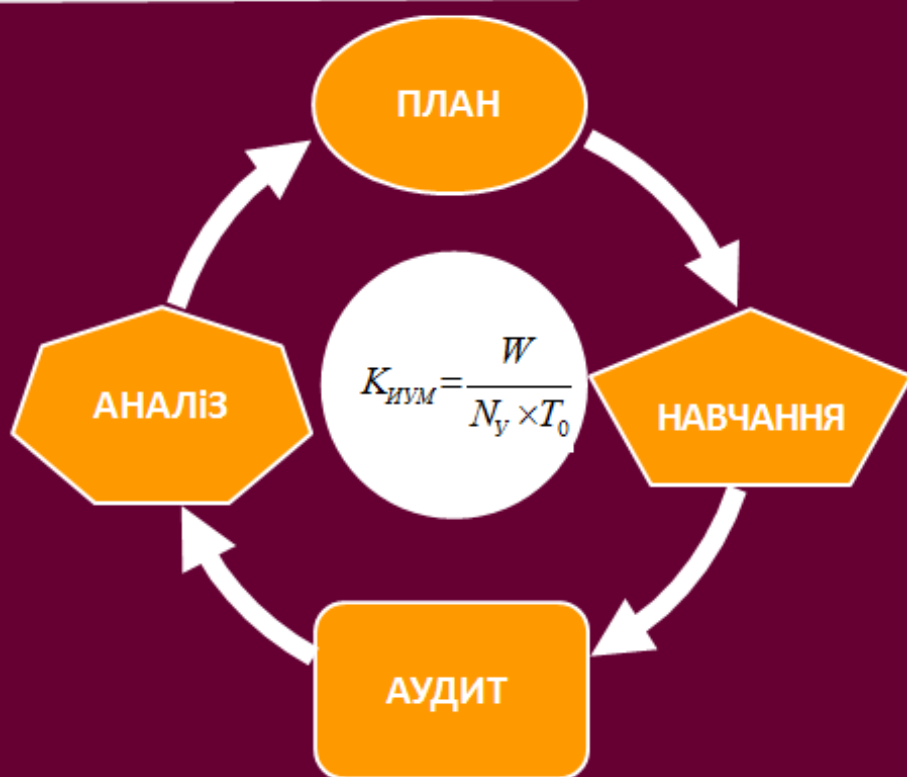


КУЛЬТУРА БЕЗПЕКИ В ЯДЕРНІЙ ЕНЕРГЕТИЦІ



(ОСНОВИ УПРАВЛІННЯ БЕЗПЕКОЮ)

В.В. Бегун, С.В. Широков, С.В. Бегун, Є.М. Письменний,
В.В. Литвинов, І.В. Казачков

КУЛЬТУРА БЕЗПЕКИ В ЯДЕРНІЙ ЕНЕРГЕТИЦІ

Підручник для студентів технічних ВНЗ України

Видання друге, доповнене.

Затверджено Міністерством освіти і науки, молоді та спорту України
як навчальний підручник для студентів вищих навчальних закладів
(лист №1/11-14401 від 12.09.2012 р.)

Свідотство про надання грифа електронному навчальному виданню
Національного технічного університету України
«Київський політехнічний інститут»
(НМУ № Е 11/12-228 від 24.05.2012, протокол № 9)

Київ, 2012

УДК 621.039.586:621.039.075

Культура безпеки в ядерній енергетиці: Підручник. / В.В. Бегун, С.В. Широков, С.В. Бегун, С.М. Письменний, В.В. Литвинов, І.В. Казачков. – К., 2012. – 539 с. - Укр. мовою.

Підручник розроблено на основі існуючих матеріалів з культури безпеки МАГАТЕ та ДП НАЕК «ЕНЕРГОАТОМ». Нова концепція забезпечення безпеки на основі принципів «культури безпеки» зародилася на початку нового століття. В нашій країні вона отримала поширення поки що тільки в ядерній галузі, основний її тезис: виховання у персоналу небезпечних виробництв свідомого дотримання принципів безпеки. Сутність Культури безпеки полягає в досягненні того, щоб увага до безпеки приділялася й організаціями, і окремими особами. Формується загальна психологічна настроєність на безпеку, що припускає самокритичність і самоперевірку, виключає благодушність і передбачає розвиток почуття персональної відповідальності й загального саморегулювання в питаннях безпеки.

Розраховано на викладачів дисциплін з безпеки, фахівців цивільного захисту та охорони праці, студентів ВНЗ.

Рецензенти: Ю.М. Скалецький, д-р мед. наук, завідувач відділу техногенної та екологічної безпеки Національного інституту стратегічних досліджень при Президентові України.

А.В. Носовський, д-р техн. наук, професор, заступник директора ДП «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки».

Розроблено НТУУ «КПІ» на замовлення Державного підприємства НАЕК «Енергоатом».

ISBN 978-966-2726-12-1

Зміст

ПЕРЕДМОВА ДО ПЕРШОГО ВИДАННЯ.....	10
ВСТУП.....	11
ПЕРЕДМОВА ДО ДРУГОГО ВИДАННЯ.....	14
ПЕРЕЛІК СКОРОЧЕНЬ.....	16
РОЗДІЛ 1. ЯДЕРНА ГАЛУЗЬ ТА ОСНОВНІ ВІДОМОСТІ ПРО АЕС.....	19
1.1. Що таке ядерна галузь.....	19
1.2. Структура ядерної галузі України.....	23
1.3. Початкові відомості про АЕС.....	27
1.3.1. Класифікація атомних електростанцій.....	28
1.3.2. Робота основного технологічного устаткування АЕС.....	31
1.3.3. Реакторна установка з водним теплоносієм.....	31
1.3.4. Деякі відомості про устаткування ядерної енергетичної установки з реактором ВВЕР-1000.....	37
1.4. Порівняльні характеристики енергетичних установок.....	45
1.5. Ядерна енергетика у світі.....	47
1.6. Безпека АЕС України в порівнянні з АЕС світу.....	51
1.7. Створення ядерного паливного циклу.....	53
1.8. Розрахунок показників надійності обладнання на підставі досвіду експлуатації.....	57
1.8.1. Точкові оцінки.....	57
1.8.2. Бейєсівські оцінки.....	59
РОЗДІЛ 2. ВИЗНАЧЕННЯ І ХАРАКТЕРИСТИКА КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ.....	63
2.1. Основні терміни культурології.....	63
2.2. Загальне поняття безпеки.....	68
2.3. Оцінка безпеки на основі ризику.....	70
2.4. Культура безпеки на рівні експлуатуючої організації.....	74
2.5. Додаткові описи культури безпеки.....	76
2.6. Деякі визначення з області безпеки.....	80
РОЗДІЛ 3. УПРАВЛІННЯ БЕЗПЕКОЮ НА ОСНОВІ ОЦІНОК РИЗИКУ.....	82
3.1. Аналіз ризику – найважливіша складова процесу управління безпекою.....	82
3.2. Загальноприйняті визначення з безпеки.....	84
3.2.1. Характеристики невизначеності.....	85
3.3. Оцінка ризику в атомній енергетиці.....	87
3.3.1. Загальні відомості.....	87
3.3.2. Алгоритм розрахунку ризику від АЕС на основі ІАБ.....	90
3.4. Можливості управління ризиком. Принцип АЛАРА.....	94
3.5. Класифікація ризиків.....	95
3.6. Визначення ризику на якісному рівні.....	99
3.6.1. Терміни, що використовуються.....	100

3.6.2. Попередні вимоги для виконання АВНВ	101
3.6.3. Алгоритм аналізу	101
3.6.4. Якісна оцінка ризиків	102
3.7. Основні принципи безпеки – міжнародні норми	106
3.8. АЛГОРИТМ УПРАВЛІННЯ РИЗИКОМ	109
3.9. ЗАГАЛЬНА СХЕМА УПРАВЛІННЯ РИЗИКАМИ ПІДПРИЄМСТВА	110
3.10. ДЕРЖАВНЕ УПРАВЛІННЯ РИЗИКАМИ В УМОВАХ РИНКОВОЇ ЕКОНОМІКИ. ЛІЦЕНЗУВАННЯ І СТРАХУВАННЯ. 113	
3.10.1. Ліцензування	114
3.10.2. Регулювання дозвільної діяльності.....	117
3.10.3. Страхування.....	118
3.11. Особливості управління безпекою АЕС.....	118
3.11.1. Принципи проектування.....	118
3.11.2. Концепції глибокоешелонowanego захисту	119
3.11.3. Взаємодія між фізичними бар'єрами й рівнями захисту в концепції глибокоешелонowanego захисту.....	122
3.11.4. Колективна доза опромінення - один з показників безпеки.....	123
3.11.5. Заява ДП НАЕК "Енергоатом" про політику в області безпеки.....	125
3.11.6. Концепція підвищення безпеки діючих енергоблоків атомних електростанцій. 126	
3.12. СТРАТЕГІЯ РОЗВИТКУ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ УКРАЇНИ	127
3.13. МОНИТОРИНГ БЕЗПЕКИ ЕНЕРГОБЛОКІВ АЕС В ЕКСПЛУАТУЮЧІЙ ОРГАНІЗАЦІЇ	130
РОЗДІЛ 4. ОСНОВНІ ПОНЯТТЯ СОЦІОНІКИ ТА СОЦІОМЕТРІЇ.....	133
4.1. Поняття соціального поля	133
4.2. Соціальна система «Персонал АЕС»	134
4.3. ОПЕРАЦІОНАЛІЗАЦІЯ ПОНЯТЬ У СОЦІОНІЦІ	138
4.4. Моделі індикаторів.....	139
4.5. Вимірювання у соціології	146
4.6. Колективна рефлексологія.....	147
4.7. Індекси у соціометрії.....	149
РОЗДІЛ 5. АНАЛІЗ ПОРУШЕНЬ НА АТОМНИХ СТАНЦІЯХ.....	156
5.1. Загальні положення.....	156
5.2. Терміни і визначення, що стосуються теми (відповідно до стандарту).....	157
5.3. Приклад аналізу важливого для безпеки порушення	161
5.3.1. <i>Короткий опис події (незакриття ГЗК УР23S01 при випробуванні прямим підвищенням тиску).....</i>	<i>163</i>
5.4. Порядок розслідування	174
5.5. АВАРІЯ НА АЕС ФУКУСИМА-1	175
5.5.1. Загальні відомості.....	175
5.5.2. Опис конструкцій.....	176
5.5.3. Опис аварії.....	179
5.5.4. Моделювання ушкоджень активної зони	183
5.5.5. Енергоблоки №№ 2 і 3	185
5.5.6. Енергоблок № 4.....	187
5.5.7. Басейни витримки ВЯП	187

5.5.8. Ліквідація наслідків аварії	188
РОЗДІЛ 6. ФОРМУВАННЯ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ – ФУНДАМЕНТАЛЬНИЙ ПРИНЦИП УПРАВЛІННЯ БЕЗПЕКОЮ	190
6.1. Основні визначення сфери навчання	190
6.2. Вимоги документів МАГАТЕ	194
6.3. Розслідування порушень – процедура культури безпеки	197
6.4. Облік та розповсюдження досвіду експлуатації	200
6.5. Аналізи та звіти з безпеки	205
6.6. Концепція компетенцій	209
6.7. Оцінка компетенції осіб складних систем безпеки відповідно до міжнародних стандартів ..	216
6.8. Заходи із запобігання помилок персоналу, які проводяться на АЕС України	217
РОЗДІЛ 7. СКЛАДОВІ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ	220
7.1. Прихильність культури безпеки на політичному рівні	221
7.2. Прихильність культури безпеки на рівні керівників	224
7.3. Прихильність культури безпеки на індивідуальному рівні	227
7.4. Принцип STAR	232
7.5. Організаційні причини аварій	233
РОЗДІЛ 8. РОЛЬ ЛЮДСЬКОГО ЧИННИКА В ЗАБЕЗПЕЧЕННІ БЕЗПЕКИ	240
8.1. Надійність персоналу – умова безпеки	240
8.2. Основні визначення й вимоги нормативної документації	242
8.3. Вплив помилок людини на можливість виникнення аварії на АЕС (на підставі досвіду експлуатації)	243
8.4. Класифікація помилок персоналу на підставі досвіду експлуатації	244
8.5. Наукові дослідження у сфері людського чинника	246
8.5.1. Концептуальна модель людського чинника	246
8.5.2. Стан проблеми. Природа людських помилок	248
8.5.3. Взаємодія системи людина-машина	251
8.6. Методики аналізу і врахування людського чинника	252
8.6.1. Короткий опис методик	252
8.6.2. Процедура системного аналізу помилок	255
8.6.3. Визначення базових значень ймовірностей помилок людини	257
8.7. Підготовка персоналу - основний елемент культури АЕС	262
8.8. Підготовка персоналу ДП НАЕК "ЕНЕРГОАТОМ"	264
8.9. Рекомендації МАГАТЕ по врахуванню людського чинника у імовірнісних моделях	268
8.10. Заключні положення	269
РОЗДІЛ 9. ДОКУМЕНТАЛЬНА ОСНОВА КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ	273
9.1. Роль МАГАТЕ	273
9.2. Перелік основних документів з культури безпеки	274
9.3. Стан нормативної бази України з ядерної та радіаційної безпеки	278
9.3.1. Особливості нормативної бази України	278
9.3.2. Розвиток регулюючих правил та настанов України	278

