации Украины [9, 10] этот класс отходов не выделен. К ОНАО относят радиоактивные отходы, активность радионуклидов в которых превышает уровни изъятия или освобождения (нижняя граница отнесения отходов к ОНАО), однако по своим радиологическим характеристикам не требуют захоронения в сложных системах с многобарьерной защитой. ОНАО могут захораниваться в простейших поверхностных хранилищах, подобных полигону промышленных отходов. При этом предполагается, что длительность административного контроля не будет превышать 100 лет. В большинстве стран, имеющих развитые программы ядерной энергетики, наблюдается тенденция введения класса ОНАО. В настоящее время уже накоплен значительный международный опыт создания и эксплуатации хранилищ для захоронения ОНАО.

По оценкам, проведенным в [2], как ОНАО может быть классифицирована большая часть отходов, образующихся в результате эксплуатации (в западных странах — до 70 %) и демонтажа ядерных реакторов (в западных странах — до 50 %). Основная доля чернобыльских отходов (до 60 %) также может быть отнесена к ОНАО, например РАО, сосредоточенные в пунктах сбора отходов дезактивации вне ЧЗО и в некоторых пунктах временной локализации.

НАО. Это радиоактивные отходы, при захоронении которых в приповерхностных хранилищах, оборудованных системой многобарьерной защиты, могут быть достигнуты цели безопасности при длительности административного контроля не более 300 лет. Класс НАО приблизительно соответствует типу «краткосуществующие отходы», выделенному действующей в Украине классификацией [9, 10]. Такие отходы возникают при эксплуатации атомных станций и демонтаже ядерных реакторов. Значительная часть чернобыльских отходов (около 40 %), радиологические характеристики которых аналогичны РАО в ПЗРО «Третья очередь ЧАЭС», также может быть отнесена к НАО.

Имеется большой международный опыт строительства и эксплуатации приповерхностных хранилищ для НАО.

Подчеркнем, что в отходы класса НАО попадут далеко не все РАО, которые согласно [9, 10] относились к краткосуществующим отходам, поскольку значительные объемы последних после введения модифицированной схемы классификации будут классифицированы как ОНАО.

САО. Это радиоактивные отходы, которые требуют захоронения в хранилищах на промежуточных глубинах или на больших глубинах вместе с ВАО. Класс САО приблизительно соответствует типу «долгосуществующие отходы» [9, 10]. В Украине объемы САО значительны, например отходы объекта «Укрытие», ПЗРО «Подлесный» в ЧЗО.

Международный опыт строительства и эксплуатации хранилищ САО очень ограничен (хранилища WIPP, США, и Конрад, Германия). Создание специальных хранилищ для САО планируют в настоящее время Франция и Швеция.

ВАО. Это радиоактивные отходы, которые могут быть захоронены исключительно в глубинных хранилищах. Они характеризуются высокой удельной активностью (10^4 ... 10^6 ТБк·м$^{-3}$), тепловыделением, превышающим 2 кВт·м$^{-3}$, и высоким содержанием долгоживущих РН. К классу ВАО могут быть отнесены остеклованные отходы от переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ), а также ОЯТ, если оно будет рассматриваться как отходы.

Данный класс отходов выделен и в действующей классификации РАО Украины [9, 10], однако включает также часть РАО с высокой удельной активностью и тепловыделением не более 2 кВт·м$^{-3}$.

Международный опыт по строительству и эксплуатации хранилищ для ВАО отсутствует.

ОИИИ. МАГАТЭ определяет ОИИИ как «особый тип отходов» [14]. В Украине существует большое количество ОИИИ, и оно постоянно растет. Выделение ОИИИ в отдельный класс обосновано высокими потенциальными рисками, связанными с их захоронением. При этом захоронение ОИИИ может проводиться в хранилища для ОНАО, НАО, САО или ВАО в зависимости от параметров ОИИИ и результатов оценки безопасности хранилища.

* В Публикации МАГАТЭ 2009 года «Classification of Radioactive Waste, IAEA Safety Standarts, No. GSG-1» эти отходы получили название «изъятые отходы».

Определение границ классов

Для установления границ между классами необходимо разработать критерии приемки отходов (КПО) для всех типов хранилищ, где эти отходы будут захораниваться. Разработка КПО является итерационным процессом, опирающимся на оценки безопасности, которые должны учитывать реальные характеристики отходов, площадки и проекта хранилища.

Критерии приемки РАО должны содержать численные пределы для общей и удельной активности отдельных радионуклидов или групп радионуклидов. Эти пределы — фактически численные границы между отдельными классами. Принципиальная зависимость упомянутых численных границ от активности и периода полураспада радионуклидов показана на рис. 1.

Уровни освобождения и изъятия представляют собой нижнюю численную границу для ОНАО, а критерии приемки хранилищ для ОНАО определяют численную границу между классами ОНАО и НАО. КПО хранилищ для НАО определяют, в свою очередь, численную границу между классами НАО и САО. В случае совместного захоронения САО и ВАО в глубоком геологическом хранилище численная граница между ними может утратить практическое значение.

Принимая во внимание, что в Украине не планировалось использование всех перечисленных систем захоронения, а также учитывая отсутствие соответствующих концепций захоронения, в рамках проекта INSC U4.01/08-C [2] были разработаны общие критерии приемки РАО (ОКПО) для разделения отходов на предложенные классы, основанные на аналогичных международных программах по захоронению отходов. Представленные в [2] границы классов РАО (общие критерии приемки отходов) отражают реальные данные, полученные для типовых конструкций хранилищ, разработанных с учетом передовой международной практики. ОКПО могут использоваться в качестве важного параметра при долгосрочном планировании экономических и финансовых аспектов деятельности по обращению с РАО. Цель установления ОКПО — обеспечить сортировку и предварительную подготовку накопленных и генерируемых РАО, чтобы полученные в результате отходы, в конечном счете, были приняты для захоронения как только будет установлен соответствующий способ.

Предложенная схема классификации РАО охватывает все радиоактивные отходы, существующие в Украине. Применение в будущем новых ядерных технологий может вызвать необходимость повторного обоснования границ классов по дополнительным параметрам.

При определении верхней границы ОНАО использован примененнный в установлении КПО подход для установки Морвилье (Франция) по захоронению ОНАО. Он основан на расчете радиологического индекса для партии захораниваемых РАО:

$$RI = \sum_{i=1}^{n} \frac{A_i}{10^{group_k}},$$

где A_i — удельная активность i-радионуклида в РАО; $group_k$ — номер группы (принимает значения от 0 до 3), к которой отнесен i-радионуклид.

Считается, что радиационная безопасность будет обеспечена, если радиологический индекс не будет превышать 1 в среднем для партии отходов (для отдельной партии допускается значение RI до 10). Основной особенностью изложенного подхода является установление принадлежности радионуклида к определенной группе. Номер группы соответствует десятичному порядку величины максимально допустимой удельной активности (МДУА) радионуклида в партии захораниваемых отходов.

Значения МДУА определяются из условия непревышения радиологических критериев безопасности для сценариев облучения персонала и населения в период эксплуатации хранилища и после его закрытия. Принимается, что длительность административного контроля не превышает 100 лет, после чего доступ на площадку захоронения не ограничивается.

В [2] определены МДУА для 143 нуклидов и приведена информация по разделению РН на группы. Для определения МДУА рассматривались последствия аварий транспортного средства, пожар в траншее и другие сценарии облучения в период эксплуатации хранилища, а также сценарии облучения после закрытия хранилища и освобождения площадки от регулирующего контроля (дорожно-строительные работы, строительство жилья на площадке бывшего хранилища и др.). Оказалось, что ограничения предельно допустимых активностей радионуклидов в РАО определяются сценариями облучения в период эксплуатации. Это означает, что верхняя граница класса ОНАО фактически не зависит от условий площадки размещения хранилища и может применяться для любых установок по захоронению таких РАО.

В качестве верхней границы НАО, согласно рекомендациям МАГАТЭ [14], принято значение максимально допустимой суммарной удельной активности альфа-излучающих РН в РАО 4000 кБк·кг$^{-1}$ (в отдельной упаковке) в конце периода административного контроля при 400 кБк·кг$^{-1}$ в среднем по хранилищу.

В международной практике [14] для разделения РАО на САО и ВАО, как правило, руководствуются критерием уровня тепловыделения 2 кВт·м$^{-3}$, а не пределами общей и удельной активности отдельных радионуклидов, исходя из анализа безопасности для хранилищ САО. Как нижнюю границу отнесения к САО [2] рекомендуется использовать значение удельной активности альфа-излучающих РН (не менее 4000 кБк·кг$^{-1}$). Верхняя граница определяется уровнем тепловыделения менее 2 кВт·м$^{-3}$.

Особую проблему представляет собой классификация отходов, возникших вследствие аварии на ЧАЭС. Чернобыльские отходы характеризуются более высоким содержанием в составе РАО долгоживущих РН по сравнению с эксплуатационными отходами атомных станций. Хотя объемы чернобыльских отходов весьма значительны, считается нецелесообразным выделять их в специальный класс [2]. Вместо этого предлагается распределять чернобыльские отходы по классам с учетом специфики их характеристик и того, что они будут захоронены в ЧЗО.

Проблему можно решить захоронением чернобыльских отходов в ЧЗО в хранилищах с менее строгими КПО. Так, ОНАО чернобыльского происхождения могут быть захоронены в ЧЗО в поверхностных хранилищах типа пункта захоронения РАО (ПЗРО) «Буряковка» траншейного типа, НАО — в приповерхностных хранилищах с мультибарьерной системой защиты типа хранилищ на площадке «Вектор» [15]. При этом нижней

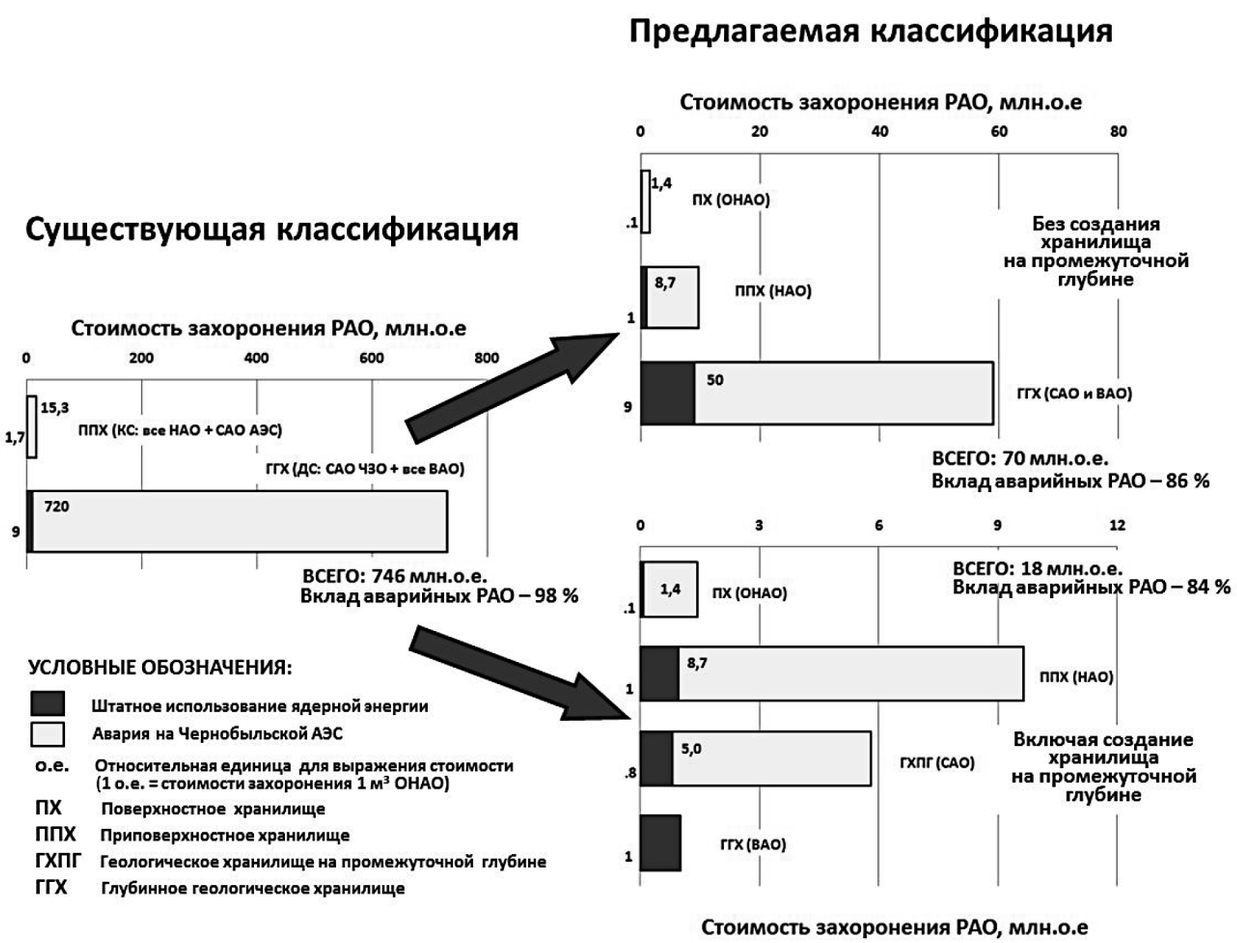


Рис. 2. Оценка экономического эффекта от внедрения новой схемы классификацииРАО

границей класса ОНАО будут служить специальные уровни изъятия или освобождения отходов чернобыльского происхождения.

Специальные, менее строгие критерии приемки отходов для ОНАО и НАО чернобыльского происхождения, накопленных в Чернобыльской зоне отчуждения, базируются на ограниченном доступе в ЧЗО [16], что будет исключать ряд сценариев облучения при оценках долгосрочной безопасности [17]. Эти КПО основаны на оценках радиационного воздействия на критические группы населения, живущего за пределами ЧЗО. Специальные КПО для чернобыльских ОНАО могут быть определены на основе КПО для хранилищ ПЗРО «Буряковка», а для НАО — на основе критериев приемки хранилищ на площадке комплекса «Вектор» (специально оборудованного приповерхностного хранилища твердых РАО для отходов Чернобыльской АЭС или хранилищ ТРО-1 и ТРО-2).

В [2] отмечается, что специальные критерии приемки отходов должны применяться только для чернобыльских отходов. При этом в качестве верхней границы ОНАО рекомендуется применять КПО на ПРЗО «Буряковка», которые одновременно служат нижней границей отнесения чернобыльских отходов к классу НАО. Для верхней границы НАО применимы КПО хранилищ комплекса «Вектор».

Оценка экономического эффекта

Как показано в [2], одно лишь введение класса ОНАО может дать экономию средств на захоронение до 6 млрд € в западных ценах и до 400 млн € в украинских ценах. Вследствие внедрения новой схемы захоронения РАО общая стоимость захоронения РАО в Украине может быть снижена в 10—40 раз (рис. 2).

Таким образом, новая схема классификации способна обеспечить значительную экономию, распределяя РАО в соответствии с оптимальными способами захоронения и типами хранилищ. Чтобы использовать подобные преимущества, определенные работы по сортировке и характеризации РАО должны быть выполнены сразу же после их образования. Это, возможно, временно повлечет за собой дополнительные затраты. Однако провести сортировку и характеризацию РАО сразу после их образования намного проще и дешевле, чем гораздо позже сортировать и характеризовать смешанные отходы из общего хранилища. Эти работы и связанные с ними расходы не являются следствием реализации предлагаемой новой схемы классификации. Они неизбежны и предопределены существующими требованиями действующего законодательства [8—10].

Таким образом, в перспективе, внедрение предлагаемой новой схемы классификации отходов не приведет к каким-либо дополнительным или сверхсметным расходам.

Шаги по внедрению модифицированной схемы классификации

Согласно [2], внедрение новой схемы классификации состоит из: а) разработки необходимых изменений в законодательных и нормативных документах и включения новой классификации в систему регулирования; б) внедрения новой классификации в практику обращения с РАО.

Главная идея внесения изменений в нормативные документы базируется на том, что нет необходимости принимать отдельный документ по классификации РАО. Целесообразно ввести предлагаемую новую классификацию, внеся дополнения в основополагающий документ — Закон Украины «Об обращении с радиоактивными отходами» [8]. Это позволит инициировать цепочку соответствующих изменений в сопряженных законах и нормативных документах, в том числе в ОСПУ-2005 [10] и НРБУ-97/Д-2000 [9]. В переходной период разные классификации будут существовать параллельно. Это даст необходимый резерв времени на уточнение границ классов РАО, когда будут разработаны критерии приемки для всех необходимых хранилищ по захоронению.

Существующая практика характеризации и сортировки отходов на площадках производителей отходов не достаточна для обеспечения выбора оптимального способа захоронения отходов. Часто характеризация отходов ограничивается измерением общей (β/γ) активности и (или) соответствующих мощностей дозы излучения от отходов или упаковок с отходами. Введение же характеризации с определением детального радионуклидного состава непереработанных отходов и соответствующей сортировки РАО не только способствует реализации новой схемы классификации РАО, но и обеспечит захоронение всего их разнообразия.

Применяя при характеризации и сортировке требования, исходящие из новой схемы классификации РАО для их захоронения, можно объединить решение основной существующей проблемы в отношении будущего захоронения отходов (получение данных для обоснования безопасности) с существенным экономическим эффектом введения новой схемы классификации.

Предпосылкой для внедрения изменений в процедуры характеризации и сортировки отходов служит разработка предварительных общих критериев приемки для каждого класса отходов. На основании ОКПО должны быть разработаны требования по сортировке и характеризации для последующей переработки отходов и получения данных с целью проверки соответствия отходов критериям приемки для захоронения.

Характеризацию и сортировку РАО нужно начинать на месте их образования. Отходы одного потока сходны по составу и содержанию нуклидов, что упрощает и сокращает объем работ по отбору проб и измерениям. Для конкретного потока отходов часто можно установить корреляции между содержанием в них легко измеряемых радионуклидов (например, ^{137}Cs и ^{60}Co) и других радионуклидов, которые измерить гораздо труднее. Провести характеризацию и сортировку РАО позже, после совместного временного хранения смешанных отходов различного происхождения, очень сложно и дорого. Кроме того, это приведет к значительным неопределенностям при определении радионуклидного состава РАО. В крайнем случае, смешанные отходы должны будут захоронены как САО в геологическом хранилище на промежуточной глубине с соответствующими дополнительными расходами.

Выводы

Модифицированная схема классификации радиоактивных отходов в целях захоронения, предложенная в рамках проекта INSC-U4/01/08-C, позволяет оптимизировать систему обращения РАО в Украине.

Предложены подходы для установления границ между классами модифицированной схемы классификации.

Показано, что новая схема классификации способна обеспечить значительную экономию, распределяя РАО в соответствии с оптимальными способами захоронения и типами хранилищ. Оценен экономический эффект от внедрения новой схемы классификации.

Намечены шаги по внедрению новой схемы классификации в практику обращения с РАО в Украине.

Список использованной литературы

1. Загальні положення забезпечення безпеки при поводженні з радіоактивними відходами: Проект : Затвердж. Ген. директором АТ «НДІ РЗ АТН України». — 2012. — 67 с. — (Ідент. код 111U009794).

2. Предложения по внедрению новой системы классификации РАО в регуляторную структуру Украины : проект INSC-U4.01/08-C, ноябрь 2012. — Электронно-оптический диск (CD-ROM).

3. Disposal of Radioactive Waste. — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2011. — 104 p. — (IAEA Safety Standarts Series No. SSR-5).

4. *НП 306.4.133–2007.* Загальні положення забезпечення безпеки захоронення радіоактивних відходів у геологічних сховищах // Офіційний вісник України. — 2007. —№ 43.

5. *НП 306.4.149–2008.* Вимоги до вибору майданчика для розміщення сховища для захоронення радіоактивних відходів // Офіційний вісник України. — 2008. —№ 95.

6. Про Загальнодержавну цільову екологічну програму поводження з радіоактивними відходами : Закон України // Відомості Верховної Ради України (ВВР). — 2009. — № 5. — Ст. 8.

7. Стратегія поводження з радіоактивними відходами в Україні : Схвалено розпорядженням Кабінету Міністрів України від 19.08.2009 № 990-р. [Електонний ресурс]. — Режим доступу : http://zakon2.rada.gov.ua/laws/show/9902009-%D1%80

8. Про поводження з радіоактивними відходами : Закон України // Відомості Верховної Ради України (ВВР). — 1995. — № 27.

9. Норми радіаційної безпеки України, доповнення : Радіаційний захист від джерел потенційного опромінення (НРБУ-97/Д-2000). Державні гігієнічні нормативи : ДГН 6.6.1-6.5.061-2000. — Офіц. вид. — К. : [б. в.], 2000. — 80 с.

10. Державні санітарні правила 6.177-2005-09-02: Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України (ОСПУ-2005) : Затвердж. наказом МОЗ України № 54 від 02.02.05 // Офіц. вісник України. — 24.06.2005. — № 23. — 197 с.

11. Про ратифікацію Об'єднаної конвенції про безпеку поводження з відпрацьованим паливом та про безпеку поводження з радіоактивними відходами : Затвердж. Законом України від 20.04.2000 № 1688-III // Відомості Верховної Ради України (ВВР). — 2000. — № 31. — Ст. 243.

12. The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste: Specific Safety Guide. — Vienna : IAEA, 2012. — 140 p. — (IAEA Safety Standarts No. SSG-23).

13. Гігієнічні нормативи «Рівні звільнення радіоактивних матеріалів від регулюючого контролю» // В кн. : Порядок звільнення радіоактивних матеріалів від регулюючого контролю у рамках практичної діяльності: НП 306.4.159–2010. — К. : Державний комітет ядерного регулювання України, 2010. — С. 12—17.

14. Classification of Radioactive Waste : Safety Guide. — Vienna : IAEA, 2009. — 68 p. — (IAEA Safety Standarts, No. GSG-1).

15. Перша черга комплексу виробництв по дезактивації, транспортуванню, переробці та захороненню радіоактивних відходів

з територій, забруднених в результаті аварії на ЧАЕС (кодова назва «Вектор». І етап — захоронення радіоактивних відходів)»: Проект (концептуальний) / МНС України. — 1997.

16. Про правовий режим території, що зазнала радіоактивного забруднення внаслідок Чорнобильської катастрофи : Закон України // Відомості Верховної Ради УРСР (ВВР). — 1991. — № 16.

17. Комплексна оцінка безпеки поводження з радіоактивними відходами на майданчику «Вектор»/ Алєксєєва З. М., Кондратьєв С. М., Ніколаєв Є. О., Миколайчук О. А., Макаровська О. А., Рибалка Н. В. // Ядерна та радіаційна безпека. — 2013. — Вип. 2 (58). — С. 43—48.

References

1. General Provisions for Ensuring Safety of Radioactive Waste Management: Draft : Approved by General Manager of AT «SRI RP ATH Ukraine». — 2012 — 67 p. — (Ident. Code 111U009794).

2. Proposals for Implementation of New System of Radioactive Waste Classification into Ukrainian Regulations : Project INSC-U4.01/08-C, November 2012. — Electro-optical disk (CD-ROM).

3. Disposal of Radioactive Waste. — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2011. — 104 p. — (IAEA Safety Standarts Series No. SSR-5).

4. *NP 306.4.133—2007.* General Provisions for Ensuring Safety of Radioactive Waste Disposal into Geological Disposal Facilities // Official Ukrainian Bulletin. — 2007. —№ 43.

5. *NP 306.4.149—2008.* Requirements for site selection for the facility for disposal of radioactive waste // Official Ukrainian Bulletin. — 2008. —№ 95.

6. Law of Ukraine «About the State Goal-Oriented Ecological Program for Radioactive Waste Management» // Bulletin of Verhovna Rada of Ukraine. — 2009. — № 5. —P. 8.

7. Strategy for Radioactive Waste Management // Order of CMU. — 2009. — № 990-p.

8. Law of Ukraine «On Radioactive Waste Management» // Bulletin of Verhovna Rada of Ukraine. — 1995. — № 27. — P. 198.

9. Radiation Safety Standards of Ukraine, Supplement: Radiation Protection against Ionizing Radiation Sources (NRBU-97/D-2000). State Hygienic Standards: DGN 6.6.1-6.5.061—2000. — An official publication. — Kyiv, 2000. — 80 p.

10. State Sanitary Rules 6.177-2005-09-02: Basic Sanitary Rules for Ensuring Radiation Safety of Ukraine (OSPU-2005). — Approved by Order of Ministry of Health of Ukraine № 54 from 02.02.05 // Official Ukrainian Bulletin. — 24.06.2005. — № 23. — 197 p.

11. On Joint Convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management: Approved by the Law of Ukraine on 20.04.2000 № 1688-III // Bulletin of Verhovna Rada of Ukraine. — 2000. — №3 1.

12. The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste: Specific Safety Guide. — Vienna : IAEA, 2012. — 140 p. — (IAEA Safety Standarts No. SSG-23).

13. Hygienic standards «Clearance levels of radioactive materials from regulatory control» // In book: Procedure for exemption of radioactive materials from regulatory control in the framework of practical activities: NP 306.4.159—2010. — K. : State Committee for Nuclear Regulation of Ukraine, 2010. — P. 12—17.

14. Classification of Radioactive Waste : Safety Guide. — Vienna : IAEA, 2009. — 68 p. — (IAEA Safety Standarts, No. GSG-1).

15. Stage Io f Plants for Decontamination, Transportation, Treatment and Disposal of Radioactive Waste from the Territories Contaminated as a Result of the ChNPP Accident (Code Name “Vektor”. İ phase — Disposal of Radioactive Waste)»: The Design (Conceptual) / Ministry of Emergencies of Ukraine. — 1997.

16. Law of Ukraine «On« the Legal Order of the Territories Contaminated by the Chernobyl Disaster» / Bulletin of Verhovna Rada of USSR. — 1991. — № 16.

17. Comprehensive Safety Assessment of Radioactive Waste Management on the «Vector» site / Alekseeva Z. M., Kondratyev S. M., Nikolaiev Ye. O., Mykolaichuk O. A., Makarovska O. A., Rybalka N. V. // Nuclear and Radiation Safety. — 2013. — Number 2 (58). — P. 43—48.

Получено 08.04.2014.

УДК 621.039.7

Ю. А. Ольховик, В. М. Буртняк,
Ю. Л. Забулонов, И. О. Золкин

Государственное учреждение «Институт геохимии окружающей среды НАН Украины», г. Киев, Украина

Применение метода динамического анализа излучения низкоактивных отходов для освобождения от регулирующего контроля

Рассмотрены методологические подходы к измерению мощности излучения низкоактивных радиоактивных отходов с применением метода динамического анализа нестационарных радиационных полей. Предлагаемый метод анализа позволяет выполнить идентификацию низкоинтенсивного источника излучения в условиях повышенного фона и может быть востребован для характеризации радиоактивных отходов с целью их освобождения от регулирующего контроля.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, регулирующий контроль, освобождение, динамический анализ.

Ю. О. Ольховик, В. М. Буртняк, Ю. Л. Забулонов, І. О. Золкін

Застосування методу динамічного аналізу випромінювання низькоактивних відходів для звільнення від регулюючого контролю

Розглянуто методологічні підходи до вимірювання потужності випромінювання низькоактивних радіоактивних відходів із застосуванням методу динамічного аналізу нестаціонарних радіаційних полів. Метод динамічного аналізу дає змогу ідентифікувати низькоінтенсивне джерело випромінювання в умовах підвищеного фону і може бути застосований для характеризації радіоактивних відходів з метою їх звільнення від регулюючого контролю.

Ключові слова: радіоактивні відходи, регулюючий контроль, звільнення, динамічний аналіз.

© Ю. А. Ольховик, В. М. Буртняк, Ю. Л. Забулонов, И. О. Золкин, 2014

В Украине на четырех действующих атомных электростанциях эксплуатируются 15 ядерных энергоблоков общей мощностью 13,835 ГВт. Производство электроэнергии на АЭС сопровождается образованием радиоактивных отходов (РАО) различной активности как в ходе основного технологического процесса, так и при осуществлении регламентных и ремонтных операций. Общее количество твердых радиоактивных отходов (ТРО) на действующих украинских АЭС по состоянию на конец 2012 г. составляет 38000 м^3. При этом распределение ТРО крайне неравномерно — низкоактивные отходы (НАО) составляют почти 95 % накопленных ТРО [1].

Одна из причин накопления больших объемов ТРО в хранилищах АЭС — отсутствие аппаратурного и методического обеспечения процедуры освобождения радиоактивных материалов от регулирующего контроля. Согласно практике обращения с отходами на АЭС, любые материалы из зоны строгого режима автоматически считаются радиоактивными отходами и помещаются в соответствующие ячейки хранилищ. Таким образом, можно *a priori* утверждать о наличии в низкоактивных отходах (НАО) значительных объемов материалов, которые фактически не являются радиоактивными и которые при выполнении соответствующих процедур могли бы быть изъяты из состава РАО и освобождены от регулирующего контроля.

Критерии, согласно которым материалы могут быть классифицированы как радиоактивные, приведены в разделе 15 Основных санитарных правил (ОСПУ) [2]. Радиоактивные материалы определены как «любые материалы, включая *радиоактивные отходы*, удельная или суммарная активность радионуклидов в которых превышает граничные значения, установленные нормами, правилами и стандартами по ядерной и радиационной безопасности» [3].

В гигиенических нормативах «Уровни освобождения радиоактивных материалов от регулирующего контроля» [4] радиоактивные отходы определены как отдельная форма радиоактивных материалов и сказано, что на них распространяются все условия и критерии освобождения от регулирующего контроля. В указанном документе детализированы требования и условия относительно полного освобождения радиоактивных материалов от регулирующего контроля. Согласно [4], «материалы, отвечающие условиям освобождения от регулирующего контроля, в дальнейшем не должны рассматриваться как радиоактивные».

Из сравнения действующих в Украине и в ЕС уровней освобождения от регулирующего контроля (табл. 1) следует, что установленные в Украине уровни освобождения носят крайне консервативный характер; их практическое применение в процессах сортировки и кондиционирования требует использования чувствительной и дорогостоящей аппаратуры, которой АЭС в настоящее время не обладают.

Установленные [4] уровни освобождения распространяются на те радиоактивные материалы, включая ТРО, которые образуются при производстве ядерной энергии, в том числе в результате деятельности в рамках какой-либо части ядерно-топливного цикла (ЯТЦ), при эксплуатации и снятии с эксплуатации ядерных установок и объектов по обращению с РАО.

Основываясь на практическом опыте характеризации низкоактивных ТРО, с учетом действующих в ЕС уровней освобождения можно предположить, что объем накопленных на украинских АЭС низкоактивных ТРО завышен как минимум вдвое ввиду включения в них промышленных нерадиоактивных отходов. Для зарубежных АЭС

Таблица 1. Уровни освобождения от регулирующего контроля, Бк/г

Украина			Евросоюз			МАГАТЭ, стандарт RS-G-1.7
Радионуклид	Уровень изъятия	Уровень освобождения	Публикация RP 89 (уровень освобождения для металлов)	Публикация RP 113 (уровень освобождения для строительных материалов)	Публикация RP 112 (общий уровень освобождения)	
Mn-54	10	0,1	1	0,1	1	0,1
Co-58	10	1	1	0,1	1	1
Co-60	10	0,1	1	0,1	0,1	0,1
Ag-110m	10	0,1	1	0,1	0,1	0,1
Cs-134	10	0,1	1	0,1	0,1	0,1
Cs-137	10	0,1	1	1	1	0,1
Sr-90	10	1	10	1	1	1

с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР) российских проектов, объем образовавшихся твердых отходов по категориям оценивается приблизительно следующим образом, % [5]: промышленные отходы — 50; очень низкоактивные отходы — 25; низкоактивные отходы — 18; среднеактивные отходы — 8; высокоактивные отходы — 0,5.

Приведенные данные свидетельствуют о наличии в общем объеме несортированных радиоактивных материалов, классифицируемых как НАО, огромного количества материалов (как минимум 50 %), которые *фактически* радиоактивными не являются и могли бы быть изъяты из общего объема накопленных ТРО по результатам измерений удельной активности.

Освобождение отходов от регулирующего контроля является ключевой деятельностью, которая принципиальным образом влияет на эффективность обращения с РАО. При нормальной эксплуатации от регулирующего контроля могут быть освобождены 50—60 % ТРО, образующихся в зоне строгого режима, что приведет к значительному снижению затрат на кондиционирование ТРО и их последующее захоронение.

Общие требования и критерии освобождения практической деятельности или источников ионизирующего излучения в рамках практической деятельности от регулирующего контроля (РК) установлены в разделе 9 НРБУ-97 [6]. Указано, что освобождение осуществляется регулирующими органами (РО), если выполняются *критерии освобождения* или если источники соответствуют тем *уровням освобождения*, которые определены РО на *основе установленных регулирующими органами критериев освобождения*.

Освобождение радиоактивных материалов от регулирующего контроля путем прекращения радиационного контроля может осуществляться на любой стадии технологического цикла: непосредственно после образования радиоактивных материалов; после их выдержки с целью уменьшения активности; до или после дезактивации и др. Таким образом, возможно применение процедуры освобождения от регулирующего контроля твердых низкоактивных отходов, которые в настоящее время находятся в хранилищах АЭС и будут извлекаться из ячеек для кондиционирования. Помимо изначально нерадиоактивных материалов, попавших в ячейки хранилищ ТРО, значительная часть НАО вследствие длительного хранения и радиоактивного распада нуклидов может быть освобождена от регулирующего контроля и классифицирована как промышленные отходы, что снизит нагрузку на установки кондиционирования и продлит их ресурс.

Техническая возможность охарактеризовать весь объём твердых низкоактивных отходов и провести их классификацию для выбора безопасного и экономически эффективного варианта обращения основана на применении гамма-спектрометрического комплекса на основе полупроводниковых ОЧГ-детекторов с целью достоверного определения нуклидного состава отходов, измерения удельной и общей активности радионуклидов на уровнях ниже 100 Бк/кг. Такая задача требует дорогостоящего инструментального и методического обеспечения. Кроме того, эксплуатирующая организация НАЭК «Энергоатом» не готова к затратам, связанным с внедрением указанного оборудования для снятия ТРО с регулирующего контроля, поскольку действующая в Украине система налогообложения на обращение с РАО не предусматривает оплату со стороны АЭС за захоронение кондиционированных РАО и, соответственно, отсутствует заинтересованность к уменьшению объемов ТРО, передаваемых на захоронение.

Однако вместо проведения прямых измерений эксплуатирующая организация по согласованию с Госатомрегулированием и Государственной санитарно-эпидемиологической службой может установить *производные уровни* от указанных в [3, 4] дозовых критериев или уровней освобождения (например, уровни мощности дозы внешнего излучения) с целью обоснования соответствия материалов, образовавшихся в рамках практической деятельности, которая подпадала под регулирующий контроль, требованиям освобождения от регулирующего контроля путем прекращения *(clearance)*.

Производные уровни освобождения определяются эксплуатирующей организацией для конкретных материалов и исходя из конкретных условий. При обосновании применения таких производных уровней должно быть доказано, что не будут превышены значения соответствующих уровней освобождения и дозовые критерии освобождения. При измерениях используют стандарт предприятия, отраслевую или межотраслевую методику, которая должна быть предварительно согласована регулирующим органом.

ГП НАЭК «Энергоатом» разработан стандарт «Характеризація потенційно радіоактивних матеріалів АЕС для обґрунтування звільнення від регулюючого контролю. Методичні вказівки» СОУ НАЕК 031:2013 [7], предназначенный для характеризации радиоактивных материалов,

возникших при нормальной эксплуатации АЭС. При этом потенциально чистыми считаются материалы, мощность экспозиционной дозы (МЭД) которых не превышает установленную ОСПУ-2005 нижнюю границу низкоактивных отходов: $МЭД_{НАО}$ = 1 мкЗв/ч.

Основными стадиями характеризации согласно [7] являются измерения уровня МЭД фона гамма-излучения, а также контроль МЭД и неоднородности распределения активности в потенциально радиоактивных материалах. Критерием допустимости освобождения порции потенциально радиоактивных материалов (прм*)* от регулирующего контроля является непревышение $МЭД_{прм}$ значений $МЭД_{фон}$ более чем на 0,03 мкЗв/ч.

Проведенная лабораторией внешнего радиационного контроля цеха радиационной безопасности Ровенской АЭС практическая проверка предлагаемой СОУ НАЕК 031:2013 методологии показала ее несостоятельность: при фактическом содержании Cs-137 в образце имитатора на уровне 122 Бк/кг (т. е. выше уровня освобождения) мощность дозы от бочки с имитатором оказалась *меньше* мощности дозы от фона (0,096 и 0,099 мкЗв/ч соответственно), что объясняется эффектом самопоглощения излучения. Таким образом, прямые измерения МЭД, основанные на измерении интенсивности излучения — скорости счета импульсов, — не могут обеспечить приемлемый результат для получения надежного обоснования освобождения радиоактивных материалов от регулирующего контроля. В то же время эти результаты свидетельствуют о наличии источника излучения, вносящего свой вклад в фиксированное прибором количество импульсов.

Для выявления низкоактивных источников радиоактивного излучения в условиях повышенного фона предлагается применить метод динамического анализа нестационарных радиационных полей, разработанный в Институте геохимии окружающей среды НАН Украины [8, 9, 10].

Рассмотрим предлагаемый подход детально. Интенсивность фона можно измерить с высокой точностью, набирая достаточную статистику (рис. 1).

В качестве примера приведены данные измерения фона дозиметр-радиометром МКС-Т1125А лабораторией внешнего радиационного контроля цеха радиационной безопасности РАЭС. Для каждой точки контроля использовалось 100 измерений со статистической погрешностью менее 10 %. Интервал сохранения результатов между точками измерения — 2 секунды.

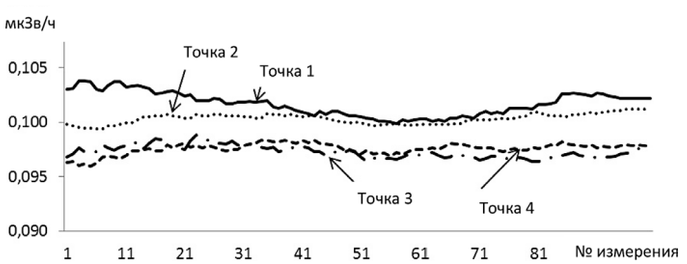


Рис. 1. Мощность дозы, мкЗв/ч, в четырех точках на месте проведения измерений

В основу метода положен подход, основанный на амплитудно-временном анализе радиоактивного излучения. Измеряется и анализируется не только интенсивность излучения, определяемая числом зарегистрированных импульсов излучения в заданном временном интервале, но и время t_i появления каждого импульса [8, 9]. В результате проведенных измерений строятся гистограммы распределения амплитуд и распределения времен зарегистрированных импульсов.

Математически задача выявления и идентификации источников радиоактивного излучения интенсивностью на уровне фона заключается в следующем. Пусть за время непрерывного наблюдения $t \in [0, T]$ источника радиоактивного излучения мы регистрируем n радиоактивных частиц (их амплитуд и времени появления). Результат измерений образует выборку $x = (x_1, x_2,..., x_n)$ из генеральной совокупности, причем распределение каждого x_i описывается распределением Пуассона. Значения выборки x находятся между фиксированными значениями X_0 и X_m. Вероятность попадания измеряемой величины x в интервал от X_0 до X_m описывается функцией распределения

$$P_j(x_i) = \int_{X_{j-1}}^{X_j} f(x_i)dx_i, \qquad (1)$$

где функция $f(x_i) = \frac{N(x_i)}{N_0}$ показывает, какая часть зарегистрированных частиц энергии x_i попадает в интервал $[X_{i-1}, X_i]$, $i = \overline{1,m}$, или вероятность того, что зарегистрированная частица имеет энергию x_i; $N(x_i)$ — количество частиц с энергией x_i; $\sum_{i=1}^{m} N(x_i) = N_0$ — число всех частиц, которые попали в интервал $[X_0, X_m]$.