9.4. НОВА СТРУКТУРА СТАНДАРТІВ МАГАТЕ З БЕЗПЕКИ	279
9.5. НОВІ ПРОПОЗИЦІЇ ФАХІВЦІВ АЕС ЩОДО ПІДВИЩЕННЯ РІВНЯ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ	281
РОЗДІЛ 10. ПСИХОЛОГІЯ БЕЗПЕКИ	288
10.1. ПСИХОЛОГІЯ БЕЗПЕКИ ЯК НАУКОВОЙ НАПРЯМОК	288
10.2. ПСИХОЛОГІЯ БЕЗПЕКИ ЯК ПОВЕДІНКОВА ЛІНІЯ ЛЮДИНИ	293
10.2.1. <i>Психологічні особливості поведінки людини в умовах небезпеки.</i>	293
10.2.2. <i>Загальноприйняті погляди на ризик</i>	295
10.2.3. <i>Психологія несвідомого</i>	298
10.3. ПСИХОЛОГІЧНІ ПРИЧИНИ ТЕХНОГЕННИХ АВАРІЙ	300
10.4. АНАЛІЗ ПСИХОЛОГІЧНИХ ПРИЧИН СВДОМИХ ПОРУШЕНЬ ПРАВИЛ БЕЗПЕЧНОЇ РОБОТИ	301
10.5. ПСИХОЛОГІЧНИЙ КЛІМАТ	302
РОЗДІЛ 11. ОЦІНКА КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ Й МОЖЛИВИХ СПОСОБІВ ВИМІРУ	306
11.1. ІНДИКАТОРИ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ	306
11.2. ОЦІНКА СТАНУ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ МЕТОДОМ АНКЕТУВАННЯ.....	313
11.2.1. <i>Результати попередніх оцінок</i>	313
11.3. МЕТОДИ ЕКСПЕРТНОГО ОЦІНЮВАННЯ ПРИ ПРОВЕДЕННІ АНАЛІЗУ ПРОБЛЕМ БЕЗПЕКИ - ТЕОРІЯ	314
11.3.1. <i>Таксономія моделей експертного оцінювання</i>	315
11.3.2. <i>Огляд методів експертного оцінювання</i>	316
11.4. ЛОГКО-ФУНКЦІОНАЛЬНА СХЕМА ПРОВЕДЕННЯ ЕКСПЕРТИЗИ	318
11.5. ВИКОРИСТАННЯ КІЛЬКІСНИХ МЕТОДІВ ТА МОДЕЛЕЙ ЕКСПЕРТИЗИ СКЛАДНИХ СИСТЕМ НА ЕТАПІ РОЗРОБКИ РІШЕННЯ.....	322
11.6. МЕТОД ФОРМУВАННЯ ЕКСПЕРТНОЇ ГРУПИ	325
11.6.1. <i>Знаходження раціональної кількості експертів у групі</i>	327
11.6.2. <i>Концепція системи багатокритеріального відбору та методика її використання при формуванні експертної групи</i>	329
11.6.3. <i>Проведення експертизи для початкової групи експертів</i>	329
11.7. ОЦІНКА СТАНУ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ НА ОСНОВІ МІСІЙ "OSART"	330
11.8. ПАРТНЕРСЬКІ ВЗАЄМОПЕРЕВІРКИ НА РІВНІ ПІДРОЗДІЛІВ АТОМНИХ СТАНЦІЙ	332
11.9. ОРГАНІЗАЦІЯ ПРОЦЕСУ ОЦІНКИ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ.....	332
11.10. ОЦІНКА СТАНУ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ НА ОСНОВІ МАТЕМАТИЧНОГО МОДЕЛЮВАННЯ	334
11.10.1. <i>Математичне моделювання потенційно небезпечних об'єктів</i>	334
11.10.2. <i>Параметри моделі та їх ліміти</i>	336
11.10.3. <i>Стаціонарні рішення та стаціонарні стани системи</i>	337
11.10.4. <i>Як побудувати агреговану модель ядерного енергетичного об'єкту?</i>	338
11.10.5. <i>Показники рівня безпеки об'єкту</i>	339
11.10.6. <i>Завдання виміру культури безпеки</i>	340
11.10.7. <i>Показники, параметри й індикатори культури безпеки</i>	340
11.11. ВИМІР КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ НА ОСНОВІ ТЕОРІЇ СОЦІАЛЬНОГО ПОЛЯ.....	344
11.12. ВИМІР КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ НА ОСНОВІ БАГАТОФАКТОРНОГО СТАТИСТИЧНОГО АНАЛІЗУ	344
РОЗДІЛ 12. РОЗВИТОК КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ	346
12.1. ФІЛОСОФІЯ БЕЗПЕКИ.....	346
12.2. СТАДІЇ РОЗВИТКУ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ	348

12.3. ПРАКТИЧНІ ПІДХОДИ ДО РІЗНИХ СТАДІЙ РОЗВИТКУ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ	351
12.4. ВПЛИВ НАЦІОНАЛЬНОЇ КУЛЬТУРИ	353
12.5. ХАРАКТЕРНІ ПРАКТИЧНІ ПІДХОДИ ДО ВДОСКОНАЛЮВАННЯ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ	354
12.6. ОЦІНКА ПРОГРЕСУ В РОЗВИТКУ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ.....	355
12.7. ОЦІНКА ЕФЕКТИВНОСТІ УПРАВЛІННЯ БЕЗПЕКОЮ	356
12.8. СТАНОВЛЕННЯ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ НА АЕС УКРАЇНИ	360
РОЗДІЛ 13. ОЦІНКИ ТА САМООЦІНКИ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ.....	362
13.1. ПЛАНУВАННЯ ОЦІНКИ ТА САМООЦІНКИ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ	362
13.2. ОЦІНКИ МІЖНАРОДНИХ МІСІЙ	364
13.3. САМООЦІНКА КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ	366
13.3.1. Призначення самооцінки культури безпеки і її формалізація	366
13.3.2. Організація і проведення.....	366
13.4. Виявлення перших ознак зниження рівня культури безпеки	367
13.5. Роль наглядового органу (ДІЯРУ) в оцінці культури безпеки	370
13.6. Зміни основних індикаторів	374
ГЛАВА 14. СТІЙКІСТЬ АЕС ДО ЗОВНІШНІХ І ВНУТРІШНІХ ЗАГРОЗ	378
14.1. СТІЙКІСТЬ РОБОТИ ПРИ НОРМАЛЬНИХ УМОВАХ ЕКСПЛУАТАЦІЇ	378
14.1.1. Показники стійкості та використання енергоблоку	378
14.1.2. Фізичний захист ядерних установок	381
14.2. СТІЙКІСТЬ АЕС В УМОВАХ ПРОЕКТНИХ І ЗАПРОЕКТНИХ АВАРІЙ	384
14.2.1. Проектні міри забезпечення стійкості АЕС	384
14.2.2. Аварійна готовність і реагування	386
14.3. Дослідження стійкості функціонування в надзвичайних ситуаціях	387
14.4. Управління ризиками: концепція підвищення експлуатаційної стійкості і розвитку	390
14.5. Модернізовані реактори	394
14.5.1. Модернізовані реактори ВВЕР	395
14.5.2. Багатопотлевий киплячий енергетичний реактор БКЕР-800.....	396
РОЗДІЛ 15. ЗВ'ЯЗОК КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ З ІНШИМИ СФЕРАМИ БЕЗПЕКИ	398
15.1. РЕГУЛЮВАННЯ ДІЯЛЬНОСТІ ПОТЕНЦІЙНО НЕБЕЗПЕЧНИХ ОБ'ЄКТІВ (ПНО)	398
15.2. Функції ядерного регулювання	400
15.3. Показники безпеки, які враховують чинні стандарти	402
15.4. ОХОРОНА ПРАЦІ.....	405
15.4.1. Короткий опис процедур охорони праці	406
15.5. Управління якістю, як одна зі складових менеджменту АЕС	408
15.5.1. Основні терміни якості	409
15.5.2. Якість як категорія безпеки.....	410
15.5.3. Стандартизація та сертифікація систем якості	412
15.5.4. Програма забезпечення якості	415
15.6. Цивільний захист населення і персоналу	417
15.6.1. Наукова основа нормативно-законодавчої бази управління цивільним захистом	417
15.6.2. Законодавча й регулююча основа безпеки	419

15.7. Зв'язок із ГРОМАДСЬКІСТЮ.....	419
РОЗДІЛ 16. ПЕРСПЕКТИВИ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ	423
16.1. АТОМНА ЕНЕРГІЯ – ЄДИНЕ ПОЗАБІОСФЕРНЕ ДЖЕРЕЛО ЕНЕРГІЇ	423
16.2. ЕТАПИ РОЗВИТКУ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ	424
16.3. ВОДНЕВА ЕНЕРГЕТИКА.....	426
16.4. РЕАКТОРИ НОВОГО ПОКОЛІННЯ.....	427
16.4.1. <i>Вимоги до нових реакторів.....</i>	<i>427</i>
16.4.2. <i>Переваги переходу на надкритичні параметри.....</i>	<i>430</i>
16.4.3. <i>Накопичений досвід – основа програми.....</i>	<i>432</i>
16.4.4. <i>Проблеми, обумовлені специфікою атомної енергетики</i>	<i>434</i>
16.5. ВОДОХОЛОДЖУВАНІ РЕАКТОРИ З НАДКРИТИЧНИМИ ПАРАМЕТРАМИ (ВВЕР НКТ).....	436
16.5.1. <i>Еволюція ВВЕР</i>	<i>436</i>
16.5.2. <i>Про місце реакторів НКТ в ядерній енергетиці 21 століття</i>	<i>438</i>
16.5.3. <i>Реактори з тепловим спектром нейтронів</i>	<i>440</i>
16.5.4. <i>Реактори із швидким спектром нейтронів.....</i>	<i>441</i>
16.5.5. <i>Ступінь опрацьованості пропозицій.</i>	<i>442</i>
16.6. ОДНОКОНТУРНІ УСТАНОВКИ З ТЕПЛОВИМ І ШВИДКОРЕЗОНАНСНИМ СПЕКТРАМИ НЕЙТРОНІВ	442
16.7. ДВОКОНТУРНІ УСТАНОВКИ.....	445
16.8. РЕАКТОРИ, ЩО ОХОЛОДЖУЮТЬСЯ ВОДОЮ НАДКРИТИЧНОГО ТИСКУ ПРИ ДВОПРОХІДНІЙ СХЕМІ РУХУ ТЕПЛОНОСІЯ.....	446
16.8.1. <i>Реактор із швидко-резонансним спектром нейтронів.....</i>	<i>447</i>
16.8.2. <i>Реактор з тепловим спектром нейтронів</i>	<i>450</i>
16.9. ВОДОГРАФІТОВИЙ ЕНЕРГЕТИЧНИЙ РЕАКТОР ІЗ НАДКРИТИЧНИМ ТИСКОМ ТЕПЛОНОСІЯ ВГЕРН	454
РОЗДІЛ 17. СВІТОВА ПРАКТИКА У СФЕРАХ ДЕРЖАВНОГО УПРАВЛІННЯ ЯДЕРНО-ЕНЕРГЕТИЧНИМ КОМПЛЕКСОМ.....	462
17.1. ОСНОВНІ МІЖНАРОДНІ ПРИНЦИПИ УПРАВЛІННЯ ЯДЕРНО-ЕНЕРГЕТИЧНИМ КОМПЛЕКСОМ	462
17.1.1. <i>Роль експлуатуючої організації в управлінні безпекою</i>	<i>462</i>
17.1.2. <i>Управління розвитком ядерно-енергетичного комплексу.....</i>	<i>463</i>
17.2. ОСНОВНІ ПРИНЦИПИ РЕГУЛЮВАННЯ ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ	467
17.2.1. <i>Роль регулюючого органу.....</i>	<i>467</i>
17.3. НЕЗАЛЕЖНІСТЬ РЕГУЛЮЮЧОГО ОРГАНУ ТА ПИТАННЯ УПРАВЛІННЯ ПЕРСОНАЛОМ	469
17.4. ОСОБЛИВОСТІ ДЕРЖАВНОГО УПРАВЛІННЯ ТА РЕГУЛЮВАННЯ ФІЗИЧНОЇ ЯДЕРНОЇ БЕЗПЕКИ	470
17.5. ОРГАНІЗАЦІЯ ДЕРЖАВНОГО УПРАВЛІННЯ ЯДЕРНО-ЕНЕРГЕТИЧНИМ КОМПЛЕКСОМ І РЕГУЛЮВАННЯ ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ В ОКРЕМИХ ДЕРЖАВАХ СВІТУ	471
17.5.1. <i>Європейський Союз</i>	<i>471</i>
17.5.2. <i>Франція</i>	<i>473</i>
17.5.3. <i>США</i>	<i>490</i>
17.5.4. <i>Об'єднане Королівство</i>	<i>491</i>
17.5.5. <i>Російська Федерація.....</i>	<i>493</i>
17.5.6. <i>Китай.....</i>	<i>493</i>
ДОДАТКИ	495
Додаток 1. ЯДЕРНЕ ПАЛИВО ВВЭР-1000. ЕТАПИ РОЗВИТКУ.	495