Для достоверного выявления источника радиоактивного излучения необходимо различить на спектре фона сигнал или спектр, принадлежащий источнику излучения, т. е. идентифицировать момент появления источника радиоактивного излучения на основе анализа спектров (фона и источника радиоактивного излучения), полученных в результате измерения, или, иными словами, на основе статистической информации выявить скачкообразное изменение спектра при незначительных внешних воздействиях.

Для сравнения амплитудно-временных гистограмм, полученных в результате применения динамического метода анализа низкоинтенсивных источников, применим информационный подход, согласно которому из известных выражений К. Шеннона [10] вычисляем значение критерия сравнения

$$A = 1 - H/H_0, \qquad (2)$$

где $H_0 = \log n$ — максимальная энтропия массивов данных; $H = \sum_{i=1}^{n}(P_i \cdot \log P_i) = \sum_{i=1}^{n}\left(N_i/N_0 \cdot \log N_i/N_0\right)$ — текущая энтропия массивов данных; P_i — вероятность принятия системой измерения i-го состояния; n — число классов гистограммы; N_i — число попаданий радиоактивных частиц в данный класс; N_0 — число наблюдений; $0 \le A \le 1$.

Значение H будет равняться нулю, если любое из значений P_i равняется 1, а все другие — нулю, т. е. неопределенность в информации отсутствует. В этом случае все значения N_i попадают в один класс i: $H = 1 \cdot \log(1) = 0$. Поскольку общее количество классов гистограммы — величина постоянная и равная M, то H_0 = const. Тогда $A = 1 - 0/\log M = 1$. Когда все значения N_0 попадают в один

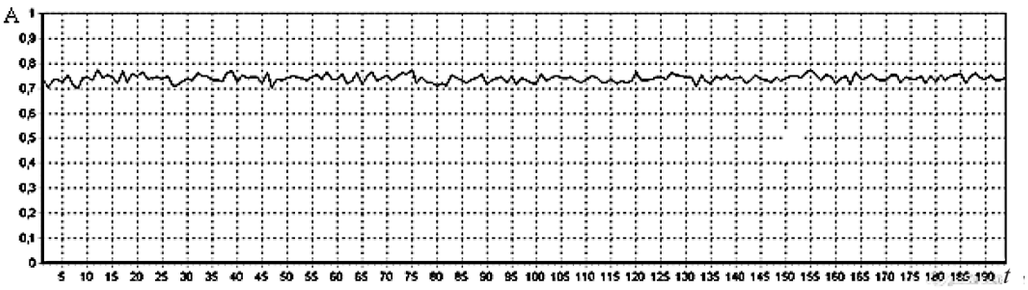


Рис. 2. Тренд параметра A при измерении фонового излучения

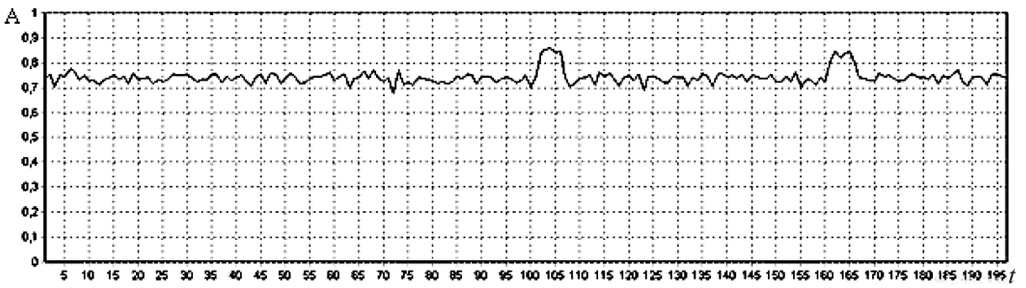


Рис. 3. Тренд параметра A при двухразовом внесении в поле зрения детектора источника излучения на 5 с

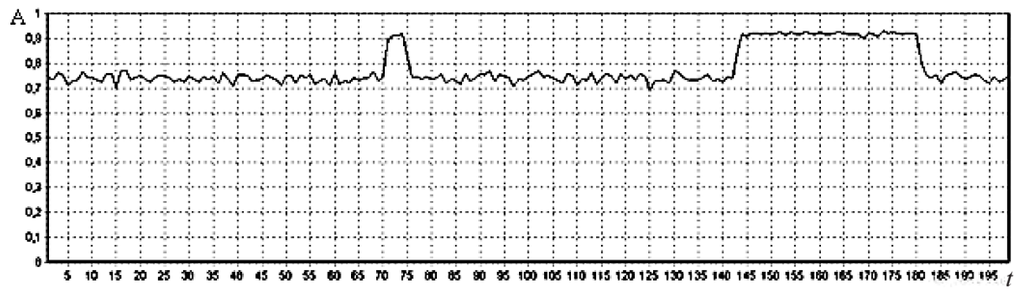


Рис. 4. Тренд параметра A при внесении в поле зрения детектора источника излучения на 20 с

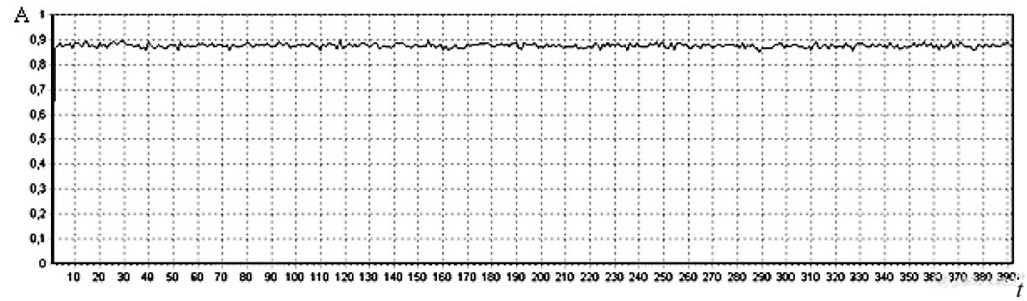


Рис. 5. Тренд параметра A при постоянном нахождении в поле зрения детектора источника излучения

класс, гистограмма выглядит крайне сжатой. Таким образом, система измерения будет полностью детерминированной и обладать сильной жесткостью.

Рассмотрим другой предельный случай, когда гистограмма равномерно распределена по всем классам. В этом случае энтропия H принимает наибольшее значение (значения P_i равны между собой) и неопределенность в информации будет максимальной:

$$N_i = m;\ M = N_0 / m;$$
$$H = (M \cdot 1 / M) \cdot \log (1 / M) = \log M;$$
$$A = 1 - \log M / \log M = 0.$$

Система измерения становится полностью вероятностной, со слабой жесткостью, и поведение ее слабо предсказуемо.

При исследовании предложенного метода проведен ряд измерительных экспериментов с помощью спектрометра со сцинтилляционным детектором типа БДЕГ-63. Полученные в результате измерений гистограммы в моменты времени t_i и t_i+1 сравнивались по критерию (2). Тренды значений критерия приведены на рис. 2—5, обобщенные результаты измерений — в табл. 2. При эксперименте № 1 вычислялся критерий для измеренного спектра фона (рис. 2); при эксперименте № 2 — критерий при кратковременном (менее 5 с) внесении на 103-й и 163-й секундах в поле зрения детектора тестового источника гамма-излучения (рис. 3); при эксперименте № 3 — критерий при кратковременном и более длительном (более 10 с) внесении тестового источника гамма-излучения (рис. 4). Данные эксперимента № 4 (в поле зрения детектора постоянно присутствует источник гамма-излучения) приведены на рис. 5.

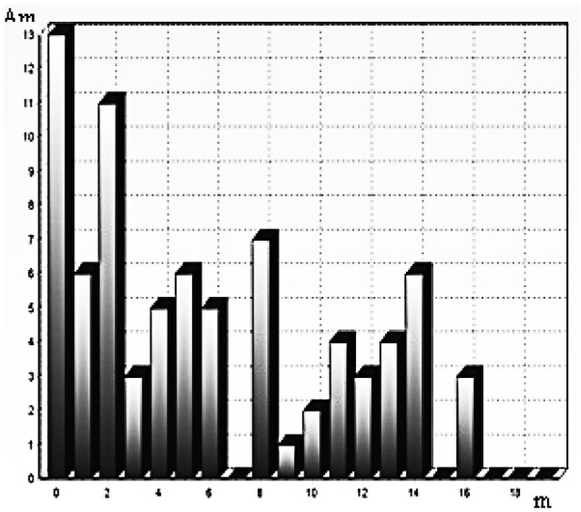


Рис. 6. Модальный интервал и амплитуда моды для гистограмм фона:
m = 0 — модальный интервал (номер столбца гистограммы);
A_m = 13 — амплитуда моды

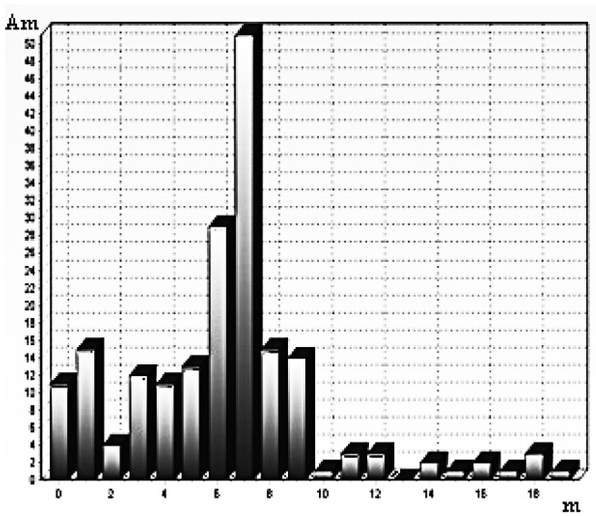


Рис. 7. Модальный интервал и амплитуда моды для гистограмм при наличии источника излучения:
m = 7; A_m = 59

Таблица 2. Средние значения критерия за время проведения эксперимента

Эксперимент	За весь интервал	Интервал фонового излучения	Интервал внесения источника
1	0,739±0,015	—	—
2	0,742 ± 0,028	0,738±0,016	0,812±0,046
3	0,778 ± 0,073	0,738±0,016	0,918±0,006
4	0,918 ± 0,006	—	—

При вычислении критерия (2) сравнивались гистограммы энергий радиоактивного излучения с одинаковыми площадями (значения получены за время измерения 1 с) и при постоянном количестве классов гистограммы, равном 5. Величина A_i рассчитывалась для каждого момента времени измерения t_i.

На основании полученных данных можно сделать следующее заключение:

• смещение модальных интервалов, изменение их амплитуд и увеличение размаха является признаком внесения источника радиоактивного излучения в поле зрения детектора (рис. 6 и 7);

• время, в течение которого наблюдается увеличение среднего значения A_i, может служить показателем продолжительности нахождения источника в поле зрения детектора.

Результаты моделирования показали, что критерий A есть чувствительным количественным показателем степени отличия гистограмм, полученных методом динамического анализа, от их предыдущего значения. Согласно экспериментальным данным (табл. 2), при увеличении времени нахождения источника радиоактивного излучения в поле зрения детектора повышалась достоверность обнаружения источника излучения, что позволяет снизить время экспозиции контролируемого образца для выявления в нем радиоактивных источников в условиях высокого фона.

Таким образом, применяя разработанную технологию динамического анализа и информационного метода сравнения гистограмм, возникает возможность уверенной идентификации низкоинтенсивного источника излучения в условиях повышенного фона с использованием несложной и недорогой аппаратуры, без применения ОЧГ-детекторов и оборудования специальных низкофоновых лабораторий. Калибровка установки с использованием объемных модельных излучателей в соответствующей геометрии с активностью, отвечающей установленным уровням [4], позволит снять с регулирующего контроля значительные объемы радиоактивных материалов, идентифицируемых ныне как низкоактивные радиоактивные отходы, и тем самым снизить затраты АЭС на кондиционирование и захоронение низкоактивных ТРО.

Список использованной литературы

1. Поводження з радіоактивними відходами при експлуатації АЕС ДП НАЕК «Енергоатом» (станом на 31.12.2012). [Електронний ресурс]. — Режим доступу: http://www.energoatom.kiev.ua/atachs/Report_RW_2012.pdf. — 61 с.

2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности Украины: Государственные санитарные правила 6.177−2005−09−02 (ОСПУ-2005). — Утв. приказом МОЗ Украины от 02.02.2005 № 54. — К., 2005. — 62 с.

3. Порядок освобождения радиоактивных материалов от регулирующего контроля в рамках практической деятельности (НП 306.4.159−2010). — Утв. приказом Госатомрегулирования Украины от 01.07.2010 № 84. — К., 2010. — 7 с.

4. Гигиенические нормативы: Уровни освобождения радиоактивных материалов от регулирующего контроля. — Утв. Постановлением Главного гос. санитарного врача Украины от 30.06.2010 № 22. — К., 2010. — 6 с.

5. Характеризация радиоактивных отходов: задачи и практика. [Электронный ресурс]. — Режим доступа: // http://www.atomic-energy.ru/technology/40911.

6. Державні гігієнічні нормативи: Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97). — Затвердж. постановою Головного держ. санітарного лікаря України від 01.12.1997 № 62. — К., 1997. — 121 с.

7. Характерізація потенційно радіоактивних матеріалів АЕС для обгрунтування звільнення від регулюючого контролю. Методичні вказівки : СОУ НАЕК 031:2013. — Затвердж. наказом ДП НАЕК «Енергоатом» від 16.07.2013 № 623. — К., 2013. — 27 с.

8. Основные положения метода динамического анализа нестационарных радиационных полей / Ю. Л. Забулонов, Г. В. Лисиченко, Ю. М. Коростиль, Н. В. Макарец // Зб. наук. праць Інституту проблем моделювання в енергетиці НАН України. — 2005. — Вип. 29 —С. 88—93.

9. *Забулонов Ю. Л.* Теоретические обоснование метода динамического анализа для выявления высоко- и низкоинтенсивных источников радиоактивного излучения / Ю. Л. Забулонов, Г. В. Лисиченко, Н. В. Макарец // Зб. наук. праць Інституту проблем моделювання в енергетиці НАН України. — 2005. — Вип. 29. — С. 64—73.

10. *Шеннон К.* Работы по теории информации и кибернетике / К. Шеннон. — М. : Изд-во иностр. литературы, 1963. — 830 с.

References

1. Radioactive waste management in the operation of nuclear power plants "Energoatom" (as of 31/12/2012) // http://www.energoatom.kiev.ua/atachs/Report_RW_2012.pdf. — 61 p. (Ukr)

2. Basic Sanitary Rules for Radiation Safety of Ukraine. State sanitary rules 6.177—2005—09—02 (OSPU 2005). — Approved by the Order of Ministry of Health of Ukraine from 02.02.2005 № 54. — Kyiv, 2005. — 62 p.(Ukr)

3. Procedure for the release of radioactive materials from regulatory control in the operation (NP 306.4.159—2010). — Approved by Order SNRC of Ukraine from 01.07.2010 № 84. — Kyiv, 2010. — 7 p. (Ukr)

4. Hygienic standards: Levels of radioactive materials from regulatory control. — Approved by the Resolution of the Chief State Sanitary Doctor of Ukraine from 30.06.2010 № 22. — Kyiv, 2010. — 6 p. (Ukr)

5. Characterization of Radioactive Waste: Challenges and Practice // www.atomic-energy.ru/technology/40911. (Rus)

6. State Hygienic Standards: Norms of Radiation Safety of Ukraine (NRBU-97). — Approved by the Resolution of Chief State Sanitary Doctor of Ukraine of 1.12.1997 № 62. — Kyiv, 1997. — 121 p. (Ukr)

7. Characterization potentially radioactive nuclear materials to justify exemption from regulatory control. Methodological guidelines : SOU NAEC 031:2013. — Approved by the Order of «Energoatom» from 16.07.2013 № 623. — Kyiv, 2013. — 27 p. (Ukr)

8. *Zabulonov Yu. L., Lisichenko G. V. Korostil Yu. M., Makarets N. V.* Fundamentals of the method of dynamic analysis of non-stationary radiation fields // Scientific Papers of the Institute for Modelling in Energy Sciences of Ukraine. — 2005. — Vol. 29. — P. 88—93. (Rus)

9. *Zabulonov Yu. L., Lisichenko G. V., Makarets N. V.* Theoretical justification of the method of dynamic analysis to identify high-and low-intensity radiation sources // Scientific Papers of the Institute for Modelling in Energy Sciences of Ukraine.— 2005. — Vol. 29. — P. 64—73. (Rus)

10. *Shannon K.* Work on information theory and Cybernetics. — Moscow : Publishing house of foreign literature, 1963. — 830 p. (Rus)

Получено 05.03.2014.

УДК 621.039.586

Ю. В. Розен, М. А. Ястребенецкий

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

Новые нормативные документы, регламентирующие требования к информационным и управляющим системам, важным для безопасности АЭС

Представлены сведения о разработанных ГНТЦ ЯРБ проектах новых нормативных документов (нормативно-правового акта Государственной инспекции ядерного регулирования Украины и отраслевого стандарта Министерства энергетики и угольной промышленности Украины), которые предназначены для замены НП 306.5.02/3.035 «Требования по ядерной и радиационной безопасности к информационным и управляющим системам, важным для безопасности атомных станций».

Ключевые слова: АЭС, безопасность, информационные и управляющие системы, категория сейсмостойкости, класс безопасности, нормативная база, нормативно-правовой акт, отраслевой стандарт, функция безопасности.

Ю. В. Розен, М. О. Ястребенецький

Нові нормативні документи, що регламентують вимоги до інформаційних і керуючих систем, важливих для безпеки АЕС

Подано відомості про розроблені ДНТЦ ЯРБ проекти нових нормативних документів (нормативно-правового акта Державної інспекції ядерного регулювання України та галузевого стандарту Міністерства енергетики та вугільної промисловості України), які призначені для заміни НП 306.5.02/3.035 «Вимоги з ядерної та радіаційної безпеки до інформаційних і керуючих систем, важливих для безпеки атомних станцій».

Ключові слова: АЕС, безпека, інформаційні та керуючі системи, категорія сейсмостійкості, клас безпеки, нормативна база, нормативно-правовий акт, галузевий стандарт, функція безпеки.

© Ю. В. Розен, М.О. Ястребенецький, 2014

В настоящее время на всех АЭС Украины осуществляется модернизация действующих информационных и управляющих систем (ИУС) в рамках программ повышения безопасности и продления срока эксплуатации действующих энергоблоков. Модернизация действующих и разработка новых ИУС базируются на современных информационных технологиях, применении новых электронных компонентов, локальных сетей, волоконно-оптических линий передачи данных, компьютерных средств диагностики, отображения, архивирования.

При разработке и оценке всех новых и модернизованных ИУС используется документ НП 306.5.02/3.035 [1]. Однако уже после его выхода в 2000 году были введены в действие новые нормативно-правовые акты Украины: НП 306.2.141 [2], НП 306.2.145 [3], НП 306.2.106 [4] и др., а также стандарты Международного агентства по атомной энергии (IAEA), Международной электротехнической комиссии (IEC), Международной организации по стандартизации (ISO), Европейского комитета по стандартизации в электротехнической и электронной индустрии (GENELEC), которые существенно ужесточили требования к информационным и управляющим системам и их компонентам в части классификации по безопасности, электромагнитной совместимости, сейсмостойкости, квалификации оборудования, верификации программного обеспечения и т. д.

Некоторые из международных стандартов имплементированы в Украине путём выпуска соответствующих государственных стандартов, идентичных международным (ДСТУ IEC, ДСТУ ISO и др.). Требования к ИУС и их компонентам регламентированы также в ряде межгосударственных стандартов (ГОСТ) и/или в идентичных им государственных стандартах Украины (ДСТУ ГОСТ), однако к настоящему времени эти требования во многом устарели и нередко противоречат не только новым нормативно-правовым актам Украины и международным стандартам, но и друг другу.

В связи с этим возникла необходимость пересмотра действующей нормативной базы и её усовершенствования с учётом практических результатов создания (модернизации, реконструкции) и эксплуатации ИУС и их компонентов на ядерных энергоблоках Украины, особенностей современных информационных технологий, опыта мирового сообщества, аккумулированного в национальных и международных стандартах по безопасности АЭС.

В соответствии с Планом прикладных исследований в сфере ядерного регулирования на 2008 год, утверждённым председателем Госатомрегулирования Украины, в ГНТЦ ЯРБ пересмотрены действующие нормы и правила НП 306.5.02/3.035 [1] с учетом опыта их применения, рекомендаций IAEA и предложений заинтересованных украинских организаций и предприятий, и в марте 2010 года представлен проект нового нормативно-правового акта. При рассмотрении предложенного проекта Госатомрегулированием Украины было принято решение о том, что при разработке национальной нормативно-правовой базы Украины в области ядерной и радиационной безопасности следует разграничивать *регулирующие требования* (которые должны содержаться в нормативно-правовых актах Госатомрегулирования Украины) и *технические требования* (которые будут предметом нормирования соответствующих отраслевых стандартов). Подразумевалось, что такое разделение будет способствовать усовершенствованию разрабатываемых норм, правил и стандартов по ядерной и радиационной безопасности, а также

адаптации национальной нормативно-правовой базы к законодательству Европейского Союза. Исходя из этого, Государственная инспекция ядерного регулирования Украины и Министерство энергетики и угольной промышленности Украины решили, сохранив общий объём и структуру предложенного проекта, разделить все содержащиеся в нём требования между двумя нормативными документами:

- нормативно-правовым актом «Требования по ядерной и радиационной безопасности к информационным и управляющим системам, важным для безопасности атомных станций» (далее — НПА);
- отраслевым стандартом «Информационные и управляющие системы, важные для безопасности атомных станций. Общие технические требования» (далее — СОУ), заказчиком которого выступила Национальная энергогенерирующая компания (НАЭК) «Энергоатом».

При этом предусматривалось, что такой же подход к разграничению регулирующих требований по ядерной и радиационной безопасности и технических требований, обеспечивающих соответствие поставляемой продукции и/или выполняемых работ этим регулирующим требованиям, будет использован при разработке других нормативно-правовых актов Госатомрегулирования Украины и соответствующих им стандартов более низкого иерархического уровня.

Цель и задачи разработки

Цель разработки НПА — установление *регулирующих* требований к проектированию, изготовлению, испытаниям, вводу в действие и эксплуатации ИУС и их компонентов: программно-технических комплексов (ПТК) и их эксплуатационно-автономных составных частей; эксплуатационно-автономных технических средств автоматизации (ТСА), входящих в состав ИУС и/или ПТК; программного обеспечения (ПО) как составной части ИУС, ПТК и, возможно, ТСА. Соответствие этим регулирующим требованиям рассматривается как *необходимое* условие обеспечения функциональной безопасности* ИУС, ПТК, ТСА и ПО.

Цель разработки СОУ — установление *технических* требований, выполнение которых обеспечит на всех этапах жизненного цикла соответствие ИУС, важных для безопасности, и их компонентов регулирующим требованиям, установленным в НПА.

Разрабатываемые нормативные документы будут использоваться специалистами НАЭК «Энергоатом», других организаций и предприятий, Государственной инспекции ядерного регулирования Украины и экспертных организаций, которые осуществляют:

разработку проектов создания новых и модернизации (модификации, реконструкции) действующих ИУС, важных для безопасности, на атомных электростанциях Украины;

разработку, изготовление, испытания и поставку компонентов (ПТК, ТСА, ПО) для комплектации таких систем;

монтаж, наладку, интеграцию, предварительные испытания новых и модернизованных ИУС, важных для безопасности;

эксплуатацию (использование по назначению, регламентное обслуживание, периодическую проверку, поддержание в работоспособном состоянии) и дальнейшую модернизацию ИУС и/или их компонентов;

оценку безопасности ИУС и их компонентов на всех этапах жизненного цикла.

Разработка и согласование нормативных документов

При разработке НПА и СОУ учитывались требования (рис. 1):

действующих в Украине норм и правил по ядерной и радиационной безопасности АЭС [2—9];

международных стандартов, относящихся к безопасности атомных станций [10—23], и идентичных им государственных стандартов Украины [24—29];

международных общепромышленных стандартов [30—44] и идентичных им государственных стандартов Украины [45—57], применимых к отечественным ИУС и/или их компонентам.

Оба документа разработаны ГНТЦ ЯРБ**, окончательные редакции проектов НПА и СОУ представлены заказчикам в 2012 году.

Проекты авторской, первой и окончательной редакций НПА и СОУ рассылались на отзыв в НАЭК «Энергоатом» и его обособленные подразделения (АЭС), Харьковский и Киевский институты «Энергопроект», ООО «Вестрон», НПП «Радий», Северодонецкое НПО «Импульс», ХГПЗ им. Т. Г. Шевченко, Харьковский НИИ комплексной автоматизации. Отзывы с замечаниями и предложениями по каждой редакции получены от всех организаций. по мнению которых ввод в действие разрабатываемых нормативных документов является своевременным и необходимым. Отмечены высокий научно-технический уровень разработки и достаточная степень гармонизации с международными стандартами.

Замечания и предложения касались терминологии, классификации, требований к точности, невосприимчивости к электромагнитным помехам, порядка разработки и испытаний. Все замечания и предложения по каждой редакции зафиксированы в сводках отзывов и рассмотрены разработчиками проектов НПА и СОУ.

Приняты к сведению общие оценки, которые не требуют изменений в текстах, а также замечания и предложения, которые признаны целесообразными, но не могут быть учтены в полном объёме или частично, поскольку требуют специального решения или отдельного согласования с заказчиками НПА (Государственной инспекцией ядерного регулирования Украины) и/или СОУ (НАЭК «Энергоатом»).

Приняты замечания и предложения, которые указывают на ошибки в тексте, улучшают изложение отдельных требований, устанавливают новые или уточняют имеющиеся требования с учётом реальных условий и/или практического

* Функциональная безопасность — свойство, которое заключается в способности правильно выполнять все требуемые функции, важные для безопасности, и соответствовать заданным характеристикам при всех предусмотренных проектом режимах и условиях эксплуатации, нарушениях условий эксплуатации и проектных авариях. Говоря о безопасности применительно к ИУС, ПТК, ТСА и ПО, предполагают, по умолчанию, именно функциональную безопасность.

** В разработке НПА и СОУ, кроме авторов статьи, принимали участие сотрудники Харьковского филиала ГНТЦ ЯРБ О. Н. Бутова, С. В. Виноградская, В. М. Гольдрин, А. Л. Клевцов, С. А. Трубчанинов, сотрудники Кировоградского НПП «Радий» В. В. Скляр и А. М. Юрцевич, В. Д. Крицкий (ГНТЦ ЯРБ), Г. Ю. Пивоваров (Северодонецкое НПО «Импульс»), Ю. В. Гашева (НАЭК «Энергоатом»), специалисты украинских АЭС, проектных институтов, других организаций и предприятий, рассмотревшие проекты документов и сделавшие полезные замечания и рекомендации.

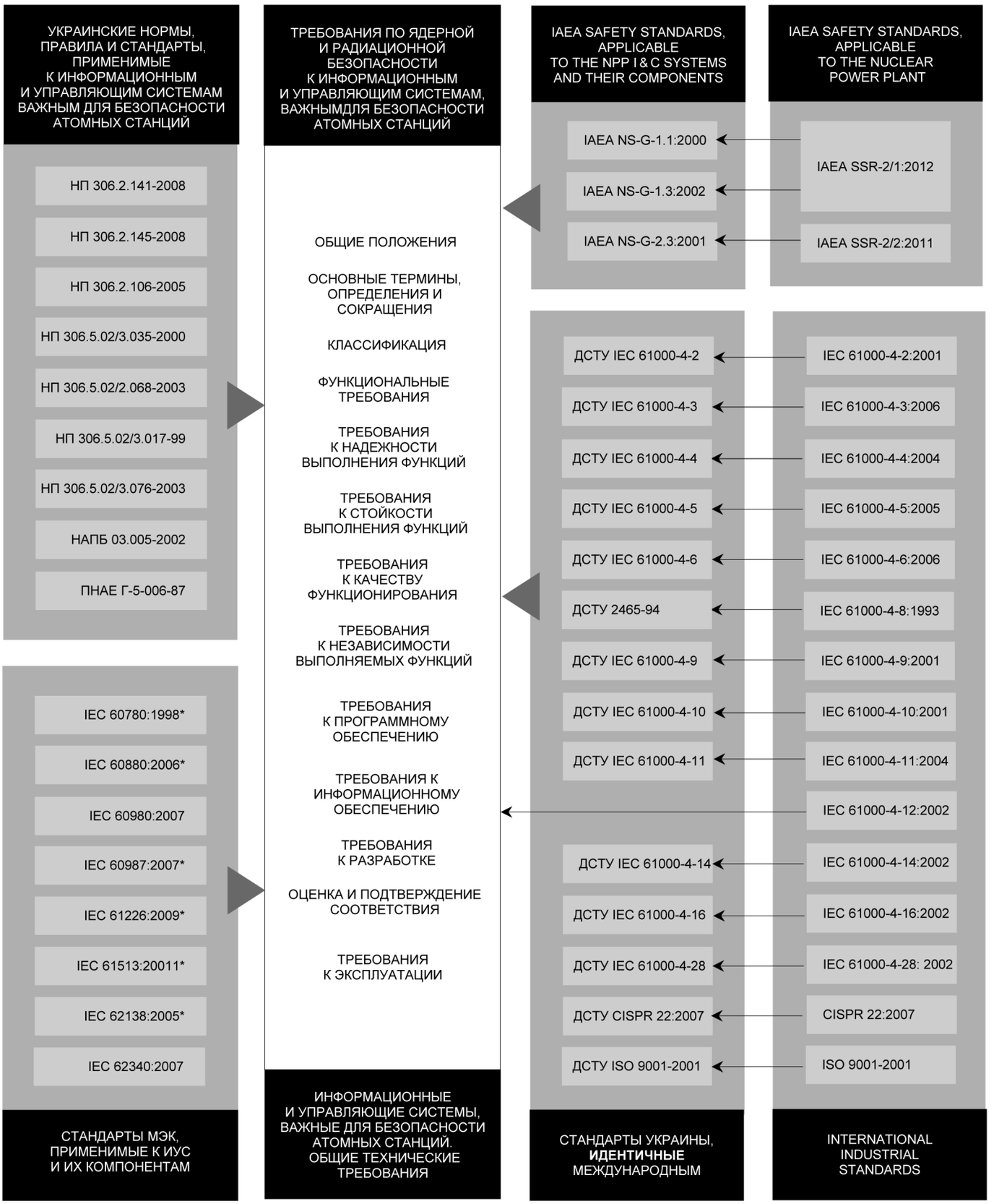


Рис. 1. Нормы, правила и стандарты, регламентирующие требования к функциональной безопасности ИУС и их компонентов

Таблица 1. Стандарты, требующие пересмотра

Номер стандарта	Наименование	Оценка
ГОСТ 23765–79	Аппаратура контроля радиационной безопасности на атомных электростанциях. Общие технические требования к каналу передачи данных	Требуют пересмотра с учётом новых отечественных и международных норм, правил и стандартов
ГОСТ 24789–81	Каналы измерительные системы внутриреакторного контроля ядерных энергетических корпусных реакторов с водой под давлением. Общие технические требования	
ГОСТ 25804.1–83 ГОСТ 25804.2–83 ГОСТ 25804.3–83 ГОСТ 25804.5–83 ГОСТ 25804.6–83 ГОСТ 25804.7–83	Аппаратура, приборы, устройства и оборудование системы управления технологическими процессами атомных электростанций	Не соответствуют требованиям новых отечественных и международных норм, правил и стандартов. Целесообразно отменить в Украине
ГОСТ 25804.4–83 ГОСТ 25804.8–83		Требуют пересмотра с учётом новых отечественных и международных норм, правил и стандартов
ГОСТ 26344.0–84	Аппаратура ядерного приборостроения для атомных станций. Основные положения	Не соответствует требованиям новых отечественных и международных норм, правил и стандартов. Целесообразно отменить в Украине
ГОСТ 26635–85	Реакторы ядерные энергетические корпусные с водой под давлением. Общие требования к системе внутриреакторного контроля	Требуют пересмотра с учётом новых отечественных и международных норм, правил и стандартов
ГОСТ 26843–86	Реакторы ядерные энергетические. Общие требования к системе управления и защиты	
ГОСТ 27445–87	Системы контроля нейтронного потока для управления и защиты ядерных реакторов. Общие технические требования	
ГОСТ 27452–87	Аппаратура контроля радиационной безопасности на атомных электростанциях. Общие технические требования	
ГОСТ 29075–91 ДСТУ ГОСТ 29075	Системы ядерного приборостроения для атомных электростанций. Общие требования	

опыта, и вместе с тем не противоречат действующим нормам и правилам по ядерной и радиационной безопасности и международным стандартам.

Учтены замечания и предложения, содержащие отдельные рациональные положения, которые, однако, не могут быть приняты в полном объёме или которые целесообразно изложить в другой редакции, чем предложенная в отзыве.

Отклонены ошибочные или необоснованные замечания и предложения, не имеющие существенных расхождений с редакцией проекта НПА (СОУ), не относящиеся к предмету нормативного регулирования, не соответствующие действующим в Украине нормам и правилам, не учитывающие или противоречащие требованиям международных стандартов.

По каждому замечанию (предложению) в сводках отзывов приведен вывод, сделанный разработчиками, который сопровождается необходимыми обоснованиями или пояснениями. Замечания и предложения, которые были отклонены, приведены в протоколах разногласий вместе с обоснованиями причин их отклонения. Все принятые и учтённые замечания и предложения внесены в окончательные редакции проектов НПА и СОУ.

Окончательные редакции проектов НПА и СОУ рассмотрены и согласованы департаментами НАЭК «Энергоатом» и всеми АЭС Украины. Окончательная редакция проекта НПА согласована юридическим отделом Госатомрегулирования Украины, Министерством энергетики и угольной промышленности Украины и готовится к регистрации в Министерстве юстиции Украины.

НПА и СОУ предложено ввести в действие одновременно, после чего НП 306.5.02/3.035 [1] может быть аннулирован. При этом целесообразно пересмотреть и, при необходимости, исключить из числа действующих в Украине ряд межгосударственных стандартов, относящихся к ИУС и их компонентам (табл. 1).

Характеристики нормативных документов

НПА содержит следующие разделы*.

Общие положения. Определена область нормативного регулирования, указаны источники разработки, регламентируется обязательность соблюдения регулирующих требований, приведенных в НПА. Указано, в частности, что этим требованиям должны соответствовать новые или модернизированные ИУС и их компоненты, если на момент ввода в действие НПА не получено разрешение Государственной инспекции ядерного регулирования Украины на проведение их монтажа. Необходимость, объёмы и сроки приведения в соответствие с требованиями НПА тех ИУС и/или их компонентов, для которых такое разрешение получено либо которые уже эксплуатируются на АЭС, должны определяться эксплуатирующей организацией (НАЭК «Энергоатом») по согласованию с Государственной инспекцией ядерного регулирования Украины.

Основные термины, определения и сокращения. Определены около 60 основных понятий, которые дополняют термины, введенные в нормах и правилах [2—9], или конкретизируют имеющиеся в них определения применительно к ИУС и их компонентам. В частности, определены такие понятия, как верификация; основная, дополнительная, заданная и требуемая функция; предупредительная, аварийная и технологическая защита; категория функции; конфигурация системы (компонента) и управление конфигурацией; рабочие и предельные условия эксплуатации; стойкость и невосприимчивость к внешним воздействиям; эксплуатационно-автономное устройство. В дополнение к ним ещё около 40 понятий определены в СОУ.

Классификация. Установлено разделение функций автоматического контроля и управления технологическими процессами и оборудованием по категориям, ИУС и их компонентов — по назначению и классам безопасности.

Классификация функций по категориям (A, B и C) учитывает их роль в достижении и поддержании безопасности, а также возможные последствия, вызванные невыполнением или ошибочным выполнением функции, как рекомендовано в международном стандарте IEC 61226 [20], принятом в большинстве европейских стран.

- Категория A назначается функциям:

обеспечивающим аварийную защиту (аварийную остановку реактора и поддержание активной зоны в подкритическом состоянии), аварийный отвод тепла, предотвращение (ограничение) выхода радиоактивных веществ за предусмотренные границы;

поддерживающим действия оперативного персонала, направленные на предотвращение возникновения аварийной ситуации или аварии;

отказы которых могут привести к аварийной ситуации или аварии, если эти последствия не может ослабить никакая другая функция категории A;

обнаруживающим возникновение и/или ограничивающим последствия опасных событий (например, землетрясения или пожара), которые могут привести к аварийной ситуации или аварии.

- Категория B назначается функциям (если они не отнесены к категории A):

предотвращающим возникновение исходных событий, которые могли бы вызвать нарушение нормальной эксплуатации, или обнаруживающим такие события, или ограничивающим их негативные последствия;

поддерживающим действия оперативного персонала, направленные на предотвращение нарушений нормальной эксплуатации или ограничение их негативных последствий;

отказы которых в режиме нормальной эксплуатации требуют инициировать выполнение функций категории A для того, чтобы предотвратить возникновение аварийной ситуации или аварии;

обеспечивающим удержание основных параметров процесса в установленных (допускаемых) границах при условии, что отказы этих функций приводят к необходимости инициировать выполнение функций категории A для того, чтобы предотвратить возникновение аварийной ситуации или аварии;

предназначенным для автоматического контроля технического состояния систем и компонентов, которые участвуют в выполнении функций категории A, непрерывной демонстрации их готовности к выполнению этих функций и/или для обнаружения нарушений работоспособности систем и компонентов и уведомления персонала о нарушениях.

- Остальным функциям, важным для безопасности, назначается категория C. Функции, не влияющие на безопасность, не классифицируются.

Классификация ИУС (рис. 2) предусматривает их разделение на:

ИУС-У, выполняющие функции безопасности;

ИУС-Н, выполняющие функции нормальной эксплуатации;

ИУС-НУ, совмещающие выполнение указанных функций.

Важными для безопасности являются ИУС-У, ИУС-НУ, а также те ИУС-Н, отказы которых приводят к нарушению эксплуатационных пределов либо препятствуют устранению этих нарушений, что может повлечь за собой возникновение аварийной ситуации. Остальные ИУС-Н не влияют на безопасность.

Каждая ИУС, важная для безопасности, должна быть отнесена к одному из трёх классов безопасности, которые обозначаются сочетанием цифры, как предусмотрено в НП 306.2141 [2], и буквы, указывающей наиболее высокую из категорий основных функций, выполняемых ИУС. Исходя из этого ИУС относят к следующим классам безопасности:

- 2(A), если среди выполняемых ИУС функций по крайней мере одна имеет категорию A;
- 3(B), если ИУС не участвует в выполнении функций категории A и по крайней мере одна из её функций имеет категорию B;
- 3(C), если ИУС не участвует в выполнении функций категории A и/или B и по крайней мере одна из её функций имеет категорию C;
- 4, если ни одна из выполняемых ИУС функций не классифицирована по категориям (ИУС считают не влияющей на безопасность).

Классы безопасности ПТК, ТСА и их составных частей определяют аналогично по самой высокой из категорий выполняемых ими функций.

Функциональные требования. Регламентированы функции управляющих систем безопасности и систем нормальной эксплуатации, включая системы контроля радиационной безопасности, внутриреакторного контроля, послеаварийного мониторинга, передачи данных, а также функции систем и оборудования блочного и резервного щитов управления.

* ОСТ имеет аналогичную структуру, а его объём за счёт детализации каждого из разделов примерно в 2,5 раза больше, чем объём НПА (более 9 печ. листов в украиноязычной версии).