Додаток 2. СТАНДАРТНІ РОЗПОДИЛИ ІМОВІРНОСТІ	496
Додаток 3. ТЕОРЕМА БЕЙЕСА	499
Додаток 4. ВИРОБНИЦТВО ЕЛЕКТРОЕНЕРГІЇ У СВІТІ	503
Додаток 5. КОЕФІЦІЄНТ НАВАНТАЖЕННЯ Й КІЛЬКІСТЬ ДІЮЧИХ РЕАКТОРІВ	504
Додаток 6. МАСШТАБНЕ ПРОСТОРОВЕ ЗОБРАЖЕННЯ КОМПОНОВКИ РУ В-320	505
Додаток 7. ТИПИ ТВЗ ДЛЯ СУЧАСНИХ РЕАКТОРІВ: А) ВИРОБНИЦТВА ТВЕЛ, Б) ВИРОБНИЦТВА WESTINGHOUSE	506
Додаток 8. ВНЕСОК ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ У ВИРОБНИЦТВО ЕЛЕКТРОЕНЕРГІЇ У КРАЇНАХ ЄВРОПИ (2008 Р.) ...	507
Додаток 9. ВАРТІСТЬ ЕЛЕКТРОЕНЕРГІЇ ВІД РІЗНИХ ДЖЕРЕЛ У ФІНЛЯНДІЇ.....	508
Додаток 10. БАЗОВІ ПАРАМЕТРИ ОСНОВНИХ ТИПІВ РЕАКТОРНИХ УСТАНОВОК.....	509
Додаток 11. ВАРТІСТЬ ЕЛЕКТРОЕНЕРГІЇ В США (ЕКСПЛУАТАЦІЙНА ТА ПАЛИВНА СКЛАДОВА)	510
Додаток 12. ПОКОЛІННЯ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ.	511
Додаток 13. ПРОЕКТ ЄВРОПЕЙСЬКОГО РЕАКТОРА ПІДВИЩЕНОЇ ПОТУЖНОСТІ ПОКОЛІННЯ 3+ (EPR)	512
Додаток 14. МОДЕРНІЗОВАНИЙ РЕАКТОР ВВЕР-1000М ДЛЯ ЕНЕРГБЛОКІВ Х3/Х4	513
Додаток 15. ЕВОЛЮЦІЯ СИСТЕМ БЕЗПЕКИ РУ З РЕАКТОРОМ ВВЕР.	515
Додаток 16. ПЕРЕЛІК ПУБЛІКАЦІЙ МАГАТЕ З ПИТАНЬ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ.	517
ПРЕДМЕТНИЙ ПОКАЖЧИК.....	521
ЛІТЕРАТУРА.....	526

ПЕРЕДМОВА ДО ПЕРШОГО ВИДАННЯ

Розробка й впровадження навчального курсу "Культура безпеки на ядерних об'єктах України" у вищих навчальних закладах і на АЕС України виконано за замовленням ДП НАЕК "Енергоатом".

Навчання культурі безпеки у вищих навчальних закладах і на АЕС є частиною загального процесу забезпечення безпеки, рекомендується нормативними документами МАГАТЕ й повинно мати характер безперервного навчання. Розробка й впровадження курсу у вищих навчальних закладах, у першу чергу енергетичних факультетів рекомендовано Інститутом проблем національної безпеки РНБО України.

Це книга, насамперед, про безпеку й роль людини при цьому. Наводиться структура ядерної галузі України й початкові відомості про АЕС, популярно пояснюється робота основного технологічного устаткування АЕС. Описано ядерну енергетику у світі, даються відомості про всі ядерні реактори у світі, безпека АЕС України представлена у порівнянні з АЕС світу. Показано, що фундаментальним принципом управління безпекою на сучасному етапі є формування культури безпеки. Описано роль людського чинника у забезпеченні безпеки, наводяться методики аналізу й врахування людського чинника. Підготовка персоналу розглядається як основний елемент культури безпеки, а психологія безпеки – як науковий напрям, що забезпечує підготовку персоналу.

Розглядаються оцінки культури безпеки й можливих способів її виміру, розвиток культури безпеки й стадії її розвитку, методи оцінки й самооцінки культури безпеки. Розглядається стійкість роботи енергоблоків при нормальних умовах експлуатації й при аваріях, наводяться показники стійкості й використання енергоблоку й методи їхнього розрахунку.

Розглядаються перспективи атомної енергетики, наводиться значний обсяг відомостей про реактори III й IV поколінь, так званих, реакторах природної безпеки, наводяться переваги переходу на надкритичні параметри.

ВСТУП

Культура безпеки – такий набір характеристик і особливостей діяльності організацій, поведінки окремих осіб, котрий встановлює, що проблемам безпеки АЕС, як таким, що мають найвищий пріоритет, приділяється увага, яка визначається їхньою значимістю. Це визначення предмета (об'єкта) вивчення приводиться в основних документах МАГАТЕ.

Навчальний курс у ВНЗ з культури безпеки, чи є це правильним, чи зможе зрозуміти молода людина - студент проблему? І чи правильно розуміємо її ми - люди старші, викладачі (автори), чи маємо ми право говорити про це й вчити цьому? Якщо включити пошук в Інтернеті по цих ключових словах, що легко може зробити кожний студент, можна знайти тисячі статей і посилань. Тоді навіщо? Чи можна в принципі навчити культури безпеки? Але ж саме таку мету ставить підручник (курс).

У нашому суспільстві ще не зовсім прижилися більш прості принципи регулювання безпеки, неоднозначно розуміються поняття "культура" і "безпека" у їхньому загальноприйнятому змісті, а тут ціль ставиться викладати теорію й практику більш складного поняття, причому, мається на увазі, у першу чергу, культура ядерної безпеки.

Незважаючи на тяжке становлення (формування) держави, керівництво усвідомило, що прийдеться бути ядерною державою, розвивати ядерні технології, у тому числі будувати й експлуатувати АЕС. Не може бути держави без розвиненої власної енергетики й альтернативи атомній енергетиці немає. Повільно, дуже повільно ми прийшли до такого висновку, але зрозуміли все від простого громадянина до президента. Значить необхідно вивчати й розвивати це поняття (культура безпеки), разом з конструкціями й технологіями АЕС. Вивчати може бути навіть якоюсь мірою всім людям, що отримують вищу освіту, і, звичайно ж, тим фахівцям, які збираються працювати в ядерній галузі. У країнах з розвиненою атомною енергетикою, у Росії в тому числі, аналогічні курси поставлені давно. Наше відставання в цьому питанні викликало занепокоєння правлячих структур, із цієї причини в Інституті Проблем Національної Безпеки РНБО у вересні 2007 року пройшов науковий семінар (круглий стіл) по цій темі, матеріали якого викладені в спеціальному випуску збірника наукових праць інституту "Екологія й ресурси" за 2007 рік. За результатами семінару було прийнято наступне рішення:

«Учасники круглого столу вважають за доцільне:

1. Раді Національної безпеки і оборони України:

- звернутися до Кабінету Міністрів України з пропозицією розіслати причетним органам виконавчої влади рекомендації круглого столу для отримання зауважень і пропозицій щодо бачення заходів з вирішення означених проблем для подальшого опрацювання і врахування у своїй діяльності;

- розглянути на своїх засіданнях питання щодо проблем впровадження концепції культури безпеки у різні сфери життєдіяльності.

2. Національній раді з безпеки життєдіяльності при Кабінеті Міністрів України спрямувати зусилля на:

- сприяння доопрацюванню і гармонізації чинного законодавства у сфері промислової безпеки, охорони праці на засадах культури безпеки;

- організацію розробки проекту Концепції, а згодом і Загальнодержавної програми формування і впровадження концепції культури безпеки у всі сфери життєдіяльності;

- організацію і проведення у другій половині 2008 року за участю представників влади, освіти, науки, громадських, міжнародних організацій і окремих країн науково-практичної конференції з проблем культури безпеки в Україні.

3. Державним органам з регулювання безпеки розпочати імплементацію рекомендацій Міжнародних організацій і впровадження кращого зарубіжного досвіду щодо використання концепції культури безпеки у галузях, що знаходяться під їх юрисдикцією.

4. Міністерству освіти і науки України розглянути можливість коригування програм навчальної дисципліни “Основи безпеки життєдіяльності” у всій системі безперервної багатоступеневої освіти з врахуванням основних положень концепції культури безпеки.

5. Міністерству палива та енергетики України набутий досвід впровадження культури безпеки у сфері експлуатації ядерних установок поширити на системи фізичної ядерної безпеки і аварійного реагування та сферу обслуговування цих установок (управління власними кадровими ресурсами, сервісним персоналом, закупки обладнання і апаратури і т. ін.), а також на підприємства, що здійснюють розробку і переробку уранової руди.

6. Міністерствам і відомствам:

- активніше впроваджувати у власну діяльність принципи та концепцію культури безпеки;

- ширше використовувати міжнародну і зарубіжну технічну, фінансову та консультативну допомогу для впровадження концепції культури безпеки у практику;

- ввести розділ «Культура безпеки» у річні звіти з оцінки безпеки у галузях, що знаходяться у сфері їх управління;

- у рамках бюджетного фінансування, яке виділяється на проведення науково-дослідних робіт, передбачити кошти для виконання підпорядкованими науково-дослідними установами досліджень особливостей і шляхів впровадження культури безпеки в Україні з врахуванням національної культури, традицій та інших національних особливостей.

- Навчально-методичним центрам і науковим та науково-практичним виданням в галузі безпеки життєдіяльності розпочати роботу з пропаган-

ди концепції культури безпеки, як ефективного метода досягнення високого рівня безпеки життєдіяльності».

Авторським колективом цього ж інституту (ІПНБ) на чолі з д.м.н. Скалецьким Ю.М. в 2007 році було видано під загальною редакцією академіка В.П. Горбуліна учбово-методичний посібник "Культура безпеки на ядерних об'єктах України" [2]. Ще раніше, в 2005 році Інженерно-технічним центром з підготовки кадрів для атомної енергетики (ІТЦ ПК) при активному сприянні Департаменту з підготовки й ліцензуванню персоналу ДП НАЕК "Енергоатом" і фахівців учбово-тренувальних центрів АЕС України розроблено навчальний посібник для фахівців АЕС [3].

Навчальний посібник ДП НАЕК "Енергоатом" розроблено фахівцями практиками, враховує їхній досвід роботи в ядерній галузі. Із цієї причини він став кістяком, хребетним стовпом книги, включаючи його оригінально виконані маленькі ілюстрації до окремих пунктів. Наше бачення змісту відрізняється незначно, в основному з причин іншої аудиторії (не фахівці, а студенти). Тому виклад більшості питань більше деталізовано й поглиблено, зокрема додані матеріали по загальних питаннях атомної енергетики, її перспективах в Україні й у світі. Додатково використані матеріали трьох спеціальних міжнародних науково-практичних конференцій "Культура безпеки" проведених ДП НАЕК "Енергоатом" в 2004, 2006 і 2008 роках (матеріали доповідей керівників галузі про поточний стан, дослідження психологів ОНДЦ "Прогноз" (Абрамова В. Н., Волков Е. В.), матеріали експлуатації АЕС) з дозволу їхніх організаторів і інші цікаві матеріали, наявні в розпорядженні авторів.

Поняття культури безпеки уведене й рекомендовано МАГАТЕ, символічним у цьому змісті є текст із вступу до документа INSAG-4 [4]:

"Всі проблеми, які виникають на атомних електростанціях, за винятком тих, про які іноді говорять "Бог покарав", у якимсь ступені пов'язані з людськими помилками. Однак людський розум дуже ефективний у виявленні й рішенні можливих проблем, що робить дуже важливий позитивний вплив на безпеку. Із цієї причини на людях лежить важкий тягар відповідальності. Крім строгого дотримання певних процедур, вони повинні діяти відповідно до концепції "Культури безпеки". Організації, експлуатуючі атомні станції, і всі інші організації, відповідальні за безпеку, повинні розвивати Культуру безпеки таким чином, щоб запобігати помилкам людей і отримувати користь з позитивних сторін людської діяльності".

У книзі врахований багаторічний досвід роботи авторів в атомній енергетиці, у тому числі й досвід викладання спеціальних дисциплін у вузах, що займаються підготовкою фахівців для атомної енергетики, використані документи й матеріали МАГАТЕ й ДП НАЕК "Енергоатом".

ПЕРЕДМОВА ДО ДРУГОГО ВИДАННЯ

Україна знаходиться в першій десятці країн, що мають атомні електричні станції. Виробництво електроенергії на АЕС становить близько 50% всього виробництва. На території України знаходиться найбільша в Європі Запорізька АЕС, на якій експлуатуються 6 енергоблоків ВВЕР-1000, а загальна чисельність персоналу становить більше 10 тисяч осіб. Загалом на всіх АЕС України працює більше 30 тисяч осіб, чисельність ліцензійного персоналу становить більше 400 осіб. Відповідно до концепції розвитку енергетики України до 2030 року, що затверджена урядом, передбачається подальший розвиток атомної енергетики, будівництво й введення нових енергоблоків сумарною потужністю більше 20 ГВт. Нажаль, після аварії на ЧАЕС у 1986 р. питання експлуатації АЕС набули політичного значення, виник так званий "Чорнобильський синдром". У результаті мораторію будівництво нових АЕС було зупинено, що принципово вплинуло на сучасну енергетичну безпеку країни, її положення у світі.