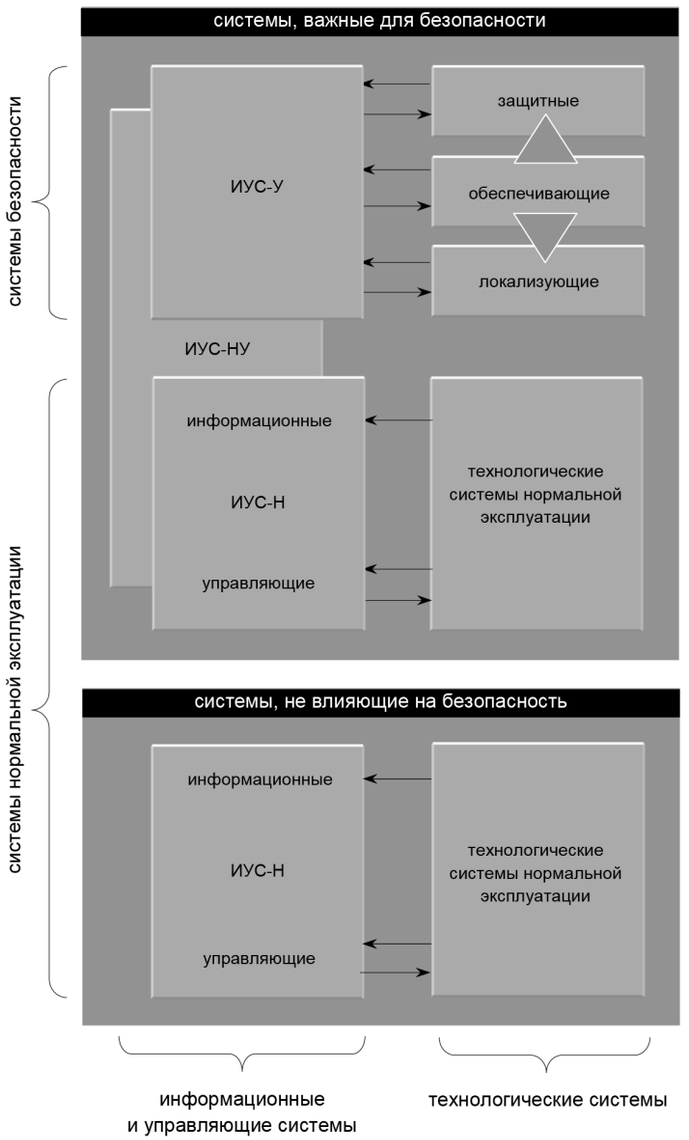


Рис. 2. Классификация ИУС по назначению, характеру выполняемых функций и влиянию на безопасность

Общие требования формулируются для предусмотренной в НП 306.2.141 [2] автоматизированной системы контроля и управления технологическими процессами энергоблока, образованной совокупностью ИУС, взаимодействующих с защитными, локализующими, обеспечивающими системами безопасности, системами нормальной эксплуатации, технологическим оборудованием и оперативным персоналом (рис. 2).

При совмещении в одной ИУС (ПТК, ТСА) функций нормальной эксплуатации и безопасности должна быть обеспечена приоритетность выполнения последних, при этом отказ любой функции нормальной эксплуатации не должен влиять на возможность выполнения системой (компонентом) функций безопасности. Совмещение в одной ИУС (ПТК, ТСА) функций, отнесенных к разным категориям, не должно приводить к нарушению требований, относящихся к функциям более высокой категории, а отказ любой функции не должен влиять на возможность выполнения и характеристики функций более высокой категории, выполняемых этой же системой (компонентом).

Функции управляющих систем безопасности регламентированы для ИУС-У и ИУС-НУ, которые совместно с защитными, локализующими, обеспечивающими системами и/или элементами безопасности должны выполнять функции аварийной защиты, аварийного отвода тепла, отвода остаточного тепла от активной зоны и бассейна выдержки, предотвращения или ограничения выхода выделяющихся при авариях радиоактивных веществ за предусмотренные границы.

Управляющие системы безопасности должны выполнить предписанные функции в тех случаях, когда системы нормальной эксплуатации не в состоянии удерживать технологические параметры в установленных эксплуатационных пределах (например, вследствие отказа), а также когда требуется быстрая и надежная реакция на нарушение проектных пределов или условий безопасной эксплуатации.

После срабатывания ИУС-У (ИУС-НУ):

не должно требоваться вмешательство персонала в её работу;

все выдаваемые команды должны удерживаться на выходах системы до полного выполнения инициированных ею действий;

возможность отключения команд должна автоматически блокироваться на время, согласованное с Госатомрегулирования Украины, но не менее 10 мин.

ИУС-У (ИУС-НУ) и их компоненты должны сохранять способность к выполнению всех функций, необходимых для обеспечения безопасности, при любых воздействиях, возможных в условиях нормальной эксплуатации, при ожидаемых нарушениях нормальной эксплуатации, в аварийных ситуациях и после любой проектной аварии. Отказы компонентов должны автоматически обнаруживаться и инициировать действия, необходимые для обеспечения безопасности.

Функции систем нормальной эксплуатации регламентированы для ИУС-Н и ИУС-НУ, которые вместе с технологическим оборудованием и оперативным персоналом должны осуществлять автоматическое управление процессами выработки электроэнергии и предотвращать нарушения нормальной эксплуатации:

удерживать параметры энергоблока в заданных границах при внешних и внутренних воздействиях, возможных для каждого эксплуатационного режима;

обеспечивать приём и выдачу команд дистанционного управления, отображать их результаты, поддерживать другие действия персонала при наборе и уменьшении мощности, плановой остановке и расхолаживании реактора, перегрузке топлива;

представлять необходимую информацию персоналу, контролирующему протекание технологических процессов, работу систем нормальной эксплуатации и технологического оборудования, состояние физических барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ.

В случае нарушения нормальной эксплуатации, ИУС-Н и ИУС-НУ должны выполнять функции, препятствующие возникновению аварийных ситуаций:

обнаруживать отклонения от эксплуатационных пределов и/или условий нормальной эксплуатации и инициировать действия, необходимые для их устранения;

обнаруживать опасные события (землетрясение, пожар, выброс радиоактивных веществ) и автоматически

осуществлять действия, ограничивающие их последствия (оповещение персонала, блокировка механизмов, управление пожаротушением и пр.).

Установлены также требования функциям ИУС-Н, которые осуществляют:

автоматический контроль нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны реактора, расчёты характеристик распределения нейтронного потока и поля энерговыделения, выдачу сигналов при отклонениях показателей состояния активной зоны и теплоносителя от проектных значений;

автоматизированный контроль радиационной обстановки в помещениях и на территории АЭС, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения во всех эксплуатационных режимах, во время и после аварий и при снятии с эксплуатации;

формирование и выдачу и/или прием и расшифровку цифровых сообщений по электрическим и оптоволоконным кабелям;

поддержку персонала при анализе причин возникновения и путей протекания проектных и запроектных аварий, управлении авариями и ликвидации последствий.

Требования к надежности выполнения функций. Предусмотрены предупреждение и защита от отказов по общей причине; соблюдение принципов единичного отказа, резервирования, разнообразия; предотвращение ошибок персонала; защита от несанкционированного доступа; техническое диагностирование.

Отказы по общей причине определяются как утрата способности выполнять требуемую функцию вследствие одновременного отказа двух или большего числа резервированных частей, вызванного одним и тем же событием или причиной, которая может быть обусловлена недостатком проекта, дефектом изготовления, ошибкой персонала при эксплуатации или техническом обслуживании, внешним воздействием, зависимыми отказами в резервированных частях ИУС (ПТК).

Предупреждение отказов по общей причине должно обеспечиваться соблюдением требований НПА и СОУ, относящихся к разработке (проектированию), оценке и подтверждению соответствия, проверкам и техническому обслуживанию. Для защиты от отказов по общей причине должны выполняться требования к соблюдению принципов разнообразия, независимости, предотвращения ошибок персонала и стойкости (невосприимчивости) к внешним воздействиям. Для ИУС и ПТК, отнесенных к классу безопасности 2(А), эти требования являются обязательными; для ИУС и ПТК, отнесенных к классу безопасности 3(В) или 3(С), — рекомендуемыми.

Принцип единичного отказа предусматривает, что ИУС (ПТК) должны выполнять все требуемые функции категории А при любом исходном событии, с наложением отказа одного (любого) элемента и зависимых от него отказов других элементов, а также отказов, вызванных скрытыми нарушениями работоспособности и/или возможным влиянием самого исходного события. Принцип должен соблюдаться также во время технического обслуживания и проверки ИУС (ПТК), которые выполняют функции категории А при работающем энергоблоке*.

Для ИУС и ПТК, отнесенных к классам безопасности 2(А) и 3(В), принцип единичного отказа рекомендуется соблюдать также в отношении функций категории В (возможность скрытых нарушений работоспособности допускается не учитывать).

Принцип резервирования должен соблюдаться для ИУС и ПТК класса безопасности 2(А) за счёт использования дополнительных средств, избыточных по отношению к минимально необходимым для выполнения требуемых функций категории А. Для ИУС и ПТК классов безопасности 2(А) и 3(В) рекомендуется соблюдать принцип резервирования также в отношении требуемых функций категории В, а если они относятся к системе управления и защиты реактора (СУЗ), резервирование обязательно. При резервировании систем аварийной защиты и контроля нейтронного потока должны учитываться также требования НП 306.2.145 [3].

Принцип разнообразия формулируется для группы из двух или нескольких объектов (ИУС, ПТК), которые одновременно, резервируя друг друга, выполняют функции безопасности, идентичные в отношении достигаемых целей, если они в той или иной степени физически отличаются друг от друга и/или достигают поставленной цели разными способами. Отличия между объектами определяют вид разнообразия (проектное, функциональное, сигнальное, аппаратное, программное, субъектное или любая их комбинация). Разнообразие позволяет уменьшить вероятность одновременного отказа нескольких резервированных объектов по общей причине.

Принцип разнообразия рекомендуется соблюдать в обоснованных случаях при проектировании ИУС-Б, которые участвуют в реализации функций безопасности, и/или при разработке компонентов ПТК для таких систем. Определение необходимости или целесообразности применения разнообразия и выбор адекватного вида (видов) разнообразия производят на основе анализа возможных причин отказов, их вероятности и ожидаемых последствий.

Для ИУС (ПТК), участвующих в выполнении функции аварийной защиты, соблюдение принципа разнообразия является обязательным, а для ИУС (ПТК), участвующих в выполнении остальных функций безопасности, — по согласованию между проектировщиком ИУС (разработчиком ПТК) и эксплуатирующей организацией или заказчиком (пользователем).

Предотвращение ошибок персонала при управлении энергоблоком, проверках, техническом обслуживании, изменении конфигурации и управлении авариями должно обеспечиваться предоставлением ему полной, своевременной и достоверной информации о технологических параметрах, состоянии и функционировании ИУС, их компонентов, технологических систем и оборудования, а также физических барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ.

Информация о выводе из работы для технического обслуживания, проверки или восстановления и последующем включении компонентов ИУС, выполняющих функции категории А или В, должна передаваться оперативному персоналу до начала и после завершения этих действий. Предотвращение ошибок персонала должно обеспечиваться также соблюдением регламентированных в НПА и СОУ требований к техническому диагностированию, интерфейсу «человек — машина», программному обеспечению, а также требований к эксплуатации.

* По согласованию с Государственной инспекцией ядерного регулирования Украины принцип единичного отказа может не соблюдаться в течение ограниченного времени, необходимого для технического обслуживания, проверки или восстановления ИУС (ПТК) и/или их резервированных частей, при условии, что вероятность возникновения единичного отказа за это время не превышает минимального допускаемого значения, установленного для выполняемых ими функций категории А.

Защита от несанкционированного доступа к ТСА и к эксплуатационно-автономным составным частям, программному обеспечению, базам данных и архивам ПТК должна предотвращать возможность умышленного или неумышленного вывода из работы, изменения режимов, условий или алгоритмов формирования выходных сигналов и команд, изменения программ и архивных данных, порчи или хищения, которые могут создать угрозу для безопасности. Предусматривается немедленное оповещение персонала БЩУ о любой попытке изменения программ и/или данных в ПТК, отнесенных к классу безопасности 2(А), в том числе со стороны других ИУС или ПТК, а также о несанкционированном использовании РЩУ.

Показатели надежности должны нормироваться:

для основных функций, которые реализуют ИУС, ПТК, ТСА;

для сменных составных частей ПТК и ТСА.

Показателем безотказности сменных составных частей должна быть средняя наработка до отказа или между отказами. Для непрерывно выполняемых функций показателями безотказности является средняя наработка между отказами или параметр потока отказов. Для функций, которые выполняются при возникновении заданных условий или по требованию, нормируется коэффициент готовности и/или параметр потока отказов. При нормировании и оценке безотказности (готовности) функции должны учитываться показатели безотказности всех элементов, которые непосредственно участвуют в её реализации и обеспечивают возможность выполнения функции. Старение и износ составных частей, отказы по общей причине, отказы ПО и ошибки персонала учитывают при наличии апробированных методик и исходных данных, позволяющих численно оценивать их влияние на надёжность.

Для ПТК и ТСА, восстанавливаемых на месте эксплуатации, нормируют среднее время восстановления (замены отказавшей составной части и последующей проверки правильности функционирования восстановленного устройства).

В качестве показателя долговечности принимают регламентированный срок эксплуатации, указанный в документации ИУС, ПТК, ТСА. До того, как фактический срок эксплуатации достигнет регламентированного, должна быть проведена модернизация ИУС (замена ПТК, ТСА) или принято и согласовано в порядке, установленном в НП 306.5.02/2.068 [58], решение о возможности продолжения эксплуатации в течение нового регламентированного срока.

Требования к стойкости выполнения функций. Регламентирована способность к выполнению предусмотренных функций в условиях воздействия окружающей среды, специальных сред, механических (включая сейсмические) и электрических воздействий, изменений параметров питания, электромагнитных помех, возможных в местах размещения эксплуатационно-автономных составных частей ПТК и ТСА:

в рабочих условиях эксплуатации;

в предельных условиях, которые могут быть вызваны проектными авариями, работой мощных электротехнических агрегатов, неисправностями обеспечивающих систем, аномальными природными явлениями (землетрясениями, ударами молний) или внутренними событиями (пожаром, затоплением);

в условиях запроектных аварий.

Стойкость к воздействию окружающей среды регламентируется по отношению к верхним и/или нижним рабочим и предельным значениям температуры и скорости её изменения, относительной влажности, барометрического давления, мощности поглощённой дозы ионизирующего γ-излучения и поглощённой дозы в течение регламентированного срока эксплуатации, концентрации коррозионно-активных агентов и пыли.

Испытательные воздействия при проверке стойкости определяют на основании представленных эксплуатирующей организацией или заказчиком экспериментальных данных о рабочих значениях параметров окружающей среды, а также результатов оценки возможных предельных значений этих параметров, ожидаемой частоты возникновения и длительности. При отсутствии таких данных следует исходить из обобщенных рабочих и предельных значений параметров окружающей среды, указанных в СОУ для группы условий эксплуатации, к которой отнесены ТСА или эксплуатационно-автономная часть ПТК (далее — устройства).

Стойкость к механическим воздействиям (вибрации и ударам) определяют для каждого эксплуатационно-автономного устройства при подаче испытательных воздействий, указанных эксплуатирующей организацией или заказчиком на основании экспериментальных данных о фактических значениях воздействующих механических параметров, или исходя из обобщенных рабочих значений, указанных в СОУ для группы условий размещения, к которой отнесено испытуемое устройство.

Для всех эксплуатационно-автономных устройств должна быть установлена категория сейсмостойкости (I, II или III).

- К категории сейсмостойкости I относятся устройства, участвующие в реализации тех функций, которые должны быть инициированы и/или выполнены во время максимального расчетного землетрясения на площадке АЭС (обнаружение сейсмического воздействия, аварийная остановка реактора, блокировка движущихся механизмов и т. п.) или непосредственно после него (поддержание активной зоны в подкритическом состоянии; аварийное охлаждение реактора; отвод остаточного тепла; контроль критических параметров; предотвращение выхода радиоактивных веществ за установленные границы; послеаварийный контроль).
- К категории сейсмостойкости II относятся устройства, не вошедшие в категорию I, если нарушение их работы, вызванное землетрясением, может привести к перерыву в выработке электроэнергии. Они должны выполнять все предусмотренные функции после сейсмических воздействий, вызванных проектным землетрясением на площадке АЭС.
- Категория III устанавливается для устройств, которые по указанным критериям не могут быть отнесены к категориям сейсмостойкости I и II; требования сейсмостойкости для них не регламентируются.

Сейсмические воздействия имитируют при испытаниях спектром отклика по ГОСТ 30546 [59], который учитывает возможную реакцию строительных и ромежуточных конструкций на колебания земной поверхности. Спектр отклика определяют на основании расчетов и/или моделирования либо используют обобщенные значения, приведенные в СОУ, которые учитывают возможную интенсивность землетрясения, высоту размещения и способы монтажа устройства.

Невосприимчивость к изменениям параметров питания регламентируют по отношению к длительным отклонениям напряжения и частоты; кратковременным изменениям напряжения и прерываниям питания [38, 52]; флуктуациям

напряжения [40, 53]; кратковременным изменениям частоты питающего тока [42, 55].

Невосприимчивость к электромагнитным помехам (см. [60, 61]) учитывает:

помехи от электростатических разрядов [30, 45];

помехи от радиочастотных электромагнитных полей излучения [31, 46];

помехи от быстрых переходных процессов/пакетов импульсов [32, 47];

помехи от всплесков напряжения и тока [33, 48];

кондуктивные помехи, наведенные радиочастотными полями [34, 49];

помехи от магнитных полей частоты сети [35, 62];

помехи от импульсных магнитных полей [36, 50];

помехи от затухающего колебательного магнитного поля [37, 51];

колебательные затухающие помехи [39];

кондуктивные несимметричные помехи в диапазоне от 0 до 150 кГц [41, 54];

помехи в линиях заземления [1].

Требования к качеству функционирования. Приведены требования к точности, временным характеристикам, интерфейсу «человек — машина».

Требования к точности измерения физических величин, характеризующих протекание технологических процессов и состояние оборудования, устанавливают в виде метрологических характеристик измерительных каналов ИУС (ПТК) — предела допускаемой погрешности в рабочих условиях эксплуатации или предела допускаемой основной погрешности и дополнительных погрешностей, вызванных изменением каждого из воздействующих факторов в диапазоне его рабочих значений.

Точность каналов сигнализации и/или управления ИУС (ПТК) характеризуется пределами допускаемой абсолютной погрешности включения и отключения сигнализации и/или выдачи и снятия команды управления, которые регламентированы для рабочих или предельных условий эксплуатации.

До ввода ИУС в промышленную эксплуатацию измерительные каналы должны пройти метрологическую аттестацию. ПТК и ТСА, для которых нормированы требования к точностным характеристикам, должны проходить первичную калибровку при выпуске из производства и периодические калибровки во время эксплуатации.

Временные характеристики регламентируют скорость ввода данных, разрешающую способность по времени при вводе и архивировании, допускаемые задержки выполнения дискретных функций, скорости обмена сообщениями, время включения ПТК (ТСА) в работу после возобновления питания.

Требования к независимости. Регламентированы требования к независимости для группы резервированных каналов ИУС (ПТК), каждый из которых должен сохранять способность к выполнению требуемых функций категории А или В (рекомендуется) независимо от:

потери работоспособности или вывода из работы других каналов этой группы для проведения технического обслуживания, проверки, восстановления;

внешних влияний на другие каналы этой группы, в результате которых их характеристики могут выйти за границы установленных предельных значений.

Компоненты ИУС класса безопасности 2(А) или 3(В) должны сохранять способность к выполнению требуемых функций категории А или В независимо от потери работоспособности или вывода из работы сопряженных с ними компонентов той же или других ИУС, отнесенных к более низкому классу безопасности.

Для обеспечения независимости рекомендуется предусматривать:

функциональное и/или физическое разделение компонентов ИУС (составных частей ПТК), отнесенных к разным классам безопасности;

функциональное и/или физическое разделение резервированных ПТК (в составе одной ИУС) и резервированных каналов управления и сигнализации (в одном ПТК);

электрическое разделение линий, по которым сигналы или сообщения передаются от общего источника к нескольким приёмникам и от нескольких источников к общему приёмнику;

использование локальных сетей, в которых при нарушении работоспособности или выводе из работы любого из подключённых устройств сохраняется возможность обмена данными между всеми остальными (оставшимися в работе) устройствами.

Функциональное разделение обеспечивается наличием полного набора входных данных, необходимых для выполнения всех требуемых функций каждому ПТК и/или каналу управления и сигнализации из группы ПТК (каналов), резервирующих друг друга.

Физическое разделение предусматривает размещение каждого из этих ПТК и/или каналов в отдельных помещениях или в отдельных несущих конструкциях, взаимное удаление подходящих к ним кабелей, использование для каждого из них отдельных кабельных каналов и проходок.

Электрическое разделение предусматривает гальваническую развязку и экранирование цепей ввода, вывода и питания. Качество развязки (электрическая прочность и сопротивление электрической изоляции) каждой цепи регламентировано для рабочих и предельных условий эксплуатации.

Доработка нормативных документов

В окончательных редакциях НПА и СОУ учтены уроки аварии на АЭС «Фукусима-1», которые обусловили необходимость переоценки и ужесточения требований к функциональной безопасности ИУС и их компонентов [63], направленных, в частности, на уменьшение риска от опасных событий, в том числе землетрясений, а также на сохранение данных, которые могут потребоваться во время управления аварией и/или ликвидации её последствий.

Для уменьшения риска от землетрясений:

определены функции контроля и управления, которые должны быть выполнены во время землетрясения и/или непосредственно после его окончания;

для устройств, участвующих в выполнении этих функций, уточнены критерии классификации по сейсмостойкости и установлены степени жёсткости испытаний, учитывающие категории сейсмостойкости и условия размещения устройств;

установлены требования к испытательным воздействиям, имитирующим землетрясения, уточнены методы оценки сейсмостойкости и критерии соответствия.

Для уменьшения риска от других опасных событий:

установлены требования к функциональной безопасности информационных систем, которые должны обнаруживать такие события (систем выявления загораний,

извещения о пожаре, инициирования автоматического пожаротушения);

определены меры предотвращения загораний и защиты эксплуатационно-автономных устройств при возникновении опасных факторов пожара;

регламентированы требования стойкости к воздействию веществ, которые заполняют помещение при срабатывании системы автоматического пожаротушения.

Для сохранения данных об авариях:

установлены требования к системе контроля за выбросами радиоактивных веществ в помещениях и на территории АЭС, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения во время эксплуатации и после аварий, включая запроектные;

регламентированы требования к системам послеаварийного контроля, которые осуществляют поддержку персонала АЭС и экспертов по безопасности при управлении проектными авариями, ликвидации их последствий, анализе причин возникновения и путей протекания аварий (в том числе требования по надёжности хранения данных в условиях запроектных аварий).

Отличия от действующих норм и правил НП 306.5.02/3.035 [1]

1. Требования к ИУС и их компонентам распределены на регулирующие, которые регламентированы в НПА, и технические, необходимые и достаточные для их выполнения, которые детализированы в СОУ так, чтобы этот документ можно было непосредственно использовать при нормировании и оценке функциональной безопасности ИУС и их компонентов.

2. Разделены функции контроля и управления процессами (выполняются общими действиями управляющих, защитных, локализующих, обеспечивающих систем, технологического оборудования и оперативного персонала) и функции ИУС.

3. Для функций контроля и управления процессами введена классификация по категориям, которая учитывает их важность для безопасности и соответствует принятой в IEC 61226 [20] и отражённой в ДСТУ IEC 61226 [27]. Категории функций ИУС и их компонентов совпадают с установленными для функций контроля и управления процессами, в реализации которых они принимают участие.

4. Классификация по безопасности ИУС и их компонентов гармонизирована [64] с международными стандартами: за основу взяты категории выполняемых ими функций; число классов безопасности увеличено с двух до трёх, как в IEC 61513 [13]; требования по безопасности дифференцированы с учётом категорий выполняемых функций, как рекомендовано в IEC 60880 [17], IEC 61226 [20], IEC 62138 [22] и в идентичных им государственных стандартах Украины ДСТУ IEC 60880 [25], ДСТУ IEC 61226 [27] и ДСТУ IEC 62138 [29]. В то же время сохранена преемственность с действующей в Украине классификацией, которая установлена в НП 306.2.141 [2] и допускает возможность уточнения и детализации классификационных критериев, а также использования других классификационных признаков (рис. 3).

5. Требования НПА и СОУ охватывают все стадии жизненного цикла: проектирование ИУС; разработку ПТК, ТСА, ПО; квалификацию оборудования, верификацию ПО; валидацию и приёмочный контроль ПТК и ТСА на предприятиях-изготовителях; интеграцию компонентов и испытания ИУС при вводе в эксплуатацию на АЭС; техническое обслуживание, проверки и восстановление при эксплуатации; внесение изменений и модернизацию действующей системы.

6. Сформулированы функциональные требования к системам нормальной эксплуатации и безопасности, системам внутриреакторного контроля, контроля радиационного состояния, пожарной сигнализации и управления автоматическим пожаротушением, к оборудованию щитов управления.

7. Установлены требования к системам аварийного и послеаварийного контроля (мониторинга), включая требования к архивированию данных, необходимых для анализа причин возникновения, хода протекания аварии и состояния конструкций, систем и оборудования, и требования к сохранности этих данных при любых воздействиях, возможных при проектных и запроектных авариях.

8. Уточнены критерии классификации по сейсмостойкости и правила имитации сейсмических воздействий при испытаниях. Установлены существенно более жёсткие требования к сейсмостойкости, которые учитывают консервативную оценку коэффициента демпфирования строительных и промежуточных конструкций при определении их возможной реакции на колебания земной поверхности.

9. При нормировании требований к помехоустойчивости (невосприимчивости к электромагнитным помехам) вместо оценки электромагнитной обстановки «в целом» предложено определять степень её жёсткости для каждого вида электромагнитных помех в отдельности.

Расширен перечень электромагнитных помех, для которых установлены требования невосприимчивости. В него дополнительно включены кондуктивные помехи, наведенные радиочастотными полями; помехи от затухающего колебательного магнитного поля; колебательные затухающие помехи; кондуктивные несимметричные помехи в диапазоне от 0 до 150 кГц; флуктуации питающего напряжения; кратковременные изменения частоты питающего тока.

10. Требования электромагнитной совместимости регламентированы с учётом новых международных стандартов [30—43] и государственных стандартов Украины [45—56, 62], при этом для устройств класса безопасности 2(А) и 3(В) установлены более высокие степени жёсткости испытаний по сравнению с этими стандартами.

11. Учтены современные тенденции использования программируемых логических интегральных схем (ПЛИС) для реализации функций безопасности, в том числе особенности технологии разработки и имплементации электронных проектов ПЛИС в качестве элементов управляющих систем безопасности.

12. Предусмотрены требования к защите программного обеспечения от нежелательного и небезопасного вмешательства в его работу и от несанкционированного изменения, которое могло бы осуществляться путём воздействия через внешние компьютерные сети и/или при использовании нерезидентных носителей (в дальнейшем эти требования должны быть детализированы с учётом работ, проводимых IAEA, и новых стандартов IEC, которые касаются защиты от кибернетических угроз).

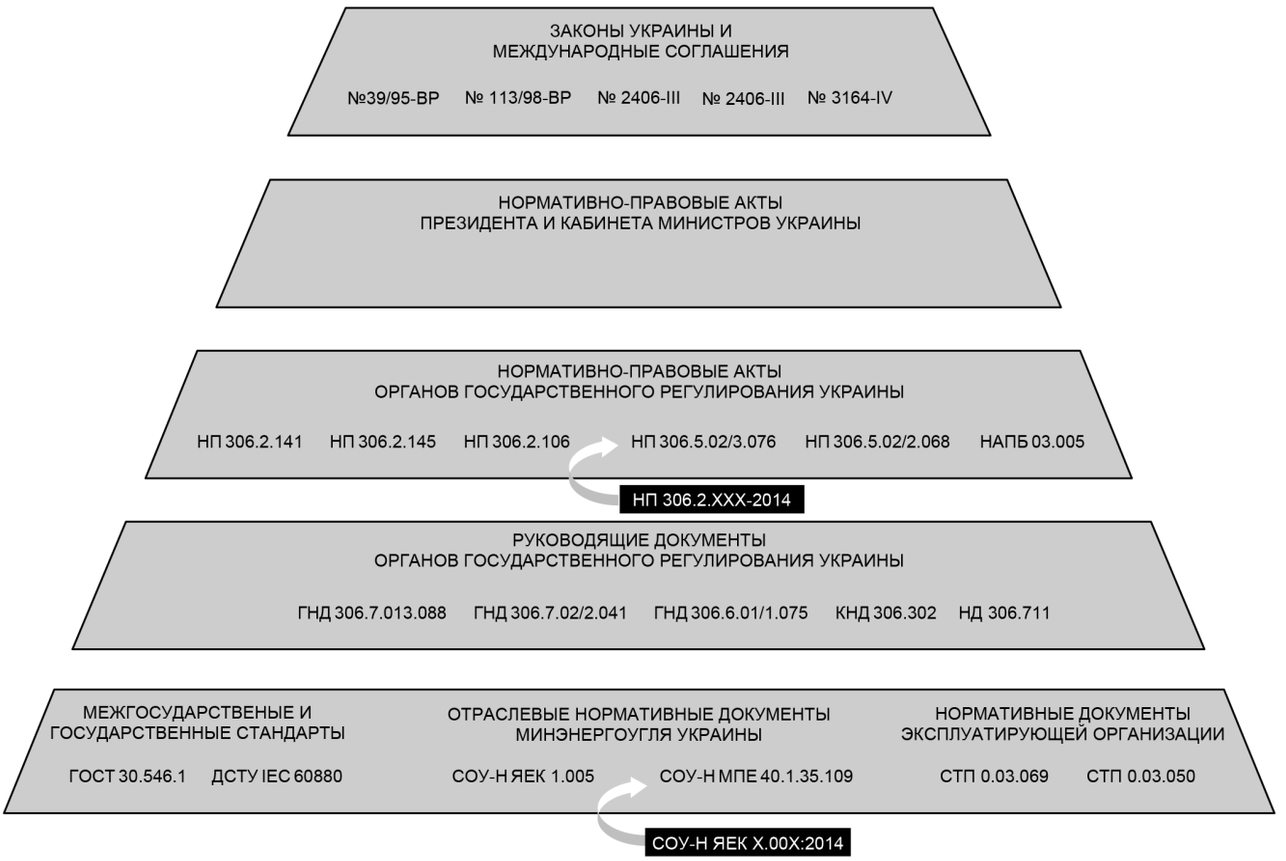
13. Включены требования к управлению конфигурацией, которые позволяют в каждый момент времени идентифицировать и документировать отличительные признаки и связи всех элементов, совокупность которых определяет фактическую конфигурацию ИУС и ПТК на соответствующей стадии их жизненного цикла.

IAEA NS-R-1,I AEA NS-G-1.3	Important to Safety				Not Important to Safety
	Safety	Safety Related			
IEC 61226	Important to Safety				
systems	Safety	Safety Related			No direct safety role
functions	Category A	Category B	Category C		Unclassified
IEC 61513	Important to Safety				Not Important to Safety
functions	Category A	Category B	Category C		Unclassified
systems	Class 1	Class 2	Class 3		Unclassified
GERMANY	Important to Safety				Not Important to Safety
functions	Category A	Category B	Category C		Unclassified
systems	Class 1	Class 2	Class 3		Unclassified
UNITED KINGDOM	Important to Safety				Not Important to Safety
functions	Category A	Category B	Category C		Unclassified
systems	Class 1	Class 2	Class 3		Unclassified
FRANCE	Important to Safety				Not Important to Safety
systems	1E	2E	SH	Important	-
SWITZERLAND	Important to Safety				Not Important to Safety
functions	Category A	Category B	Category C		Unclassified
УКРАЇНА (проект НПА и СОУ)	Важливі для безпеки				Не впливають на безпеку
функції	Категорія А	Категорія В	Категорія С		Не класифіковані
системи / компоненти	Клас 2(А)	Клас 3(В)	Клас 3(С)		Клас 4
УКРАИНА (НП 306.2.141)	Важливі для безпеки				Не впливають на безпеку
елементи	Клас 2	Клас 3			Клас 4
РОССИЯ (НП-011-97)	Важные для безопасности				Не влияют на безопасность
элементы	Класс 2	Класс 3			Класс 4
функциональные группы	Категория К1	Категория К2	Категория К3		Категория К4
CANADA	Category 1	Category 2	Category 3		Category 4
JAPAN	PS1 / MS1	PS2 / MS2	PS3 / MS3		Non-nuclear Safety
REPUBLIC OF KOREA	IC-1	IC-2			IC-3
USA (IEEE)	Important to Safety				Non-nuclear Safety
	Class 1E	No name assigned			

Рис. 3. Классификации функций, систем и компонентов в разных странах

Выводы

Быстрое развитие информационных технологий, электронных компонентов, локальных сетей передачи данных, компьютерных средств диагностики, отображения, архивирования, на которых базируется разработка новых и модернизация действующих ИУС, предназначенных для автоматизации ядерных установок, обусловило необходимость регулярного обновления нормативной базы, регламентирующей функциональную безопасность этих систем и их компонентов. Уже после того, как в марте 2000 года был введен в действие НП 306.5.02/3.035 [1], появились две новых редакции стандарта, относящегося к информационным и управляющим системам, важным для безопасности атомных станций (IAEA NS-G-1.3 [13] и IAEA DS-431 [15]), две редакции стандарта IEC 61513 [21], регламентирующего общие требованиями к функциональной безопасности таких систем, три редакции стандарта IEC 61226 [20] по классификации ИУС, применяемых на АЭС, и т. д. Отечественными специалистами за это время накоплен значительный опыт проектирования, разработки, изготовления, эксплуатации на энергоблоках украинских АЭС и оценки функциональной безопасности ИУС и их компонентов [65]. Исходя из этих обстоятельств была признана необходимость пересмотра действующего нормативного документа НП 306.5.02/3.035 [1] и разработки взамен него новых норм и правил и отраслевого стандарта, гармонизированных с последними редакциями международных стандартов.



ГНД 306.7.013.088–2004. Методика з організації державного нагляду за системою управління якістю на етапі експлуатації ядерних установок

ГНД 306.6.01/1.075–2003. Інструкція про порядок розгляду та узгодження технічних умов на продукцію

КНД 306.302–96. Требования к содержанию отчета по анализу безопасности АС с реакторами типа ВВЭР на стадии выдачи разрешения на ввод в эксплуатацию

НД 306.711–96. Продление ресурса средств контроля и управления, входящих в системы, важные для безопасности. Общие требования к порядку и содержанию работ

СОУ-Н ЯЕК 1.005:2007. Автоматизовані системи радіаційного контролю на АЕС з реакторами типу ВВЕР. Загальні технічні вимоги

СОУ-Н МПЕ 40.1.35.109:2005. Технічні вимоги до технологічних захистів, що реалізуються на базі мікропроцесорної техніки

СТП 0.03.069:2007. Метрология. Системы измерительные информационные и автоматизированные системы управления технологическими процессами. Головной образец. Организация и порядок проведения метрологической аттестации

СТП 0.03.050–2009. Квалификация оборудования и технических устройств АЭС. Общие требования

Рис. 4. Иерархическая пирамида законодательных и нормативных документов Украины, относящихся к ИУС и их компонентам, важным для безопасности

Разработка и внедрение НПА и СОУ будет способствовать решению приоритетных проблем, связанных с предупреждением ядерных аварий на АЭС Украины, безопасностью персонала, населения и окружающей среды.

Использование новых нормативных документов углубит взаимопонимание между участниками создания (модернизации), внедрения и эксплуатации ИУС, важных для безопасности, а также с Государственной инспекцией ядерного регулирования Украины, лицензирующей проведение этих работ, и с привлечёнными ею экспертными организациями.

Гармонизация с международными стандартами откроет возможность экспорта систем и компонентов, разработанных и изготовленных по требованиям НПА и СОУ, позволит более широко использовать в отечественной практике передовой зарубежный опыт нормирования и оценки безопасности ИУС и их компонентов, будет способствовать адаптации национальной нормативно-правовой базы к законодательству Европейского Союза.

Разработанный нормативно-правовой акт «Требования по ядерной и радиационной безопасности к информационным и управляющим системам, важным для безопасности атомных станций» (НП 306.2.XXX-2014) и поддерживающий его отраслевой стандарт «Информационные и управляющие системы, важные для безопасности атомных станций. Общие технические требования» (СОУ Н ЯЕК X.00X:2014) войдут в состав иерархической пирамиды законодательных и нормативных документов в сфере ядерной и радиационной безопасности (рис. 4), которая создаётся Госатомрегулирования Украины.

Не менее актуальной задачей следует считать пересмотр руководящего документа ГНД 306.7.02/2.041 [66],

в котором установлены требования к составу и содержанию документов, обосновывающих безопасность ИУС и их компонентов на всех стадиях жизненного цикла, и приведены правила оценки соответствия этим требованиям, которая производится Госатомрегулирования Украины в процессе лицензирования работ по созданию (модернизации) информационных и управляющих систем на украинских АЭС. Целью пересмотра должно быть приведение документа в соответствие с требованиями новых НПА и СОУ, а также гармонизация с IEC 61513 [21] и другими стандартами IEC, в которых полнота и качество технической документации рассматриваются как один из важных аспектов, обеспечивающих функциональную безопасность ИУС, ТСА и ПТК.