З метою зближення питань теорії й практики підготовки фахівців ядерної галузі після аварії на ЧАЕС в НТУУ «КПІ» впроваджений ряд навчальних курсів з експлуатації й безпеки: "Аварійні процеси на АЕС", "Імовірнісний аналіз безпеки", "Експлуатація АЕС" й ін.

У 2009 навчальному році впроваджений новий навчальний курс з безпеки для бакалаврів – "Культура безпеки на ядерних об'єктах України". Навчання культурі безпеки у вищих навчальних закладах і на АЕС є частиною загального сучасного процесу забезпечення безпеки, рекомендується нормативними документами МАГАТЕ. Принципи культури безпеки покладені в основу сучасної концепції безпеки АЕС. Був розроблений однойменний навчальний посібник. Ця наша робота одержала позитивні оцінки керівництва департаментів безпеки й підготовки персоналу експлуатуючої організації ДП НАЕК "ЕНЕРГОАТОМ", керівників ядерної галузі. Зміст навчального курсу обговорювався на міжнародних наукових конференціях з культури безпеки у 2008 і 2010 році, попередньо надрукований у професійному журналі "Ядерна та радіаційна безпека". Цілі навчання були визначені як оглядовий, узагальнюючий курс з безпеки АЕС з виділенням питань безпеки на перший план. Вивчаються практичні питання роботи устаткування й систем АЕС, їх взаємодія в аварійних ситуаціях і роль людини-оператора при цьому.

Вивчається процедура аналізу порушень на АЕС – студенти аналізують роботу устаткування, корінні й безпосередні причини інцидентів. Вивчаються параметри, змінні й індикатори культури безпеки. У результаті надбаного досвіду викладання дисциплін ми прийшли до висновку про високу доцільність курсів з безпеки на кафедрі АЕС і енергетичних кафедрах. Спеціально сформовані знання, освіта у сфері безпеки зі студентських лав – це і є фундамент культури безпеки майбутнього фахівця атомної енергетики. Після першого року навчання бакалаврів було прийнято рішення про поглиблене ви-

вчення питань управління безпекою у навчальному курсі "Основи управління безпекою в ядерній галузі" для магістрів й спеціалістів. ДП НАЕК "ЕНЕРГОАТОМ" підтримало цю ідею, що дозволило істотно доробити раніше розроблений посібник і видати підручник російською і українською мовами, що полегшить підготовку україномовних студентів. У новому курсі питання управління безпекою розглядаються у ще більшому їхньому наближенні до практичної діяльності. Вивчаються методи оцінки стану безпеки на основі спостережуваних експлуатаційних показників, організаційні фактори в управлінні безпекою, причини аварій, сучасні міжнародні принципи управління безпекою, досвід країн, що мають ще більш розвинену ядерну галузь, психологія безпеки.

З виходом цього підручника ми маємо право сказати, що питанням підготовки фахівців ядерної галузі України у сфері безпеки приділяється належна увага. Підготовку фахівців у нашому університеті, з використанням передових технологій аналізу безпеки, ми вважаємо внеском нашого університету у реформування ядерної галузі України відповідно до міжнародних принципів й норм безпеки.

Професор Широков С.В.

ПЕРЕЛІК СКОРОЧЕНЬ

AGR	Advanced Gas-cooled Reactor (удосконалений реактор з газовим теплоносієм);
ASCOT	Assessment of Safety Culture in Organizations Team (команда з оцінки культури безпеки в організаціях (група експертів МАГАТЕ));
ASSET	Assessment of Safety Significant Events Team (команда з оцінки подій важливих для безпеки (група експертів МАГАТЕ));
BWR	Boiled Water Reactor (киплячий водо-водяний реактор);
CD	Core Destruction – руйнування активної зони;
EDF	Electricité de France (товариство Електриків Франції);
EIA	Energy Information Administration (Інформаційна адміністрація по енергетиці);
FBR	Fast Breeder Reactor (реактор розмножувач на швидких нейтронах);
GRS	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (товариство з безпеки установок і реакторів (Німеччина);
LWGR	Light Water Graphite Reactor (графітовий реактор з легководним теплоносієм);
OSART	Operational Safety Review Team (команда по оцінці безпеки експлуатації (група експертів МАГАТЕ));
PHWR	Pressurized Hard Water Reactor (реактор з важкою водою під тиском);
PWR	Pressurized Water Reactor (реактор з водою під тиском);
SPDS	Safety Parameters Display System (система відображення параметрів безпеки);
TSC	Technical Support Center (центр технічної підтримки (операторів БЩУ));
WANO	World Association of Nuclear Operators (Всесвітня Асоціація Організацій експлуатуючі Атомні Електричні Станції)
WNA	World Nuclear Association (Всесвітнє ядерне співтовариство)
ABP	Автоматичне введення резерву
A3	Аварійний захист
АКНП	Апаратура контролю нейтронного потоку
АРМ	Автоматизоване робоче місце
АРП	Автоматичний регулятор потужності
АС	Атомна станція

АСП	Автоматика ступінчатого пуску
АСУ ТП	Автоматизована система управління технологічним процесом
БД	База даних
БЩУ	Блоковий щит управління
ВВЕР	Водо-водяний енергетичний реактор
ВООЗ	Всесвітня організація охорони здоров'я
ВТВ	Виробничо-технічний відділ
ВЯБ	Відділ ядерної безпеки
ГЦК	Головний циркуляційний трубопровід
ГЦН	Головний циркуляційний насос
ДГ	Дизель генератор
ДІЯРУ	Державна інспекція ядерного регулювання України
ДП НАЕК	Державне підприємство «Національна енергогенеруюча компанія «Енергоатом»
Ду	Діаметр умовний
ЕО	Експлуатуюча організація
ЕОМ	Електронно-обчислювальна машина
ЄС	Європейський Союз
ЗАБ	Звіт з аналізу безпеки
ІАБ	Імовірнісний аналіз безпеки
ІЗК	Імпульсний захисний клапан
ІНСАГ	Міжнародна консультативна група з ядерної безпеки
ІОБ	Імовірнісна оцінка безпеки
ІОС	Інформаційно-обчислювальна система
КВ	Коефіцієнт відтворення
КВВП	Коефіцієнт використання встановленої потужності
КМПД	Концептуальна модель професійної діяльності
КТ	Компенсатор тиску
ЛНА	Ліквідація наслідків аварії
ЛЧ	Людський чинник
МАГАТЕ	Міжнародне агентство з атомної енергії
МКР	Мінімальний контрольований рівень потужності
МОП	Міжнародна організація праці
НС	Надзвичайна ситуація
НТД	Нормативно-технічні документи
ОП	Охорона праці
ОП	Окремий підрозділ
ОПБ	Основні правила безпеки

ОПН	Об'єкт підвищеної небезпеки
ОПР	Особа що приймає рішення
ОР СУЗ	Орган регулювання системи управління й захисту
ПАТ	Противарійне тренування
ПВЯО	Професійно важливі якості особистості
ПГ	Парогенератор
ПЗ	Попереджувальний захист
ПМТ	Повномасштабний тренажер блоку АЕС
ПНО	Потенційно небезпечний об'єкт
ПОРП	Правила організації роботи з персоналом
ППР	Планово-попереджувальний ремонт
ППТ	Протипожежне тренування
ПРБ	Система прискореного розвантаження блоку
ПС	Психологічна служба
ПСД	Психологічна система діяльності
ПФВ	Психофізіологічний відбір
РВПК	Реактор великої потужності канальний
РМОТ	Робоче місце оператора технолога
РО	Регулюючий орган
РОП	Ризик орієнтований підхід
РУ	Реакторна установка
РЩУ	Резервний щит управління
САОЗ	Система аварійного охолодження активної зони
СБ	Система безпеки
СВРК	Система внутріреакторного контролю
СОАІ	Симптомно-орієнтовані аварійні інструкції
СПП	Служба підготовки персоналу
СУЗ	Система управління й захисту реактора
ТВЕЛ	Тепло виділяючі елементи
ТВЗ	Тепло виділяюча збірка
ТГ	Турбогенератор
ТЕН	Трубчатий електронагрівач
ТЕО	Техніко-економічне обґрунтування
ТОБ	Технічне обґрунтування безпеки РУ
УМЗ	Учбово-методичне забезпечення
УММ	Учбово-методичні матеріали
УТЦ	Учбово-тренувальний центр
ЯЕ	Ядерна енергетика

РОЗДІЛ 1. ЯДЕРНА ГАЛУЗЬ ТА ОСНОВНІ ВІДОМОСТІ ПРО АЕС

Одним з найважливіших показників рівня життя та добробуту в цивілізованих країнах є річне споживання електроенергії на душу населення.

У багатьох країнах цей показник становить не менш 6000 кВтгод у рік, у деяких - 10000-12000 кВтгод, а в Україні - лише 4000-4200 кВтгод у рік. Наведений показник істотно знизився після припинення експлуатації Чорнобильської АЕС.

Обмежені ресурси органічного палива в Україні і висока вартість його імпорту не дозволяють нарощувати виробництво електроенергії на теплових електростанціях, які, до всього, вимагають технічного переоснащення та реконструкції. У цих умовах єдино економічно та екологічно виправданим є будівництво нових енергоблоків АЕС.

У цей час на Землі побудовано близько 500 ядерних реакторів для цілей енергетики. Утворилася велика галузь індустрії - ядерна енергетика, завдання якої - виробництво палива та устаткування для АЕС, будівництво та експлуатація АЕС і підготовка персоналу.

1.1. Що таке ядерна галузь

Під ядерною галуззю розуміється та частина діяльності суспільства та держави, що пов'язана з виробництвом енергії на АЕС. Це поняття набагато ширше наявного в "Класифікації видів економічної діяльності" України (КВЕД 11120) - виробництво електроенергії атомними електростанціями, воно містить у собі видобуток руди, виробництво ядерного палива та устаткування для АЕС, зберігання і переробка відпрацьованого ядерного палива та радіоактивних відходів, проектування АЕС та устаткування, наукові розробки і підготовка персоналу. Виробництво електроенергії атомними електростанціями – основна мета і завдання ядерної енергетики та ядерної галузі. Підсумок діяльності галузі залежить від багатьох факторів і обставин. Спорудження та експлуатація атомної станції – це складний і комплексний процес, у якому зайняті:

- проектувальники АС;
- конструктори та виготовлювачі устаткування;
- будівельники та монтажники;
- наладчики та фахівці з підготовки блоку до пуску;
- персонал АС.

Якість професійної діяльності всіх фахівців проявляється в процесі роботи та впливає на забезпечення безпеки і надійності експлуатації АС. Відповідно до рекомендацій МАГАТЕ в країнах, які мають ядерну галузь створюється "експлуатуюча організація".

Експлуатуюча організація – компанія або підприємство, що має дозвіл регулюючого органа на експлуатацію однієї або декількох атомних станцій. Відповідно до законодавства більшості Держав, експлуатуюча організація є

юридичною особою, відповідальною за виконання фінансових, комерційних зобов'язань, а також обов'язків із забезпечення безпеки та будь-яких інших обов'язків, які можуть виникнути при експлуатації атомних станцій. Незалежно від інших обов'язків і видів відповідальності експлуатуючої організації, Керівництва МАГАТЕ з безпеки розглядають ті з них, які необхідні для забезпечення безпечної експлуатації атомних станцій, що перебувають під контролем експлуатуючої організації.

Атомною електричною станцією (АЕС) називається промислове підприємство для виробництва електричної енергії в заданих режимах і умовах застосування, що розташовується в межах конкретної території, на якому для здійснення цієї мети використовується ядерний реактор (реактори) і комплекс необхідних систем, пристроїв, устаткування та споруджень із необхідним персоналом. Зазвичай АЕС складається з декількох енергоблоків, кожний з яких має свою ЯПВУ. Сучасні АЕС мають гарний дизайн, добре вписуються в природний ландшафт, і при нормальній експлуатації не завдають шкоди навколишньому середовищу, а приносять хороший прибуток (дивися нижче рис. 1.1-1.4).

Експлуатуюча організація в Україні – ДП НАЕК "Енергоатом" – державна енергетична компанія [5], що поєднує чотири діючі АЕС, на яких експлуатується 15 ядерних енергоблоків загальною встановленою потужністю 13835 МВт, і забезпечує виробництво біля половини електроенергії в Україні, рис. 1.1. Одним із пріоритетів її діяльності є безпечно виробництво електроенергії на атомних станціях. ЧАЕС перебуває з 2004 року у стані виведення з експлуатації та не входить до складу ДП НАЕК "Енергоатом". Останнім часом досягнуто значного поліпшення техніко-економічних показників роботи діючих АЕС. В 2010 році АЕС виробили 89,2 млрд. кВт-годин, або 47,4% від загального вироблення електроенергії в країні. Коефіцієнт використання встановленої потужності (КВВП) в 2004 році досяг 79,5%, але в 2010 році він знизився до 74% внаслідок обмежень на лініях видачі потужності.



Рис. 1.1. Частка ДП НАЕК "Енергоатом" в електроенергетиці України.

Структура й частка кожної АЕС у загальному виробництві атомної електроенергії представлена на рис. 1.2. Фото самої потужної АЕС України і Європи представлено на рис. 1.3. Зауважимо, що за підсумками експлуатації за 2004 рік ЗАЕС була визнана кращою з безпеки в Європі.