Список использованной литературы

1. *НП 306.5.02/3.035-2000.* Требования по ядерной и радиационной безопасности к информационным и управляющим системам, важным для безопасности атомных станций.
2. *НП 306.2.141-2008.* Загальні положення безпеки атомних станцій.
3. *НП 306.2.145-2008.* Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском.
4. *НП 306.2.106-2005.* Вимоги до проведення модифікацій ядерних установок та порядку оцінки їх безпеки.
5. *НП 306.5.02/2.068-2003.* Вимоги до порядку та змісту робіт для продовження терміну експлуатації інформаційних та керуючих систем, важливих для безпеки атомних електростанцій.
6. *НП 306.5.02/3.017-99.* Требования к программе обеспечения качества на всех стадиях жизненного цикла атомных станций.
7. *НП 306.5.02/3.076-2003.* Вимоги до організації та порядку введення АЕС в експлуатацію.
8. *НАПБ 03.005-2002 (ВБН В.1.1–034–03.307–2003).* Захист від пожежі. Протипожежні норми проектування атомних електростанцій з водо-водяними енергетичними реакторами.
9. *ПНАЕ Г-5-006-87.* Правила проектирования сейсмостойких атомных станций.
10. *IAEA SSR-2/2–2011.* Safety of nuclear power plants: commissioning and operation specific Safety Requirements.
11. *IAEA SSR-2/1 2012.* Safety of nuclear power plants: design. Specific Safety.
12. *IAEA NS-G-1.1:2000.* Software for computer based systems important to safety in nuclear power plants. Safety guide.
13. *IAEA NS-G-1.3:2002.* Instrumentation and control systems important to safety in nuclear power plants. Safety guide.
14. *IAEA NS-G-2.3:2001.* Modifications to Nuclear Power Plants. Safety guide.
15. *IAEA DS-431.* Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants. Draft Safety Guide.
16. *IEC 60780:1998.* Nuclear power plants — Electrical equipment of the safety systems — Qualification.
17. *IEC 60880:2006.* Nuclear power plants — Instrumentation and control systems important to safety — Software aspects for computer-based systems performing category A functions.
18. *IEC 60980:2007.* Recommended Practice for Seismic Qualification of Electrical Equipment for Nuclear Power Generating Stations.
19. *IEC 60987:2007.* Nuclear power plants — Instrumentation and control important for safety Programmed digital computers important to safety for nuclear power stations.
20. *IEC 61226:2009.* Nuclear power plants — Instrumentation and control systems important to safety — Classification. Ed. 3.0.
21. *IEC 61513:2011.* Nuclear power plants — Instrumentation and control important to safety — General requirements for systems.
22. *IEC 62138:2005.* Nuclear power plants — Instrumentation and control important for safety. Software aspects for computer-based systems performing category B or C functions.
23. *IEC 62340:2007.* Nuclear power plants — Instrumentation and control systems important to safety — Requirements for coping with common cause failure (CCF).
24. *ДСТУ IEC 60780:2007.* Атомні електростанції. Обладнання систем безпеки електричне. Кваліфікація (IEC 60780:1998, IDT).
25. *ДСТУ IEC 60880:2008.* Атомні електростанції. Інформаційні та керувальні системи, важливі для безпеки. Програмні аспекти комп'ютерних систем, які виконують функції категорії А (IEC 60880:2006, IDT).
26. *ДСТУ IEC 60987:2010.* Атомні електростанції. Прилади та засоби керування, важливі для безпеки. Вимоги для проектування технічних засобів для комп'ютерних систем (IEC 60987:2007, IDT).
27. *ДСТУ IEC 61226:2007.* Атомні електростанції. Інформаційні та керівні системи, важливі для безпеки. Класифікація контрольно-вимірювальних та керівних функцій (IEC 61226:2005, IDT).
28. *ДСТУ IEC 61513:2009.* Атомні електростанції. Інформаційні та керівні системи, важливі для безпеки. Загальні вимоги до систем (IEC 61513:2001, IDT).
29. *ДСТУ IEC 62138:2008.* Атомні електростанції. Інформаційні та керувальні системи, важливі для безпеки. Програмні аспекти комп'ютерних систем, які виконують функції категорії В або С (IEC 62138:2004, IDT).
30. *IEC 61000–4–2:2001.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–2: Testing and measurement techniques — Electrostatic discharge immunity test.
31. *IEC 61000–4–3:2001.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–3: Testing and measurement techniques — Radiated, radio-frequency, electromagnetic field immunity.
32. *IEC 61000–4–4:2001.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–4: Testing and measurement techniques — Electrical fast transient / burst immunity test. Basic EMS Publication.
33. *IEC 61000–4–5:2005.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–5: Testing and measurement techniques — Surge immunity test.
34. *IEC 61000–4–6:2006.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–6: Testing and measurement techniques — Immunity to conducted disturbances, induced by radio-frequency fields.
35. *IEC 61000–4–8:2001.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–8: Testing and measurement techniques — Power frequency magnetic field immunity test.
36. *IEC 61000–4–9:2001.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–9: Testing and measurement techniques — Pulse magnetic field immunity test.
37. *IEC 61000–4–10:2001.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–10: Testing and measurement techniques — Damped oscillatory magnetic field immunity.
38. *IEC 61000–4–11:2004.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–11: Testing and measurement techniques — Voltage dips, short interruptions and voltage variations immunity tests.
39. *IEC 61000–4–12:2001.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–12: Testing and measurement techniques — Oscillatory waves immunity test.
40. *IEC 61000–4–14:2002.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–14: Testing and measurement techniques — Voltage fluctuation immunity test.
41. *IEC 61000–4–16:2002.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–16: Testing and measurement techniques — Test for immunity to conducted, common mode disturbances in the frequency range 0 Hz to 150 kHz.
42. *IEC 61000–4–28:2002.* Electromagnetic compatibility (EMC) — Part 4–28: Testing and measurement techniques — Variation of power frequency, immunity test.
43. *CISPR 22:2006.* Information Technology Equipment — Radio Disturbance Characteristics — Limits and Methods of Measurement.
44. *ISO 90012000.* Quality management systems — Requirements.
45. *ДСТУ IEC 6100042:2008.* Електромагнітна сумісність. — Ч. 4–2. Методики випробування та вимірювання. Випробування на несприйнятливість до електростатичних розрядів (IEC 61000–4–2:2001, IDT).
46. *ДСТУ IEC 61000–4–3:2007.* Електромагнітна сумісність. — Ч. 4–3. Методики випробування та вимірювання. Випробування

на несприйнятливість до радіочастотних електромагнітних полів випромінення (ІЕС 61000–4–3:2006, ІDT).

47. *ДСТУ IEC 61000–4–4:2008.* Електромагнітна сумісність. — Ч. 4–4. Методики випробування та вимірювання. Випробування на несприйнятливість до швидких перехідних процесів/пакетів імпульсів (ІЕС 61000–4–4:2004, ІDT).

48. *ДСТУ IEC 61000–4–5:2008.* Електромагнітна сумісність. — Ч. 4–5. Методики випробування та вимірювання. Випробування на несприйнятливість до сплесків напруги та струму (ІЕС 61000–4–5:2005, ІDT).

49. *ДСТУ IEC 61000–4–6:2007.* Електромагнітна сумісність. — Ч. 4–6. Методики випробування та вимірювання. Випробування на несприйнятливість до кондуктивних завад, індукованих радіочастотними полями (ІЕС 61000–4–6:2006, ІDT).

50. *ДСТУ IEC 61000–4–9:2007.* Електромагнітна сумісність. — Ч. 4–9. Методики випробування та вимірювання. Випробування на несприйнятливість до імпульсних магнітних полів (ІЕС 61000–4–9:2001, ІDT).

51. *ДСТУ IEC 61000–4–10:2008.* Електромагнітна сумісність. — Ч. 4–10. Методики випробування та вимірювання. Випробування на несприйнятливість до загасного коливального магнітного поля (ІЕС 61000–4–10:2001, ІDT).

52. *ДСТУ IEC 61000–4–11:2007.* Електромагнітна сумісність. — Ч. 4–11. Методики випробування та вимірювання. Випробування на несприйнятливість до провалів напруги, короткочасних переривань та змінень напруги (ІЕС 61000–4–11:2004, ІDT).

53. *ДСТУ IEC 61000–4–14:2008.* Електромагнітна сумісність. — Ч. 4–14. Методики випробування та вимірювання. Випробування на несприйнятливість до флуктуацій напруги (ІЕС 61000–4–14:2002, ІDT).

54. *ДСТУ IEC 61000–4–16:2007.* Електромагнітна сумісність. — Ч. 4–16. Методики випробування та вимірювання. Випробування на несприйнятливість до кондуктивних несиметричних завад у діапазоні частот від 0 Гц до 150 кГц (ІЕС 61000–4–16:2002, ІDT).

55. *ДСТУ IEC 61000–4–28:2008.* Електромагнітна сумісність. — Ч. 4–28. Методики випробування та вимірювання. Випробування на несприйнятливість до змінення частоти електромережі (ІЕС 61000–4–28:2002, ІDT).

56. *ДСТУ CISPR 22:2007.* Обладнання інформаційних технологій. Характеристики радіозавад. Норми та методи вимірювання (CISPR 22:2006, ІDT).

57. *ДСТУ ISO 9001 2009.* Системи управління якістю. Вимоги (ISO 9001:2008, IDT).

58. *НП 306.5.02/2.068-2003.* Требования к порядку и содержанию работ для продления срока эксплуатации информационных и управляющих систем, важных для безопасности атомных электростанций.

59. *ГОСТ 30546.198.* Общие требования к машинам, приборам и другим техническим изделиям и методы расчёта их сложных конструкций в части сейсмостойкости.

60. *Розен Ю. В.* Электромагнитная совместимость компонентов информационных и управляющих систем (1): правила нормирования и оценки помехоустойчивости / Ю. В. Розен // Ядерная и радиационная безопасность. — 2007. — № 2. — С. 9—26.

61. *Розен Ю. В.* Электромагнитная совместимость компонентов информационных и управляющих систем (2): устойчивость к электромагнитным помехам / Ю. В. Розен // Ядерная и радиационная безопасность. — 2008. — № 4. — С. 58—76.

62. *ДСТУ-2465-94.* Сумісність технічних засобів електромагнітна. Стійкість до магнітних полів частоти мережі. Технічні вимоги і методи випробувань.

63. Требования к информационным и управляющим системам АЭС Украины по результатам анализа аварии на АЭС Фукусима-1 / *М. А. Ястребенецкий, Ю. В. Розен, Г. В. Громов, В. В. Инюшев, А. В. Носовский, М. Х. Гашев, Б. В. Столярчук* // Ядерна та радіаційна безпека. — 2011. — № 4. — С. 3—10.

64. *Ястребенецкий М. А., Розен Ю. В. О* классификации по безопасности информационных и управляющих систем и их компонентов / *М. А. Ястребенецкий, Ю. В. Розен* // Ядерная и радиационная безопасность. — 2004. — № 4. — С. 13—33.

65. Системы управления и защиты ядерных реакторов / М. А. Ястребенецкий, Ю. В. Розен, С. В. Виноградская, Г. Джонсон, В. В. Елисеев, А. А. Сиора, В. В. Скляр, Л. И. Спектор, В. С. Харченко; Под ред. М. А. Ястребенецкого. — К. : Основа-Принт, 2011. — 768 с. — (Безопасность атомных станций).

66. *ГНД 306.7.02/2.041-2000.* Методика оцінки відповідності інформаційних і керуючих систем, важливих для безпеки атомних станцій, вимогам по ядерній і радіаційній безпеці.

References

1. *NP 306.5.02/3.035-2000.* Requirements for Nuclear and Radiation Safety of Instrumentation and Control Systems Important to NPP Safety. (Rus)

2. *NP* 306.2.141-*2008.* General Safety Provisions for Nuclear Power Plants. (Ukr)

3. *NP306.2.145-2008.* Nuclear Safety Rules for Reactors of Nuclear Power Plants with PWR. (Ukr)

4. *NP 306.2.106-2005.* Requirements for Modification of Nuclear Installations and Procedure for Safety Assessment. (Ukr)

5. *NP 306.5.02/2.068-2003.* Requirements for Order and Contents of Lifetime Extension Measures for Instrumentation and Control Systems Important to NPP Safety. (Ukr)

6. *NP 306.5.02/3.017-99.* Requirements for Quality Assurance Program at All Stages of NPP Lifecycle. (Rus)

7. *NP* 306.5.02/3.076-*2003.* Requirements for Arrangement and Procedure of NPP Commissioning. (Ukr)

8. *NAPB 03.005-2002 (VBN V.1.1-034-03.307-2003).* Fire Protection. Fire Safety Regulations for Design of Nuclear Power Plants with WWER. (Ukr)

9. *PNAE* G-*5-006-87.* Seismic Design Rules for Nuclear Power Plants. (Rus)

10. *IAEA SSR-2/2-2011.* Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation. Specific Safety Requirements.

11. *IAEA SSR-2/1 2012.* Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety.

12. *IAEA NS-G-1.1:2000.* Software for Computer Based Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants. Safety Guide.

13. *IAEA NS-G-1.3:2002.* Instrumentation and Control Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants. Safety Guide.

14. *IAEA NS-G-2.3:2001.* Modifications to Nuclear Power Plants. Safety Guide.

15. *IAEA DS-431.* Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants. Draft Safety Guide.

16. *IEC 60780:1998.* Nuclear Power Plants — Electrical Equipment of the Safety Systems — Qualification.

17. *IEC 60880:2006.* Nuclear Power Plants — Instrumentation and Control Systems Important to Safety — Software Aspects for Computer-Based Systems Performing Category A Functions.

18. *IEC 60980:2007.* Recommended Practice for Seismic Qualification of Electrical Equipment for Nuclear Power Plants.

19. *IEC 60987:2007.* Nuclear Power Plants — Instrumentation and Control Important to Safety. Programmed Digital Computers Important to Safety for Nuclear Power Plants.

20. *IEC 61226:2009.* Nuclear Power Plants — Instrumentation and Control Systems Important to Safety — Classification. Ed. 3.0.

21. *IEC 61513:2011.* Nuclear Power Plants — Instrumentation and Control Important to Safety — General Requirements for Systems.

22. *IEC 62138:2005.* Nuclear Power Plants — Instrumentation and Control Important for Safety. Software Aspects for Computer-Based Systems Performing Category B or C Functions

23. *IEC 62340:2007.* Nuclear Power Plants — Instrumentation and Control Systems Important to Safety - Requirements for Coping with Common Cause Failure (CCF*).*

24. *DSTU* ІЕС 60780:2007. Nuclear Power Plants. Electric Equipment of the Safety Systems. Qualification (ІЕС 60780:1998, ІDT). (Ukr)

25. *DSTU* ІЕС 60880:2008. Nuclear Power Plants. Instrumentation and Control Systems Important to Safety. Software Aspects of Computer-Based Systems Performing Category A (ІЕС 60880:2006, ІDT). (Ukr)

26. *DSTU* ІЕС 60987:2010. Nuclear Power Plants. Instrumentation and Control Important to Safety. Requirements for Design of Technical Means for Computer-Based Systems (ІЕС 60987:2007, ІDT). (Ukr)

27. *DSTU* İEC 61226:2007. Nuclear Power Plants. Instrumentation and Control Systems Important to Safety. Classification of Instrumentation and Control Functions (İEC 61226:2005, İDT). (Ukr)

28. *DSTU* İEC 61513:2009. Nuclear Power Plants. Instrumentation and Control Systems Important to Safety. General Requirements for Systems (İEC 61513:2001, İDT). (Ukr)

29. *DSTU* İEC 62138:2008. Nuclear Power Plants. Instrumentation and Control Systems Important to Safety. Software Aspects for Computer-Based Systems Performing Category B or C Functions (İEC 62138:2004, İDT). (Ukr)

30. *IEC 61000-4-2:2001.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-2: Testing and Measurement Techniques — Electrostatic Discharge Immunity Test.

31. *IEC 61000-4-3:2001.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-3: Testing and Measurement Techniques - Radiated, Radio-Frequency, Electromagnetic Field Immunity.

32. *IEC 61000-4-4:2001.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-4: Testing and Measurement Techniques — Electrical Fast Transient / Burst Immunity Test. Basic EMS Publication.

33. *IEC 61000-4-5:2005.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-5: Testing and Measurement Techniques — Surge Immunity Test.

34. *IEC 61000-4-6:2006.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-6: Testing and Measurement Techniques - Immunity to Conducted Disturbances, Induced by Radio-Frequency Fields.

35. *IEC 61000-4-8:2001.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-8: Testing and Measurement Techniques - Power Frequency Magnetic Field Immunity Test.

36. *IEC 6100049:2001.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 49: Testing and Measurement Techniques - Pulse Magnetic Field Immunity Test.

37. *IEC 61000-4-10:2001.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-10: Testing and Measurement Techniques - Damped Oscillatory Magnetic Field Immunity.

38. *IEC 61000-4-11:2004.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-11: Testing and Measurement Techniques — Voltage Dips, Short Interruptions and Voltage Variations Immunity Tests.

39. *IEC 61000-4-12:2001.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-12: Testing and Measurement Techniques - Oscillatory Waves Immunity Test.

40. *IEC 61000-4-14:2002.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 414: Testing and Measurement Techniques - Voltage Fluctuation Immunity Test.

41. *IEC 61000-4-16:2002.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-16: Testing and Measurement Techniques - Test for Immunity to Conducted, Common Mode Disturbances in the Frequency Range 0 Hz to 150 kHz.

42. *IEC 61000-4-28:2002.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-28: Testing and Measurement Techniques — Variation of Power Frequency, Immunity Test.

43. *CISPR 22:2006.* Information Technology Equipment — Radio Disturbance Characteristics — Limits and Methods of Measurement.

44. *ISO 9001-2000.* Quality Management Systems — Requirements.

45. *DSTU* İEC 61000-*4-2:2008.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-2. Testing and Measurement Techniques. Electrostatic Discharge Immunity Test (İEC 61000-4-2:2001, İDT). (Ukr)

46. *DSTU* İEC 61000-*4-3:2007.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-3. Testing and Measurement Techniques — Radiated, Radio-Frequency, Electromagnetic Field Immunity (İEC 61000-4-3:2006, İDT). (Ukr)

47. *DSTU* İEC 61000-*4-4:2008.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-4. Testing and Measurement Techniques - Electrical Fast Transient / Burst Immunity Test (İEC 61000-4-4:2004, İDT). (Ukr)

48. *DSTU* İEC 61000-*4-5:2008.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-5: Testing and Measurement Techniques — Surge Immunity Test (İEC 6100045:2005, İDT). (Ukr)

49. *DSTU* İEC 61000-*4-6:2007.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-6: Testing and Measurement Techniques — Immunity to Conducted Disturbances, Induced by Radio-Frequency Fields (İEC 61000-4-6:2006, İDT). (Ukr)

50. *DSTU* İEC 61000-*4-9:2007.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-9: Testing and Measurement Techniques — Pulse Magnetic Field Immunity Test (İEC 61000-4-9:2001, İDT). (Ukr)

51. *DSTU* İEC 61000-*4-10:2008.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-10: Testing and Measurement Techniques — Damped Oscillatory Magnetic Field Immunity. (İEC 61000-4-10:2001, İDT). (Ukr)

52. *DSTU* İEC 61000-*4-11:2007.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-11: Testing and Measurement Techniques — Voltage Dips, Short Interruptions and Voltage Variations Immunity Tests (İEC 61000-4-11:2004, İDT). (Ukr)

53. *DSTU* İEC 61000-*4-14:2008.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-14: Testing and Measurement Techniques - Voltage Fluctuation Immunity Test (İEC 61000-4-14:2002, İDT). (Ukr)

54. *DSTU* İEC 61000-*4-16:2007.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-16: Testing and Measurement Techniques — Test for Immunity to Conducted, Common Mode Disturbances in the Frequency Range 0 Hz to 150 kHz (İEC 61000-4-16:2002, İDT). (Ukr)

55. *DSTU IEC 61000-4-28:2008.* Electromagnetic Compatibility (EMC) — Part 4-28: Testing and Measurement Techniques — Variation of Power Frequency, Immunity Test (İEC 61000-4-28:2002, İDT). (Ukr)

56. *DSTU* CISPR 22:2007. Information Technology Equipment — Radio Disturbance Characteristics — Limits and Methods of Measurement (CISPR 22:2006, İDT). (Ukr)

57. *DSTU* ISO 9001 2009. Quality Management Systems — Requirements (ISO 9001:2008, IDT). (Ukr)

58. *NP* 306.5.02/2.068-2003. Requirements for Order and Contents of Lifetime Extension Measures for Instrumentation and Control Systems Important to NPP Safety. (Rus)

59. *GOST 30546.1-98.* General Requirements for Machines, Devices and Secondary Technical Equipment and Methods to Calculate Seismic Resistance of Complex Structures. (Rus)

60. *Yu. Rozen.* Electromagnetic Compatibility of Instrumentation and Control System Components (1): Rules for Regulation and Assessment of Noise Immunity. Nuclear and Radiation Safety, 2007, No. 2. – P. 9-26. (Rus)

61. *Yu. Rozen.* Electromagnetic Compatibility of Instrumentation and Control System Components (2): Electromagnetic Noise Immunity. Nuclear and Radiation Safety, 2008, No. 4. – P. 58-76. (Rus)

62. *DSTU* 2465-*94.* Electromagnetic Compatibility of Technical Measures. Power Frequency Magnetic Field Immunity Test. Technical Requirements and Test Methods. (Ukr)

63. *M. Yastrebenetsky, Yu. Rozen, G. Gromov, V. Inyushev, A. Nosovsky, M. Gashev, B. Stolyarchuk.* Requirements for Instrumentation and Control Systems of Ukrainian NPPs Following Analysis of the Fukushima-1 Accident // Nuclear and Radiation Safety. — 2011. — No. 4. — P. 3—10. (Rus)

64. *M. Yastrebenetsky, Yu. Rozen.* About Safety Classification of Instrumentation and Control Systems and Their Components // Nuclear and Radiation Safety. — 2004. — No. 4. — P. 13—33. (Rus)

65. *M. Yastrebenetsky, Yu. Rosen, S. Vinogradskaya, G. Jonhson, V. Eliseev, A. Siora, V. Skliar, L. Spector, V. Kharchenko*; Nuclear reactors control and protection systems / Ed. M. Yastrebenetsky. — Kiev: Osnova-Print, 2011. — 768. — (Nuclear power plants safety).

66. *GND 306.7.02/2.041-2000.* Methodology for Assessing Compliance of Instrumentation and Control Systems Important to Safety of Nuclear Power Plants with Nuclear and Radiation Safety Requirements.

Отримано 05.05.2014.

Summaries

A. L. Kotsuba, Yu. Yu. Vorobiov

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

Peculiarities of Spent Fuel Pool Modeling Using MELCOR 1.8.5 Computer Code

Processes that take place in spent nuclear fuel pools are analyzed using the MELCOR 1.8.5 computer code with options for modeling PWR and BWR reactor types. Transients are considered for the initiating events "loss of heat removal from the spent fuel pool (SFP)" and basic differences in timeframes and processes occurring in SFP are determined.

K e y w o r d s: spent fuel pool, computer model, severe accident, corium–concrete interaction, hydrogen generation

A. V. Koroliov, O. V. Derevianko

Odessa National Polytechnic University, Odessa, Ukraine

Emergency Makeup of Nuclear Steam Generators in Blackout Conditions

The paper describes an original solution for using steam energy to organize makeup of NPP steam generators in blackout conditions. The proposed solution combines a disk friction turbine and an axial turbine in a single housing to provide a high overall technical effect enabling the replenishment of nuclear steam generators with steam using the pump turbine drive assembly. The application of this design is analyzed and its efficiency and feasibility are shown.

K e y w o r d s: steam generator, emergency makeup, turbine drive, friction turbine.

V. I. Skalozubov[1], V. M. Vashchenko2, I. L. Kozlov[3], T. V. Gablaia[1], T. V. Gerasimenko[2]

[1] Institute for Safety Issues of Nuclear Power Plants, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv
[2] State Ecological Academy of Postgraduate Education and Management, Kyiv, Ukraine
[3] Odessa National Polytechnic University, Odessa, Ukraine

Hydrodynamic Model of Fukushima-Daiichi Site Flooding

Based on analysis of statistics (including the Chile earthquake in 1960), the maximum height of a tsunami was evaluated at about 3 m in the design and construction of Fukushima-Daiichi. The design level of the NPP site was 10 m. Further TEPCO–JSCE deterministic evaluations confirmed that the Fukushima-Daiichi site could hardly be flooded in a tsunami. However, the beyond design basis earthquake on 11 March 2011 caused a tsunami that reached 15 m on the Fukushima-Daiichi coastline and led to flooding and severe accidents.

Based on conservative assumptions, this paper proposes a hydrodynamic model to describe the occurrence and spread of a tsunami. Numerical simulation has shown that a wave can reach 15 m on the Fukushima-Daiichi coastline with the reduced hydrodynamic resistance factor being 1.8. According to the developed model, the likelihood of flooding is determined not only by the site level, earthquake intensity and distance, but also by the duration of seismic impacts, conditions of energy dissipation, epicenter size and other factors.

K e y w o r d s: flooding, tsunami, earthquake, hydrodynamic model.

Yu. Yu. Vorobiov, I. A. Tereshchenko

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

Computer Study of Numerical Criteria for Performance of ECCS Heat Exchangers under Various Conditions Using RELAP5 Code

An ECCS heat exchanger is modeled with the RELAP5 computer code to evaluate its performance in design-basis operation and emergency conditions depending on fouling of the heat exchange tubes. The potential range of thermal resistance coefficients is considered, various options for plugging of heat exchange tubes are assessed. Based on the results, variation in the heat exchanger efficiency, heat transfer coefficient and boundary parameters at which water temperature at heat exchanger outlet does not exceed 90°C are evaluated.

K e y w o r d s: heat exchanger, heat exchange tube, plugging, computer model, computer code, heat transfer coefficient, efficiency

V. O. Tuz, N. L. Lebed, I. K. Lebed

National Technical University of Ukraine "Kyiv Polytechnic Institute", Kyiv, Ukraine

Hydrodynamics of Separation Devices for NPP Process Equipment

In order to ensure the efficiency of separation devices, one should know about the interaction of liquids and gases as well as the range of operating parameters within which the liquid film flow is steady and there is no re-entrainment.

The range of stable operating parameters for separation devices in conditions under which there is no flow abnormality associated with the entrainment of liquid droplets is increased by covering the contact surface with mesh screening material for the liquid to move into the mesh structure of the coating.

In contrast to smooth surfaces where the film rupture condition is determined by the physical properties of the liquid and wettability of the surface and depends on the balance of forces acting on an elementary volume of the film for mesh-coated surface, the effects of the capillary cell in the grid need to be taken into consideration as well.

The studies have shown that the interaction of gravitationally flowing liquid film with upward flowing gas, which corresponds to the beginning of drop ablation process, depends on the irrigation density, geometric characteristics of the channel and mesh surface. A map of modes for gas–liquid systems on the surfaces of separation devices with mesh screens has been obtained. It is shown that the area of constant film flow on channel walls with mesh coating is significantly expanded in comparison with the corresponding area of channels with smooth walls.

K e y w o r d s: separation devices, entrainment of liquid droplets, hydrodynamics of film flow

I. B. Snisar

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

Spatial Inhomogeneity Limit for Surface Radiation Fields

This paper analyzes a mathematical model of ionizing radiation fields generated near material surfaces by the sources distributed over them. It is shown that there is an objective limit of their spatial heterogeneity, and this limit does not depend on the distribution of sources on surfaces. Some possible applications of the obtained result in radiation protection and dosimetry have been identified.

K e y w o r d s: field, radiation, heterogeneity, limit, forecast.

L. I. Aslamova[1], E. V. Kulich[1], S. M. Luchkovskyi[2], N. V. Melenevska[1], L. P. Lukianchuk[1]

[1] Training and Research Centre for Radiation Safety, Kyiv National Taras Shevchenko University, Kyiv, Ukraine
[2] Medical Center "Cyber Clinic of Spizhenko", Kapitanovka Village, Kyiv Region, Ukraine

Monitoring of Additional Exposure Doses to the Patient during CyberKnife Therapy

CyberKnife is a state-of-the-art, effective exposure system for clinic radiotherapy. It allows the exposure dose to be delivered exactly to tumor, with low exposure risk for adjacent organs and tissues. The total exposure dose during the therapeutic procedure with CyberKnife includes separate doses, delivered at specified treatment stages. Apart from the specified tumor exposure dose prescribed by the clinician in accordance with organ or tissue type, the patient receives a significant additional dose during the positioning and target tracking procedure with X-ray tracking system. In this study, we measured the adsorbed dose during the target tracking procedure at different depths of the human body.

K e y w o r d s: CyberKnife, adsorbed dose, target tracking system.

V. I. Skalozubov[1], Yu. A. Komarov[1], N. N. Shendrik[2]

[1] Institute for Safety Issues of Nuclear Power Plants, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine
[2] South Ukraine NPP, National Nuclear Energy Generating Company "Energoatom", Yuzhnoukrainsk, Mykolaiv Region, Ukraine

Methodological Aspects of Reliability-Centered Maintenance of Equipment at Ukrainian NPPs

The papers overviews the status of reliability-centered maintenance (RCM) of NPP equipment in the world and Ukraine. The South Ukraine NPP (SUNPP) has succeeded in RCM implementation. The SUNPP approach to RCM includes functional analysis of systems with identification of critical and non-critical equipment, evaluation of the turnaround time for critical equipment and evaluation of inspection periodicity for non-critical equipment. Methods for evaluating the periodicity of maintenance and inspection based on the theory of fuzzy sets and expert systems are described. The existing methodological issues are shown. Proposals are given to improve the RCM procedure for Ukrainian NPPs. They are based on statistical physics methods to determine the time to failure and on more accurate processing of fuzzy sets.

K e y w o r d s: safety, efficiency, NPP, probability, repair.

N. I. Proskura[1], V. M. Shestopalov[2], L. I. Zinkevich[1], Yu. A. Shybetskyi[2], Z. M. Alekseieva[3], E. I. Zhebrovskaia[4]

[1] State Agency of Ukraine for Exclusion Zone Management, Chornobyl, Ukraine
[2] Research and Engineering Center for Radiological, Hydrogeological and Ecological Studies, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine
[3] State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety, Kyiv, Ukraine
[4] Institute of Environmental Geochemistry, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine

Radioactive Waste Classification for Long-term Disposal Safety

The objective of this paper is to familiarize the stakeholders with suggestions elaborated within INSC Project U4.01/08-C to update the radioactive waste classification for disposal purposes. The suggestions are based on analysis of Ukrainian radioactive waste management practices, laws and regulations in force and experience of countries with developed nuclear industry in the introduction of new classification approaches for radioactive waste disposal in different repositories.

The suggested classification divides radioactive waste into classes to meet the requirements for disposal in repositories of four various types: surface repository (landfill-type facilities with limited regulatory control), near-surface repository with a system of engineered barriers, underground repository located at intermediate depths and deep geological repository.

According to Ukrainian legislation, there is no prohibition on radioactive waste disposal in repositories of these types. In this regard, radioactive waste is suggested to be divided into the following classes: non-radioactive waste, natural radioactive materials (NORM), very low-level waste (VLLW), low-level waste (LLW), intermediate-level waste (ILW), high-level waste (HLW) and spent radiation sources (SRS).

The authors propose approaches to determine criteria for differentiation of the classes presented in the updated classification.

The updated classification is shown to provide considerable saving of efforts since radioactive waste is classified according to optimum methods of disposal and types of repositories. The economic benefit has been calculated.

Steps for introduction of the updated classification into practice of radioactive waste management in Ukraine have been planned.

K e y w o r d s: radioactive waste classification, types of repositories, radioactive waste, safety criteria.

Yu. O. Olkhovyk, V. M. Burtniak, Yu. L. Zabulonov, I. O. Zolkin

Institute of Environmental Geochemistry, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine

Application of Dynamic Analysis of Radiation from Low-Level Solid Waste for Clearance from Regulatory Control

One of the reasons for the accumulation of large amounts of solid radwaste in storages of Ukrainian NPPs is the lack of appropriate equipment and methodologies for release of radioactive materials from regulatory control. The amount of low-level solid waste accumulated at Ukrainian NPPs at least doubled with inclusion of industrial non-radioactive waste.

The methodological approaches to measuring the radiation from low-level radioactive waste using dynamic analysis of non-stationary radiation fields are considered. The proposed dynamic analysis method allows identifying low-level radiation sources at high background levels and can be applied for the characterization of radioactive waste for release from regulatory control.

K e y w o r d s: radioactive waste, regulatory control, clearance, dynamic analysis.

Yu. V. Rozen, M. O. Yastrebenetsky

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

New Regulatory Documents with Requirements for Instrumentation and Control Systems Important to NPP Safety

The paper presents information on the draft new regulatory documents developed by SSTC NRS (regulation of the State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine and branch standard of the Ministry for Energy and Coal Industry of Ukraine) to replace NP 306.5.02/3.035 "Requirements for Nuclear and Radiation Safety of Instrumentation and Control Systems Important to NPP Safety".

K e y w o r d s: NPP, safety, instrumentation and control systems, seismic resistance category, safety class, regulatory framework, regulation, branch standard, safety function.

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). До публікації приймаються лише оригінальні твори, присвячені проблемам ядерної та радіаційної безпеки.

2. Стаття має містити УДК. Українською, російською та англійською мовами наводяться анотація, назва статті, ключові слова, прізвище, ім'я та по батькові автора, назва організації, де працює автор.

3. Загальний обсяг статті разом з графічними матеріалами не повинен перевищувати 18 сторінок формату А4. На одній сторінці може бути не більш як 30 рядків та до 60 знаків (з урахуванням розділових знаків і проміжків між словами) у кожному рядку. Розмір шрифту підготовленого на комп'ютері матеріалу — 14; міжрядковий інтервал — 1,5. Розміри полів, мм: зліва — 30, справа —10, зверху — 20, знизу — 25.

4. Текст набирається шрифтом Times New Roman у редакторі Microsoft Word. Графічний матеріал (чорно-білий) подається у форматі EPS, TIFF або JPG-файлів з густиною точок на дюйм 300–600 dpi. Ілюстрації подаються окремо від тексту.

5. Статті, які є результатами робіт, проведених в організаціях, повинні мати супровідний документ від цих організацій.

6. Разом зі статтею до редакції журналу має бути поданий документ про можливість відкритої публікації матеріалів, а також про згоду на поширення їх через мережу Інтернет.

7. До авторського оригіналу статті на окремому аркуші додаються: прізвище, ім'я, по батькові (повністю) автора, організація, в якій він працює, посада, вчений ступінь, звання, мобільний, службовий і домашній номери телефону, службова та домашня адреси.

8. Скорочення слів, словосполучень, назв, термінів, за винятком загальноприйнятих, можливе тільки після їх повного першого згадування в тексті.

9. Зміст наукових статей будується за такою структурою:

коротка анотація – стислі відомості про статтю (до 10 рядків);

вступ — постановка наукової проблеми, її актуальність, зв'язок з державними науковими та практичними програмами, значення вирішення проблеми;

основні дослідження і публікації — аналітичний огляд останніх досліджень і публікацій з даної проблеми, виокремлення не розв'язаних раніше питань;

формування мети статті — опис головної ідеї даної публікації, чим вона відрізняється, доповнює та поглиблює вже відомі підходи, які нові факти, закономірності висвітлює (до 15 рядків);

викладення основного змісту проведеного дослідження — головна частина статті, де висвітлюються основні положення дослідження, програма і методика експерименту, отримані результати та їх обгрунтування, виявлені закономірності, аналіз результатів, особистий внесок автора;

висновки — основні підсумки, рекомендації, значення для теорії й практики, перспективи подальших досліджень;

список літератури — перелік літературних джерел, на які є посилання в тексті статті; вказати автора та назву твору, місце публікації (для книжки — місто та видавництво, для статті — назву збірника чи журналу, його номер або випуск), дату публікації, кількість сторінок у книжці або сторінки, на яких вміщено статтю.

10. Матеріали, які неохайно оформлені і не відповідають зазначеним вимогам, редакцією не розглядаються.

11. Для скорочення витрат на видання журналу виплата авторського гонорару не передбачається.

12. Матеріали, що надійшли до редакції, авторам не повертаються.

До уваги!

Науково-технічний журнал «Ядерна та радіаційна безпека» входить до Переліку наукових фахових видань України. Він представлений в інтернет-джерелах Національної бібліотеки України ім. В. І. Вернадського і міжнародній базі даних SCOPUS.

З метою подальшого підвищення наукового рейтингу журналу та його дописувачів потрібно звернути увагу на таке:

1. Єдиним джерелом інформації щодо змісту статті для іноземних спеціалістів є анотація англійською мовою. Тому її обсяг може бути більшим за обсяг анотації українською (російською), оскільки за останньою, найчастіше, друкується повний текст тією самою мовою.

Обсяг анотації англійською мовою разом з назвою статті, ініціалами та прізвищами всіх авторів має містити мінімум 1000 знаків і не більше п'яти ключових слів.

Вимоги до анотацій англійською мовою: інформативність (відсутність загальних слів); змістовність (відображення основного змісту статті та результатів досліджень); застосування термінології, характерної для іноземних спеціальних текстів; єдність термінології в межах анотації; відсутність повторення відомостей, що містяться в заголовку статті.

Прізвища авторів статей подаються в одній з прийнятих міжнародних систем транслітерації (з української — відповідно до Постанови Кабінету Міністрів України № 55 від 27.01.2010 «Про впорядкування транслітерації українського алфавіту латиницею», з російської — відповідно до «Системы транслитерации Библиотеки конгресса США»). Зазначення прізвища у різних системах транслітерації призводить до дублювання профілів (ідентифікаторів) автора в базі даних (профіль створюється автоматично в разі збігу його даних по двох публікаціях).

Для повного й коректного створення профілю автора дуже важливо наводити місце його роботи. Дані про публікації автора використовуються для одержання повної інформації щодо наукової діяльності організацій і в цілому країни. Застосування в статті офіційної, без скорочень, назви організації англійською мовою запобігатиме втраті статей у системі аналізу організацій та авторів. Бажано вказувати в назві організації її відомство за приналежністю.

2. В аналітичній системі SCOPUS потрібні пристатейні списки використаної літератури латиницею. Можливості SCOPUS дають змогу проводити такі дослідження: за посиланнями оцінювати визнання робіт конкретних авторів, науковий рівень журналів, організацій і країн у цілому, визначати актуальність наукових напрямків і проблем. Стаття з представницьким списком літератури демонструє професійний кругозір та якісний рівень досліджень її авторів.

Правильне описання джерел, на які посилаються автори, є запорукою того, що цитовану публікацію буде враховано в процесі оцінювання наукової діяльності її авторів, а отже, й організації, регіону, країни. За цитуванням журналу визначається його науковий рівень, авторитетність тощо. Тому найважливішими складовими в бібліографічних посиланнях є прізвища авторів та назви журналів. В описання статті треба вносити всіх авторів, не скорочуючи їх кількості.

Для україно- та російськомовних статей з журналів, збірників, конференцій структура бібліографічного описання така:

автори (транслітерація), переклад назви статті англійською мовою, назва джерела (транслітерація), вихідні дані, у дужках — мова оригіналу.

Список використаної літератури (References) для SCOPUS та інших закордонних баз даних наводиться повністю окремим блоком, повторюючи список літератури до україно- та російськомовної частини незалежно від того, містяться в ньому чи ні іноземні джерела. Якщо в списку є посилання на іноземні публікації, вони повністю повторюються в списку, який створюється в латинському алфавіті.

Найточнішу ідентифікацію статей з електронних журналів можна отримати, якщо навести унікальний ідентифікатор (Digital Object Identifier — DOI). За наявності в статті DOI посилання на статтю буде однозначно правильно встановлено.

Приклад оформлення бібліографічних посилань

СПИСОК ВИКОРИСТАНОЇ ЛІТЕРАТУРИ

1. Батий В. Г., Деренговский В. В. Методика выбора пощадки размещения радиационно-опасных объектов // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2004. —Вип. 1. — С. 43—50.

2. Божко С. В. Применение сверхпроводящих накопителей электромагнитной энергии при решении задач повышения устойчивости энергосистем и улучшения качества электроэнергии // Промелектро. — 2002. — № 4. — С. 40–44.

3. Васецкий Ю. М. Концепция тороидального индуктивного накопителя энергии со стяжками внутри тора для компенсации электродинамических сил в катушках // Відновлювана енергетика. — 2005. — № 2. — С. 100—107.

4. Велихов Е. П., Глухих В. А. Импульсные источники энергии для исследовательских термоядерных установок и реакторов // Физика и техника мощных импульсных систем. — М.: Энергоатомиздат, 1987. — С. 3–20.

REFERENCES

1. Batiy V. G., Derengovsky V. G. Methodology for selection of sites of radiation dangerous objects location // Problemy bezpeky atomnyh electrostantsiy i Chornobyiya (Problems of nuclear power plants and of Chornobyl). — 2004. — Iss. 1. — P. 43—50. (Rus)

2. Bozhko S. V. Application of superconducting magnetic energy storage for solving problems ofimprovements of sustainability of power systems and electric power quality // Promelektro. —2002. — № 4. — P. 40—44. (Rus)

3. Vasetskii Yu. M. The concept of toroidal magnetic energy storage with spokes inside of torus tocompensate for the electrodynamical forces in the coils // VidnovJiuvana enerhetyka. — 2005. — № 2. — P. 100—107. (Rus)

4. Velikhov E. P., Glukhikh V. A. Pulse energy sources for research fusion devices and reactors / Fizika i tekhnika impulsnykh si stem. —Moskva: Energoatomizdat, 1987. —P. 3—20. (Rus)

Редакційна колегія

Шановні передплатники!

Передплатити журнал «Ядерна та радіаційна безпека» можна як по замовленнях зацікавлених організацій на підставі надісланого редакцією рахунку-фактури, так і в поштових відділеннях за «Каталогом видань України» та на сайті УДППЗ «Укрпошта» www.ukrposhta.ua, а також скориставшись послугою «Передплата ON-LINE» на корпоративному сайті ДП «Преса» www.presa.ua.

Передплатний індекс — 37781.

Більш детальну інформацію можна отримати за телефоном (044) 422-49-72 або електронною адресою: na_bilokrinicka@sstc.kiev.ua.

Сподіваємося бачити Вас і Ваших колег серед постійних читачів і авторів журналу.