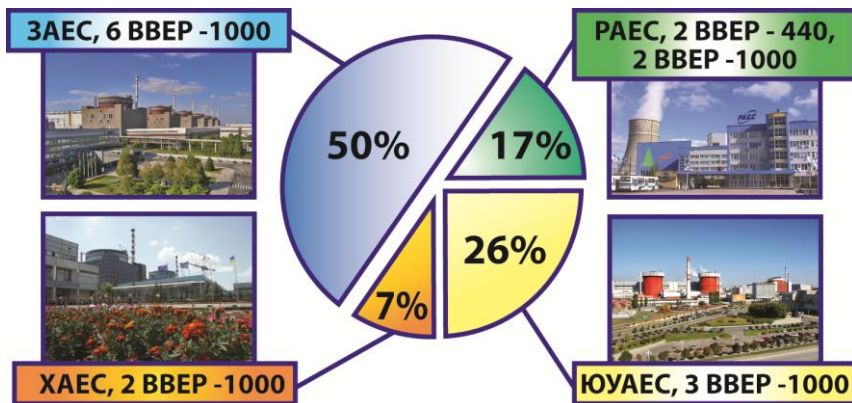


Рис. 1.2. Структура й частка кожної АЕС у ядерній галузі України.

Як видно з рис. 1.2 майже на всіх АЕС установлені реактори типу ВВЕР-1000. Коротка характеристика всіх енергоблоків АЕС України наведено нижче в таблиці 1.1. На перших двох блоках Рівненської АЕС установлені реакторні установки ВВЕР-440/213.



Рис. 1.3. Запорізька АЕС.



Рис. 1.4. Рівненська АЕС.

Таблиця 1.1. Діючі блоки АЕС України.

	Позначення	Тип РУ	Потужність (МВт) теплова	Тип ТГ	Дата енергопуску	Дата завершення проектного строку експлуатації
1.	ЗАЕС-1	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	10.12.1984	10.12.2014
2.	ЗАЕС-2	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	22.07.1985	22.07.2015
3.	ЗАЕС-3	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	10.12.1986	10.12.2016
4.	ЗАЕС-4	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	18.12.1987	18.12.2017
5.	ЗАЕС-5	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	14.08.1989	14.08.2019
6.	ЗАЕС-6	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	19.10.1995	19.10.2025
7.	РАЕС-1	ВВЕР-440	1375	ТВВ-220-2-УЗ	22.12.1980	22.12.2030 ^{*)}
8.	РАЕС-2	ВВЕР-440	1375	ТВВ-220-2-УЗ	22.12.1981	22.12.2031 ^{*)}
9.	РАЕС-3	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-2-УЗ	21.12.1986	21.12.2016
10.	РАЕС-4	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-2-УЗ	10.10.2004	10.10.2034
11.	ХАЕС-1	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-2-УЗ	22.12.1987	22.12.2017
12.	ХАЕС-2	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-2-УЗ	08.08.2004	08.08.2034
13.	ЮУАЕС-1	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	31.12.1982	31.12.2012
14.	ЮУАЕС-2	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-4-УЗ	06.01.1985	06.01.2015
15.	ЮУАЕС-3	ВВЕР-1000	3000	ТВВ-1000-2-УЗ	20.09.1989	20.09.2019

^{*)} Видано ліцензію на право експлуатації впродовж 20 років після закінчення проектного терміну експлуатації.

Як бачимо, майже всі енергоблоки спроектовані, побудовані та введені в експлуатацію до Чорнобильської катастрофи, в експлуатації перебувають добре відпрацьовані надійні реактори конструкції ОКБ "Гідропрес" (Росія). Проведені після будівництва реконструкції стосувалися, насамперед, удосконалювання та заміни елементів систем керування і захисту, підвищення їхньої надійності. Зауважимо, що проведена після 1986 року незначна політика мораторію на припинення будівництва нових енергоблоків призвела до енергетичної залежності України від зовнішніх поставок енергоресурсів. З дев'яти енергоблоків, будівництво яких було почато до 1986 року, у незалежній Україні вдалося завершити тільки три: ЗАЕС-6, РАЕС-4 і ХАЕС-2. На цих енергоблоках системи управління та захисту були повністю замінені новими в роки їхнього пуску.

1.2. Структура ядерної галузі України

Україна експлуатує 15 енергоблоків (дивися табл. 1.1), 2 енергоблоки перебуває в стадії зупиненого будівництва, 3 енергоблоки Чорнобильської АЕС перебувають у стані зняття з експлуатації. Енергоблоки атомних станцій України розташовані на 5 площадках АЕС, див. рис.1.5:

- Запорізька АЕС (ЗАЕС) - м. Енергодар.
- Рівненська АЕС (РАЕС) - м. Кузнецовськ.
- Южно-Українська АЕС (ЮУАЕС) - м. Южноукраїнськ.
- Хмельницька АЕС (ХАЕС) - м. Нетішин.
- Чорнобильської АЕС (ЧАЕС) - м. Прип'ять.



Рис. 1.5. Підприємства ядерної галузі України.

Крім АЕС безпосередньо до ядерної енергетики України відносяться:

2 діючі сховища відпрацьованого ядерного палива Запорізької й Чорнобильської АЕС, і сховища, які будується на Чорнобильській АЕС;

2 дослідницьких реактори;

сховища радіоактивних відходів і підприємства, які здійснюють поводження з радіоактивними відходами;

підприємства уранопереробної промисловості.

У цьому посібнику особлива увага приділяється експлуатації АЕС, тому що тут у найбільшій мірі проявляється зв'язок між поведінкою людини й безпекою. Однак такий розгляд Культури безпеки поширюється на всіх, кого це стосується, тому що вищий рівень безпеки досягається тільки тоді, коли кожний прагне до загальної мети. Діяльність ядерної галузі України визначається, в основному, двома організаціями: 1) Державне підприємство Національна атомна енергогенеруюча компанія "Енергоатом" (рис. 1.6); 2) Державна інспекція ядерного регулювання України. Розглянемо їхню діяльність більш докладно.



Рис. 1.6. Структура ДП НАЕК "Енергоатом".

Відповідно до Закону України "Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку" на ДП НАЕК "Енергоатом" покладені функції експлуатуючої організації, відповідальної за безпеку всіх АЕС країни. Крім того, ДП НАЕК "Енергоатом" займається спорудженням нових і реконструкцією діючих енергетичних потужностей, закупівлею свіжого та вивозом відпрацьованого ядерного палива, створенням національної інфраструктури поводження з відпрацьованим ядерним паливом і радіоактивними відходами, фізичним захистом об'єктів атомної енергетики, перепідготовкою, підвищенням кваліфікації кадрів (персоналу). Підпорядковується ДП НАЕК "Енергоатом" Міністерству енергетики та вугільної промисловості України. Головним завданням ДП НАЕК "Енергоатом" було і залишається збільшення виробництва електроенергії на атомних електростанціях за умови постійного підвищення рівня безпеки їхньої експлуатації. Частка електроенергії виробленої ДП НАЕК "Енергоатом" у загальному виробництві електроенергії в Україні постійно збільшується (див. рис. 1.7).

До складу¹ ДП НАЕК "Енергоатом" крім АЕС входить ряд відокремлених підрозділів, що виконують функції не зв'язані прямо з експлуатацією реакторної установки та устаткування. Відокремлений підрозділ "Атомкомплект" ДП НАЕК "Енергоатом" було створено в серпні 2002 року для проведення єдиної політики постачання матеріально-технічних ресурсів для потреб ДП НАЕК "Енергоатом".

¹ Склад підприємства може змінюватися, тут наведені дані станом на 2008 рік.

ТВт. год. **Виробництво електроенергії в Україні**

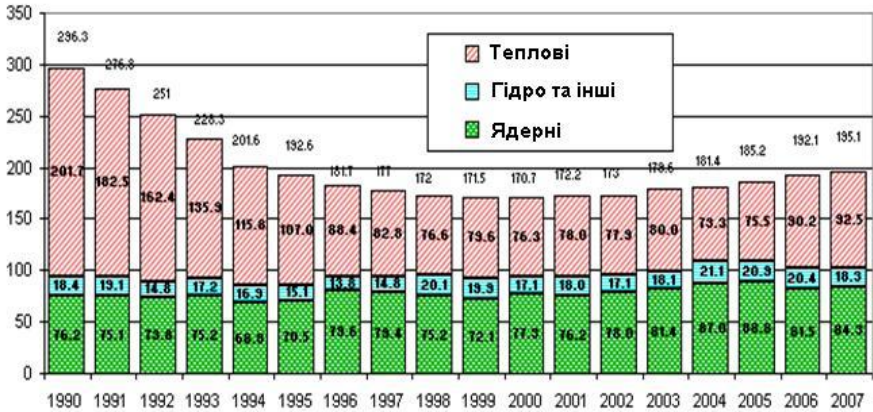


Рис. 1.7. Виробництво електроенергії в Україні.

У цей час однією з основних задач ВП "Атомкомплект" є вибір постачальників на конкурсній основі та забезпечення централізованого постачання матеріально-технічних ресурсів для потреб атомних електростанцій.

"Атомремонтсервіс" (АРС) - відокремлений підрозділ ДП НАЕК "Енергоатом", створений в листопаді в 2000 року з метою підвищення якості й ефективності проведення ремонтних робіт на атомних електростанціях, а також для працевлаштування кваліфікованого персоналу Чорнобильської АЕС.

Відокремлений підрозділ "Атоменергомаш" ДП НАЕК "Енергоатом" створено на базі трьох підприємств: заводу нестандартного устаткування та трубопроводів, заводу спеціальних конструкцій і ремонтно-механічного заводу. ВП "Атоменергомаш" є потужною багатопрофільною структурою, що виготовляє сертифіковану продукцію енергетичного машинобудування для всіх українських АЕС і здійснює агрегатно-відновлювальні ремонти теплообмінного устаткування, єдиним підприємством в Україні з діючими потужностями по виготовленню елементів трубопроводів і нестандартного устаткування для об'єктів енергетики.

Завданнями відокремленого підрозділу "Аварійно-технічний центр" (ВП АТЦ) є: забезпечення постійної готовності України до швидких і ефективних дій у випадку виникнення аварій на підприємствах атомної енергетики та промисловості відповідно до міжнародних зобов'язань України та вимог Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) щодо створення національної системи ліквідації наслідків ядерних катастроф і аварій; виконання окремих видів робіт з виведення з експлуатації та консервації ядерних установок і об'єктів, призначених для використання ядерних технологій і пово-

дження з радіоактивними відходами; забезпечення готовності до реалізації аварійних заходів на випадок аварій на транспорті під час перевезення радіаційно-небезпечних вантажів.

ВП "Науково-технічний центр" здійснює науково-технічну підтримку діяльності ДП НАЕК "Енергоатом"

Основні відомості про АЕС України дивися вище в розділі 1.1 (рис. 1.2, і таблиця 1.1).

Державна інспекція ядерного регулювання України [6] є центральним органом виконавчої влади зі спеціальним статусом. Державна інспекція ядерного регулювання України підпорядковується Кабінету Міністрів України. Діяльність Інспекції регулюється "Положенням про Державну інспекцію ядерного регулювання України", у якому прописані певні основні завдання ДІЯРУ: участь у формуванні та забезпеченні реалізації державної політики в сфері використання ядерної енергії, забезпечення дотримання вимог ядерної і радіаційної безпеки; здійснення в межах своєї компетенції державного регулювання безпеки використання ядерної енергії, дотримання вимог ядерної та радіаційної безпеки; здійснення державного нагляду за дотриманням законодавства, норм, правил і стандартів по використанню ядерної енергії, вимог ядерної і радіаційної безпеки; координація діяльності центральних і місцевих органів виконавчої влади, які відповідно законодавства здійснюють державне регулювання ядерної та радіаційної безпеки. Державне регулювання ядерної та радіаційної безпеки, що здійснює Інспекція, полягає у визначенні критеріїв, вимог і умов з безпеки під час використання ядерної енергії (нормування); видачі дозволів і ліцензій на здійснення діяльності в цій сфері (ліцензування); здійсненні державного нагляду за дотриманням законодавства, норм, правил і стандартів з ядерної і радіаційної безпеки (нагляд). Державна інспекція ядерного регулювання України включає центральну та регіональні Державні інспекції з ядерної і радіаційної безпеки та Державні інспекції з ядерної безпеки на всіх АЕС України. Науково-технічну підтримку діяльності Державної інспекції ядерного регулювання України здійснює Державний науково-технічний центр з ядерної і радіаційної безпеки (ДНТЦ ЯРБ).

1.3. Початкові відомості про АЕС

Спрощена принципова (теплова) схема АЕС представлена на рис.1.8. Зрозуміло, що на цьому рисунку представлені тільки головні елементи енергоблоку, що входять до складу ЯПВУ будь-якого типу. Крім того, в одиничному числі до складу енергоблоку, як правило, входить лише реактор і компенсатор тиску. Турбогенераторні установки входять у кількості 1 - 3, залежно від потужності та типу станції, головні циркуляційні насоси і парогенератори в кількості 4 - 12, конденсатори - 4 - 12, і т.д.

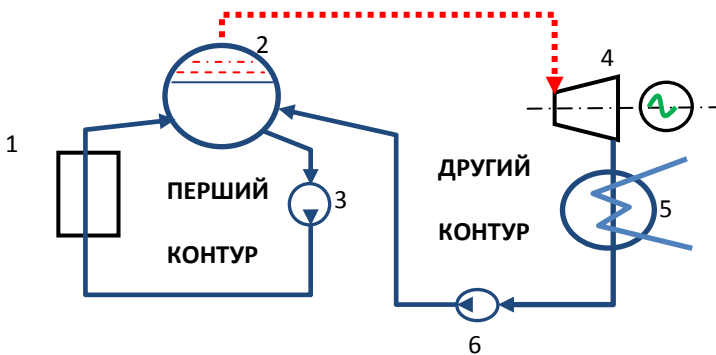


Рис. 1.8. Спрощена схема АЕС.
 1 – реактор, 2 – парогенератор, 3 – ГЦН, 4 – турбогенератор,
 5 – конденсатор турбіни, 6 – конденсатний насос.

Нагріта в реакторі вода надходить у парогенератор, де віддає накоплену в реакторі енергію воді другого контуру перетворюючи її в пару з високими параметрами. Пара обертає турбіну, що перебуває на одній осі з генератором змінного струму. Відпрацьована пара надходить у конденсатори, які охолоджуються холодною водою, конденсується і конденсатними насосами подається назад до парогенератору. Більш докладний опис ЯПВУ представлений у наступних розділах.

1.3.1. Класифікація атомних електростанцій

Атомні електростанції класифікують за багатьма ознаками [7,8]. Найбільш важливою класифікацією для АЕС є їхня класифікація по кількості контурів. Розрізняють АЕС одноконтурні, двоконтурні і триконтурні, рис.1.9. У всіх випадках на сучасних АЕС як двигун застосовують парові турбіни.

У системі АЕС розрізняють теплоносій і робоче тіло. Робочим тілом, тобто середовищем, що виконує роботу з перетворення теплової енергії в механічну, є водяна пара. Вимоги до чистоти пари, що надходить на турбіну, настільки високі, що можуть бути задоволені з економічно прийнятними показниками тільки при конденсації всієї пари та поверненні конденсату в цикл. Тому контур робочого тіла для АЕС, як і для будь-якої сучасної теплової електростанції, завжди замкнений і додаткова вода надходить до нього лише в невеликих кількостях для відновлення витоків і деяких інших втрат конденсату.

Призначення теплоносія на АЕС - відводити теплоту, що виділяється в реакторі. Для запобігання відкладень на тепловиділяючих елементах

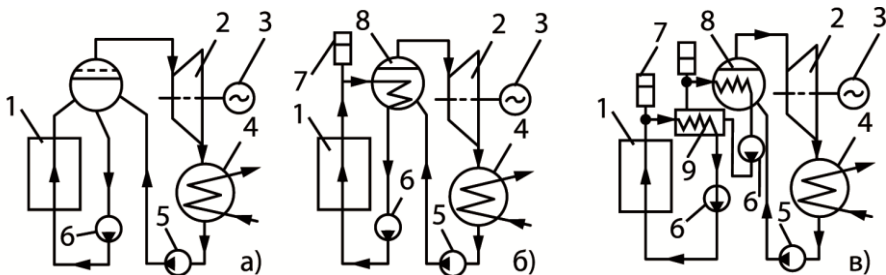


Рис. 1.9. Класифікація АЕС залежно від числа контурів:

а - одноконтурна; б - двоконтурна; в - триконтурна;

1 - реактор; 2 - парова турбіна; 3 - електричний генератор; 4 - конденсатор; 5 - живильний насос; 6 - циркуляційний насос; 7 - компенсатор об'єму; 8 - парогенератор; 9 - проміжний теплообмінник.

необхідна висока чистота теплоносія. Тому для нього також необхідний замкнутий контур і особливо тому, що теплоносієм реактора завжди радіоактивний.

Якщо контури теплоносія та робочого тіла не розділені, АЕС називають одноконтурною (рис. 1.9а). У реакторі відбувається пароутворення. Пара направляється в турбіну, де виконує роботу, яка перетворюється генератором в електроенергію. Після конденсації всієї пари в конденсаторі конденсат насосом подається знову в реактор. Такі реактори працюють із примусовою циркуляцією теплоносія, для чого встановлюють головний циркуляційний насос.

В одноконтурній схемі все устаткування працює в радіаційних умовах, що ускладнює його експлуатацію. Велика перевага таких схем - простота та більша економічність. Параметри пари перед турбіною та у реакторі відрізняються лише на значення втрат у паропроводах. За одноконтурною схемою працюють Ленінградська, Курська та Смоленська АЕС та ЯПВУ з реакторами типу BWR.

Якщо контури теплоносія та робочого тіла розділені, то АЕС називають двоконтурною (рис. 1.9б). Відповідно контур теплоносія називають першим, а контур робочого тіла - другим. У такій схемі реактор охолоджується теплоносієм, який прокачують через нього та парогенератор головним циркуляційним насосом. Утворений у такий спосіб контур теплоносія є радіоактивним, він містить у собі не все устаткування станції, а лише його частину. У системі першого контуру входить компенсатор об'єму, тому що об'єм теплоносія змінюється залежно від температури.

Пара з парогенератора двоконтурної АЕС надходить у турбіну, потім у конденсатор, а конденсат з нього насосом повертають до парогенератора. Утворений у такий спосіб другий контур містить у собі устаткування, що працює за відсутності радіації – це спрощує експлуатацію станції. На двокон-

турній АЕС обов'язковим є парогенератор – обладнання, що розділяє обидва контури, тому він рівною мірою належить як першому, так і другому контуру. Передача теплоти через поверхню нагрівання вимагає перепаду температур між теплоносієм і киплячою водою в парогенераторі. Для водного теплоносія це означає підтримку в першому контурі більш високого тиску, чим тиск пари, що подається на турбіну. Прагнення уникнути закипання теплоносія в активній зоні реактора призводить до необхідності мати в першому контурі тиск, що істотно перевищує тиск у другому контурі. За двоконтурною схемою працюють Нововоронезька, Кольська, Балаковська та Калінінська АЕС і всі діючі реактори України.

Як теплоносієм у схемі АЕС, показаної на рис. 1.9б, можуть бути використані також і гази. Газовий теплоносієм прокачують через реактор і парогенератор газодувкою, що грає ту ж роль, що й головний циркуляційний насос, але на відміну від водного, для газового теплоносія тиск у першому контурі може бути не тільки вище, але й нижче, ніж у другому.

Кожний з описаних двох типів АЕС із водним теплоносієм має свої переваги та недоліки, тому розвиваються АЕС обох типів. У них є ряд загальних рис, до їхнього числа відноситься робота турбін на насиченій парі середніх тисків. Одноконтурні та двоконтурні АЕС із водним теплоносієм найпоширеніші, причому у світі в основному перевага віддається двоконтурним АЕС.

У процесі експлуатації можливе виникнення нещільностей на окремих ділянках парогенератора, особливо в місцях з'єднання парогенераторних трубок з колектором або за рахунок корозійних ушкоджень самих трубок. Якщо тиск у першому контурі вище, ніж у другому, то може виникнути перетічка теплоносія, що призводить до радіоактивного забруднення другого контуру. У певних межах така перетічка не порушує нормальної експлуатації АЕС, але існують теплоносії, інтенсивно взаємодіючі з паром і водою. Це може створити небезпеку викиду радіоактивних речовин в прилеглі приміщення, що обслуговуються персоналом. Таким теплоносієм є, наприклад, рідкий натрій. Тому створюють додатковий проміжний контур для того, щоб навіть в аварійних ситуаціях можна було уникнути контакту радіоактивного натрію з водою або водяною парою. Таку АЕС називають триконтурною (рис. 1.9в).

Радіоактивний рідкометалевий теплоносієм насосом прокачується через реактор і проміжний теплообмінник, у якому віддає теплоту нерадіоактивному рідкометалевому теплоносієві. Останній прокачується через парогенератор по системі, що утворює проміжний контур. Тиск у проміжному контурі підтримується більш високим, ніж у першому. Тому перетічка радіоактивного натрію з першого контуру в проміжний неможлива. У зв'язку із цим при виникненні нещільності між проміжним і другим контурами контакт води або пари буде тільки з нерадіоактивним натрієм. Система другого контуру для триконтурної схеми аналогічна двоконтурній схемі. Триконтурні АЕС найбільш дорогі через велику кількість устаткування.

1.3.2. Робота основного технологічного устаткування АЕС

На рис. 1.9 показане основне технологічне устаткування АЕС [7,119]. Серцем АЕС є реактор 1. Для АЕС по рис. 1.9а активна зона охолоджується пароводяною сумішшю; реактори АЕС по рис. 1.9б охолоджуються однофазною рідиною – водою під тиском (рис. 1.9б), або рідким натрієм (рис. 1.9в). Однофазність теплоносія викликає необхідність включення до складу АЕС компенсатора об'єму (тиску) 7, завдання якого в одноконтурній АЕС виконує барабан-сепаратор. Обов'язковим агрегатом АЕС по рис. 1.9б,в є парогенератор 8.

Циркуляція теплоносія в реакторі забезпечується головним циркуляційним насосом 6. Для всіх схем, зображених на рис. 1.9, двигуном є парова турбіна 2, але її параметри й, відповідно, конструктивна схема розрізняються – для водного теплоносія це турбіна насиченої пари середнього тиску; для рідкометалевого – турбіна перегрітої пари високого тиску. У зв'язку із цим у першому випадку виникає необхідність таких елементів, як міжциліндровий сепаратор і проміжний пароперегрівач. Для схеми, зображеної на рис. 1.9а, пара на турбіну надходить із реактора; для схем, показаних на рис. 1.9б,в – із парогенераторів.

Відпрацьований в турбіні пар конденсується в конденсаторі 4 і насосом повертається в реактор (рис. 1.9а) або парогенератор 8 (рис. 1.9б, в).

Таким чином, технологічний процес виробництва електроенергії на АЕС включає: підвищення температури конденсату до температури насичення й одержання з нього пари; розширення пари в турбіні зі зниженням тиску й температури від початкового значення перед турбіною до значення, що відповідає вакууму в конденсаторі. Сумарне протікання цих процесів визначає термодинамічний цикл АЕС.

1.3.3. Реакторна установка з водним теплоносієм

До теперішнього часу у вітчизняній енергетиці застосовують реактори з водним теплоносієм типу ВВЕР, а каналні (РБМК) перебувають у стадії зняття з експлуатації.

Як і для будь-якої галузі енергетики, загальна тенденція розвитку основного устаткування АЕС – укрупнення. Значне концентрування потужності в одному агрегаті дозволяє створювати АЕС великої сумарної потужності. Укрупнення устаткування скорочує витрати праці й матеріалів при його виготовленні та монтажі, забезпечуючи тим самим запланований темп росту електроенергетики.

Для АЕС раніше, ніж у звичайній теплоенергетиці, почалося й триває використання великої одиничної потужності основних агрегатів, причому реактор типу РБМК навіть почав своє життя з одиничної потужності 1000 МВт (ел.), дотепер ще незастосовуваної для виробляючих пару агрегатів звичайної теплоенергетики (котлів).

Розвиток вітчизняних енергетичних реакторів показаний в таблиці 1.2 для ВВЕР, а в таблиці 1.3 надане порівняння параметрів для одиначної електричної потужності 1000 МВт для реакторів типу ВВЕР та РБМК.

З табл. 1.2 видно, що збільшення одиначної потужності реакторів ВВЕР, які використовуються у складі двоконтурної АЕС, досягається за рахунок не тільки більшого діаметра корпусу реактора, тобто більшого діаметра активної зони, але й через підвищення середнього значення густини теплового потоку. Відповідне забезпечення відведення тепла досягається збільшенням швидкості води в активній зоні. Важливим також є укрупнення парогенераторів і ГЦН, у результаті якого число реакторних петель контуру зменшилося до чотирьох.

Таблиця 1.2. Розвиток реакторів типу ВВЕР.

Основні характеристики	ВВЕР-210*	ВВЕР-365*	ВВЕР-440	ВВЕР-1000
Електрична потужність, МВт	210	365	440	1000
Тиск у корпусі реактора, МПа	10,0	10,5	12,5	16,0
Температура води на вході в реактор, °С	252	252	268	289
Температура води на виході з реактора, °С	273	280	301	322
Густина теплового потоку, кВт/м ²	214·10 ³	428·10 ³	440·10 ³	632·10 ³
Тиск пари перед турбіною, МПа	2,9	2,9	4,4	6,0
Витрата води через реактор, м ³ /год.	36500	49500	45000	80800
Діаметр корпусу, м	3,8	3,84	3,84	4,50
Висота корпусу, м	11,14	11,80	11,80	10,85
Висота активної зони, м	2,5	2,5	2,5	3,5
Умовний (еквівалентний діаметр активної зони), м	2,88	2,88	2,88	3,2
Діаметр стрижневого твелу, мм	10,2	9,1	9,1	9,1
Середня розрахункова глибина вигорання, МВт·діб/кг	13	27	28,6	26÷40
Середнє збагачення палива підпитки, %	2,0	3,0	3,5	3,3÷4,4

* Виведені із експлуатації у зв'язку із вичерпанням ресурсу.

Таблиця 1.3. Порівняння найважливіших параметрів АЕС із реакторами типу ВВЕР і РБМК для одиничної електричної потужності 1000 МВт.

Основні параметри	ВВЕР-1000	РБМК-1000
Висота і діаметр корпусу, що зазнає впливу нейтронного випромінювання, м	10,85/4,5	–
Тиск в реакторі, МПа	16,0	7,0
Довжина і діаметр корпусу найбільшої за розміром одиниці обладнання, що не зазнає впливу нейтронного випромінювання, м	15,0/4,0	30,0/2,5
Можливість перевантаження палива на ходу	Відсутня	Наявна
Середнє збагачення палива підпитки на ^{235}U , %	3,3÷4,4	2,4 (2,0 до аварії на ЧАЕС)
Кількість палива в активній зоні у перерахунку на металевий уран, т	70	190
Збагачення палива при першому завантаженні реактора, %	3,3	2,0 (1,8 до аварії на ЧАЕС)
Кількість ^{235}U при першому завантаженні реактора, т	2,3	3,8 (3,4 до аварії на ЧАЕС)

Корпус реактора, що перебуває під впливом нейтронного випромінювання, вимагає *найбільшої уваги*. На *перших реакторах* типу ВВЕР була відсутня можливість періодичного контролю металу корпусу; у сучасних конструкціях така можливість передбачена: між сухим захистом і корпусом реактора (рис. 1.10) є вільний простір із шириною перетину 720 мм. На цьому рисунку видно сухий захист, який замінив кільцевий водяний бак, що застосовувався для цієї мети раніше. Для сухого захисту використаний серпентинітовий бетон, що добре зв'язує й утримує воду (і, отже, водень) і знижує потік нейтронів за межами шахти реактора. Від можливого підвищення його температури передбачене повітряне охолодження (5) Крім того, з огляду на розходження в коефіцієнтах розширення, на межі між звичайним і серпентинітовим бетоном створюється тепловий бар'єр за рахунок системи повітроохолоджуючих труб (3).

Здійснюються також різні методи неруйнівного контролю. Реактори типу ВВЕР на вітчизняних АЕС раніше споруджувалися потужністю 440 МВт (ВВЕР-440). В останні роки основним типом ЯПВУ в Україні став реактор ВВЕР-1000 (рис. 1.11).

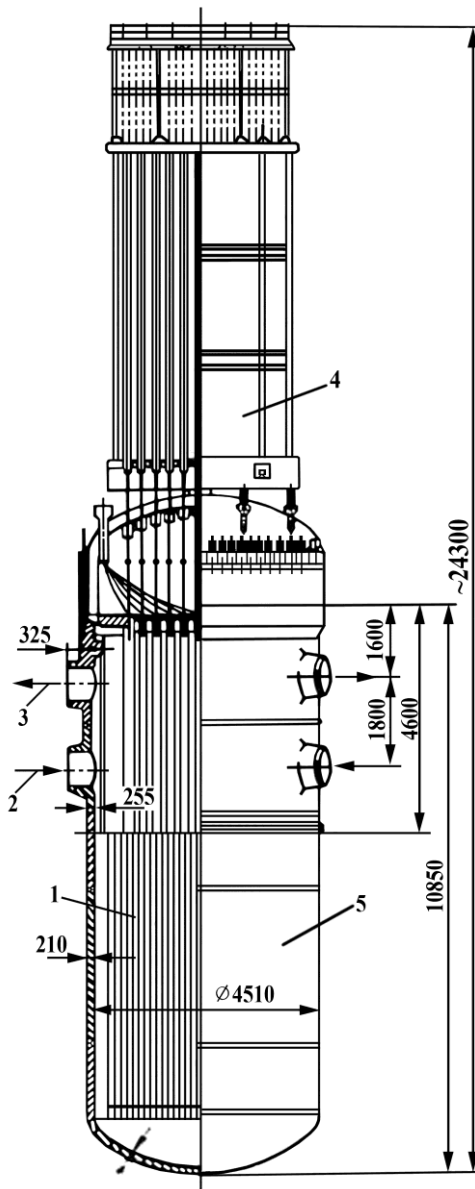


Рис. 1.11. Реактор ВВЕР-1000:

- 1 - активна зона; 2, 3 - вхід і вихід теплоносія; 4 - верхній блок із приводами СУЗ;
5 - корпус із внутрікорпусними пристроями.

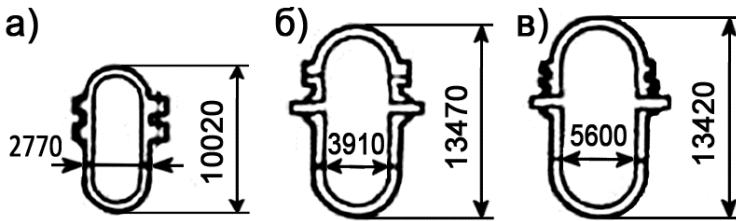


Рис. 1.12. Розміри корпусів реакторів США з теплоносієм - вода під тиском (PWR) для потужності, МВт: а - 66; б - 495; в - 1500

У реакторах типу ВВЕР для вивантаження відпрацьованих та завантаження свіжих твелів необхідна зупинка реактора і зняття верхнього блоку та кришки реактора. Щорічно замінюється 1/3 повного паливного завантаження (трирічний паливний цикл). Вивантажуються твेलі із центра, а на їхнє місце переставляються твेलі з периферії, з установкою на їхнє місце свіжих твелів. Операції по перевантаженню звичайно поєднуються у часі із планово-попереджувальним ремонтом (ППР), тривалість якого приблизно 20 - 40 діб. У зв'язку з удосконалюванням палива на сьогоднішній час іде перехід на 4-х річний паливний цикл, у подальшому – на 5-ти річний, що значно скоротить час простою блоку на перевантаження та, відповідно, підвищить коефіцієнт використання встановленої потужності.

Реактори одноконтурної АЕС можуть бути як корпусного типу, так і канального. У корпусному варіанті сповільнювач і теплоносій не розділені, тому частка паротворення впливає не тільки на властивості теплоносія, але й на властивості сповільнювача, що обмежує припустиму кратність циркуляції. У канальному варіанті сповільнювач і теплоносій розділені, тому частка паротворення впливає тільки на властивості теплоносія й обмежується тільки надійністю теплообміну, але не фізикою реактора, як у корпусному варіанті. Застосування киплячого реактора корпусного типу обмежує одиничну потужність реактора, якщо діаметр корпусу обраний відповідно до залізничних габаритів. Необхідність осушки пари в надводному просторі реактора призводить до істотно більшої висоти корпусу киплячого реактора (BWR) у порівнянні з реакторами типу ВВЕР (PWR), що видно на рис. 1.13 у порівнянні з рис. 1.12. На протигагу цьому канальний варіант реактора не має обмежень по розвитку одиничної потужності через габарити при перевезенні, хоча й не виключає застосування посудин великого діаметра - барабанів-сепараторів, що поєднують паралельні канали як по розподілу води, так і по видачі пароводяної суміші для її осушки. Але ці корпуси мають діаметри, що відповідають залізничним габаритам; вони легкодоступні для огляду, а головне - не знаходяться під впливом нейтронного

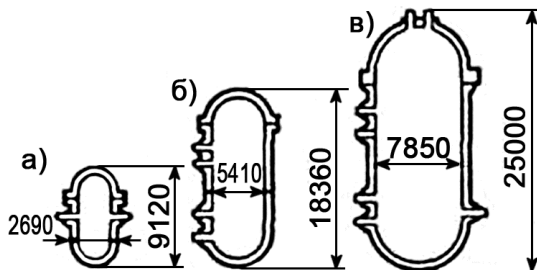


Рис. 1.13. Розміри корпусів реакторів США з киплячою водою (BWR) для потужності, МВт: а - 75; б - 515-640; в - 1500.

випромінювання. Тому каналний реактор - РБМК був основним типом реактора в СРСР для одноконтурної АЕС. Відсутність корпусів високого тиску, що перебувають під впливом нейтронного випромінювання, є найбільшою перевагою реакторів типу РБМК не тільки в порівнянні з реакторами типу ВВЕР, але й у порівнянні із закордонними корпусними реакторами одноконтурної АЕС (рис. 1.13), за винятком канадських реакторів з важководними сповільнювачем. Єдине суттєве обмеження щодо збільшення одиничної потужності каналних реакторів типу РБМК – це їх керованість.

У випадку АЕС Канади використовуються двоконтурні ЯПВУ, і важка вода використовується не тільки як сповільнювач, але і як теплоносій першого контуру. Висока вартість важкої води (особливо позначається з ростом одиничної потужності реактора, тому що збільшується її витрата на заповнення системи першого контуру) викликала перехід до використання в новому проєкті канадського реактору (ACR-1000) як теплоносія звичайної легкої води із збереженням важкої води тільки як сповільнювача.

1.3.4. Деякі відомості про устаткування ядерної енергетичної установки з реактором ВВЕР-1000

В Україні 13 із 15, що знаходяться в експлуатації, блоків АЕС оснащені реакторними установками ВВЕР-1000 (дивися табл. 1.1), тому зупинимося більш детально на конструкції ЯПВУ із цим типом ядерного реактора. Найбільш важливими з точки зору експлуатації й найбільш критичними з точки зору безпеки є наступні системи ЯПВУ: реактор, парогенератор, ГЦН, турбіна.

Реактор. Реактор енергетичний ВВЕР-1000 призначений для вироблення теплової енергії за рахунок ланцюгової реакції поділу атомних ядер. При цьому в елементах реактора відбувається поглинання енергії продуктів поділу атомних ядер. На українських АЕС використовуються ядерні реактори ВВЕР-1000 типу В-320. Основні характеристики цього елемента ЯПВУ наведені в табл. 1.2 і пункті 1.3.3 (див. також рис 1.10, рис 1.11). До наведених вище характеристик необхідно додати наступні важливі параметри:

- тиск теплоносія на виході з реактора - $15,7 \pm 0,3$ МПа;
- гранично припустима теплова потужність - 3210 МВт;
- температура теплоносія на виході з реактора - 320 °С;
- витрата теплоносія - 80800^{+4000}_{-4800} м³/год.;
- кількість вимірювальних каналів - 64;
- кількість ТВЗ в активній зоні реактора - 163;
- кількість ТВЕЛ у ТВЗ - 312;
- кількість ОР СУЗ - 61;
- додатковий регулятор потужності борний розчин - H_3BO_3 ;
- діапазон регулювання потужності при автоматичному керуванні – 10-110 % від номінальної;
- діапазон регулювання потужності при ручному керуванні – 0-110 % від номінальної;
- матеріал корпусу й кришки реактора - сталь 15ХНМФА;
- матеріал оболонки ТВЕЛ - цирконій легований 1 % ніобієм;
- паливний елемент (ТВЕЛ) - набір циліндрів UO_2 з отворами в центрі.

Парогенератор. На українських АЕС із реакторними установками типу ВВЕР-1000 (В-320) застосовуються парогенератори типу ПГВ-1000 (рис. 1.14 і рис. 1.15, табл. 1.4). Цей парогенератор являє собою горизонтальний випарник із загальною поверхнею теплообміну 6115 м^2 з U-образним трубним пучком із трубок діаметром 16 мм і товщиною стінки 1,5 мм, які поміщені в циліндричний корпус парогенератора. Кінці трубок завальцьовані у двох вертикальних колекторах теплоносія. Нагрітий в активній зоні реактора теплоносієм надходить у вхідний колектор, розподіляється по трубках і, пройшовши через них, віддає своє тепло живильній воді (теплоносієм другого контуру), що перебуває в міжтрубному просторі. Насичена пара, що утворюється при нагріванні живильної води, проходячи з парового простору парогенератора через жалюзійний сепаратор, піддається сушінню й потім через патрубки надходить у паровий колектор. Підведення й відведення теплоносія здійснюється знизу через колектори. У верхній частині колектори мають люки для доступу до трубчатки. На корпусі парогенератора передбачені штуцери, до яких приєднуються трубопроводи безперервної й періодичної продувок, через які частина води видаляється з контуру на очищення. Для кріплення парогенератора використовуються механічна система опор і система гідроамортизаторів, які забезпечують: сприйняття вагових і сейсмічних навантажень, переміщення парогенератора при термічному розширенні трубопроводів і корпусу парогенератора; сприйняття зусиль у випадку розриву трубопроводів Ду850 мм. Парогенератор зовні закритий тепловою ізоляцією, яка прикріплена до корпусу без застосування зварювання.

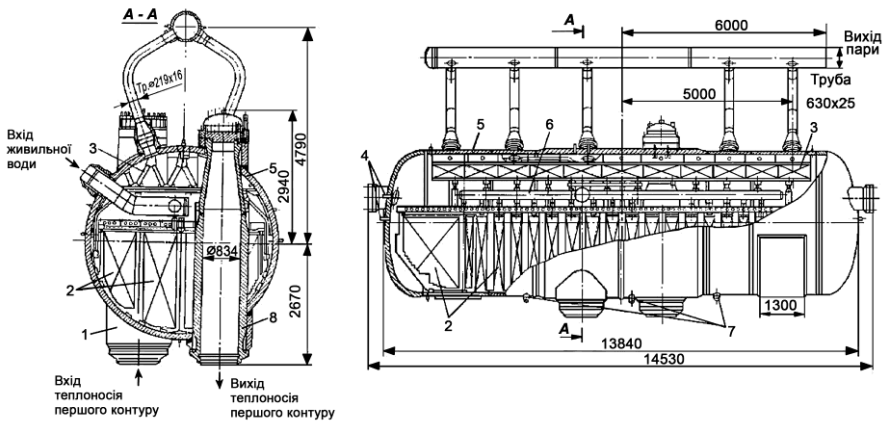


Рис. 1.14. Парогенератор ПГВ-1000:

1 - вхідний колектор першого контуру; 2 - поверхня теплообміну; 3 - жалюзійні сепаратори;
 4 - штуцери рівнемірів; 5 - корпус ПГ; 6 - роздаючий колектор живильної води; 7 - штуцера продувки й дренажу; 8 - вихідний колектор першого контуру.

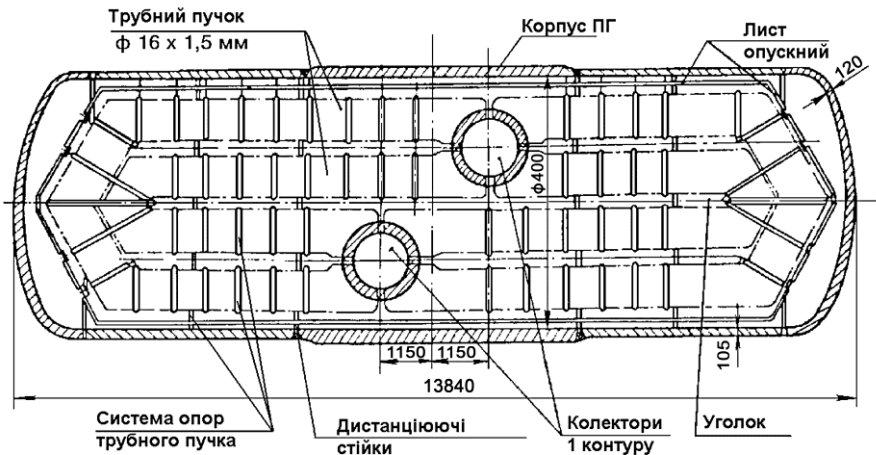


Рис. 1.15. Схема розташування теплообмінних труб у парогенераторі ПГВ-1000.

Конструкція парогенератора передбачає значну площу контакту теплоносія з елементами парогенератора, тому дуже важливим є вибір марок металу. У зв'язку із жорсткими нормами вмісту продуктів корозії у воді першого контуру для виготовлення трубок поверхні теплообміну застосована хромо-нікелева сталь аустенітного класу 08X18H10T. Ця сталь має високу загальну корозійну стійкість у порівнянні з іншими марками сталі, технологічна, добре

зварюється. Однак аустенітні сталі цього класу як і вуглецеві сталі, схильні до таких специфічних видів корозії як лужна крихкість, щілинна корозія й, особливо, корозія під напругою (корозійне розтріскування).

Таблиця 1.4. Основні технічні характеристики ПГВ-1000.

Найменування	Номінальна величина
Теплова потужність (МВт)	750
Електрична потужність на один ПГ (МВт)	250
Витрата теплоносія першого контуру при роботі на чотирьох петлях (т/год.)	21200
при роботі на двох петлях (т/год.)	26000
Число теплообмінних трубок	11500
Середня довжина теплообмінної трубки (м)	11,1
Паропроодуктивність (т/год.)	1470
Паропроодуктивність гранично припустима (т/год.)	1573
Тиск генерируемої пари (МПа)	6,3±0,2
Температура генерируемого пари (°C)	278,5
Температура живильної води (°C)	220
Температура теплоносія на вході (°C)	320
Температура теплоносія на виході (°C)	289

Колектор пари й система живильної води ПГВ-1000 виготовлені з конструкційної вуглецевої сталі марки 20, що обумовлено високими вимогами до механічних властивостей цих елементів. Зазначена сталь має високу пластичність, широко застосовується у виготовленні теплообмінних апаратів, що працюють під тиском до 15,7 МПа при температурі до 450 °C, технологічна, зварюється всіма видами зварювання. Для зниження маси й габаритів корпусу ПГВ-1000 в якості конструкційного матеріалу корпусу застосована високоміцна низьколегована сталь перлітного класу марки 10ГН2МФА. З'єднання елементів і деталей ПГ мають забезпечувати щільність, що виключає можливість перетічок з першого контуру в другий. Протічки теплоносія вище регламентованих меж (5 дм³/год для ВВЕР-1000) неприпустимі, тому що другий контур не має біологічного захисту й зв'язаний з навколишнім середовищем. Герметичність трубок парогенератора зазвичай контролюється струмовихровими методами під час зупинок реактора. При роботі реакторної установки герметичність парогенератора зазвичай контролюють шляхом відбору проб теплоносія другого контуру й лабораторних вимірів активності радіонуклідів у них, а також за допомогою детекторів, що реєструють загальну гамма-активність гострої пари в паропроводах другого контуру й загальну гамма-активність теплоносія другого контуру. Середній термін служби до списання парогенератора ПГВ-1000 становить не менш 30 років.

ГЦН. Головні циркуляційні насоси призначені у випадку реактора типу ВВЕР для організації циркуляції теплоносія першого контуру через реактор за схемою першого контуру, рис. 1.8:

ГЦН →реактор →парогенератор →ГЦН ...

У реакторах ВВЕР-1000 (В-320) використовується головний циркуляційний насос типу ГЦН-195М (рис. 1.16, рис. 1.17, табл. 1.5). ГЦН-195М – вертикальний відцентровий одноступінчастий насос із блоком торцевого ущільнення вала, консольним робочим колесом, осьовим підведенням перекачуваного теплоносія, виносним електродвигуном. Відмінною рисою насосних агрегатів такого типу є наявність механічного ущільнення обертового вала й високий момент інерції ротора за рахунок масивного маховика електродвигуна (постійна вибігу в ГЦН-195М дорівнює 30 секунд, після цього подача теплоносія знижується всього в 2,7 рази). Силовий корпус ("равлик") у цьому насосі еліптичного виду. На рис. 1.17 наведена типова структурна схема ГЦН-195М, на якій показані основні вузли насоса: електродвигун; підшипникові опори із системою змащення; ущільнення обертового вала із системою живлення та охолодження, проточна частина. ГЦН розміщується в гермооболонці, установлюється на "холодній" нитці головного циркуляційного трубопроводу і подає охолоджену в парогенераторі воду (теплоносій першого контуру) у реактор. Конструктивно ГЦН-195М являє собою агрегат, що складається з насоса з антиреверсним пристроєм, електродвигуна ВА3-215/109-6АМ05 і допоміжних систем.

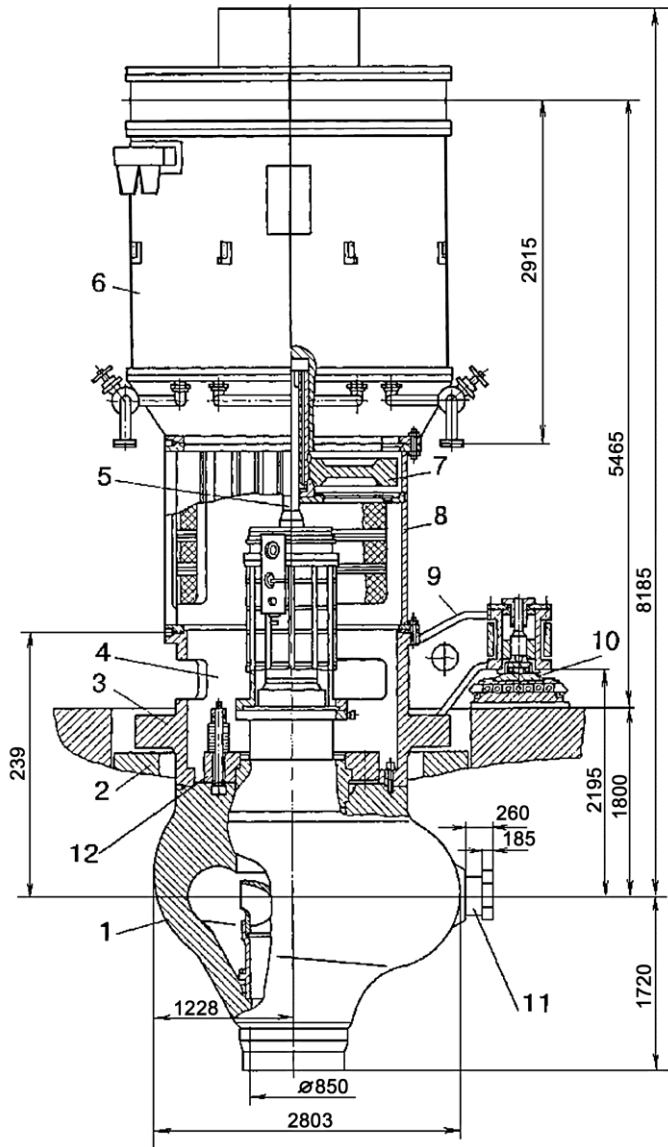


Рис. 1.16. Головний циркуляційний насос типу ГЦН-195М:

- 1 - равлик; 2 - біологічний захист (кільце); 3 - нижня проставка; 4 - виймальна частина ГЦН;
 5 - торсіон; 6 - електродвигун ВА3 215; 7 - маховик; 8 - верхня проставка; 9 - опорна лапа;
 10 - кульова опора; 11 - цапфа для кріплення тяги; 12 - головний розйом.

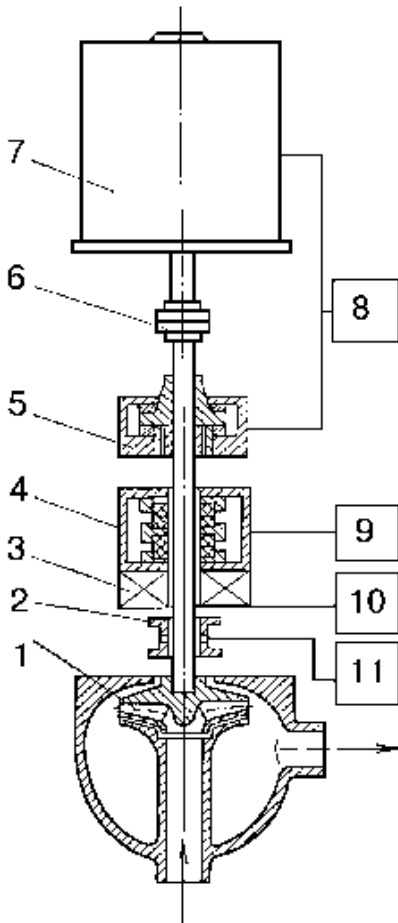


Рис. 1.17. Принципова схема головного циркуляційного насоса типу ГЦН-195М: 1 - проточна частина насоса; 2 - нижній радіальний підшипник; 3 - холодильник корпусу ущільнення вала; 4 - блок ущільнення вала; 5 - радіально-осьовий підшипник; 6 - сполучна муфта; 7 - електродвигун; 8 - система змащення; 9 - система живлення ущільнення вала; 10 - система охолодження; 11 - система живлення радіального підшипника.

Відповідно до класифікації по категоріях безпеки ГЦН відноситься до обладнання нормальної експлуатації. При цьому система ГЦН несе додаткову функцію як система, яка забезпечує циркуляцію теплоносія при вибігу при різних аваріях зі знеструмленням, що дозволяє здійснювати плавний вихід у режим природної циркуляції. ГЦН спроектований таким чином, що забезпечується:

- знаходження ГЦН у гарячому резерві, включаючи режими зворотної течії у випадку ушкодження

антиреверсного пристрою, необмежено в часі;

- пуск і стійка робота ГЦН при будь-якій сполученні працюючих насосів у реакторній установці;
- кавітаційний запас у всіх перехідних режимах роботи реакторної установки;
- зупинка (вибіг) ГЦН без ушкоджень при перерві подачі охолоджуючої й ущільнюючої води;
- рівень пульсації тиску й вібрації ГЦН, що не призводить до порушень у насосі й пов'язаних з ним системах;

- відсутність виходу радіоактивного теплоносія в атмосферу через ущільнення вала насоса;
- відсутність предметів, що можуть відлетіти та представляють небезпеку для реакторної установки, у всіх проектних режимах;
- всі деталі й вузли ГЦН, що мають контакт з теплоносієм, охолоджуючою водою промконтура й запираючою водою, виготовлені зі сталей стійких до корозії й ерозії;
- матеріали деталей, що виготовлені з аустенітних марок сталей, не мають схильності до міжкристалічної корозії;
- хімічний склад матеріалів деталей, що мають контакт з теплоносієм, не містить добавок кобальту й інших елементів, які утворюють довгоіснуючі ізотопи в активному робочому середовищі;
- ремонтпридатність – забезпечується можливість розбирання й заміни складових частин, передбачений відповідний ЗІП і устаткування для ремонту;
- конструктивне виконання ГЦН забезпечує можливість ремонту електродвигуна і його елементів без розбирання насоса;
- безперервна робота ГЦН на всіх експлуатаційних режимах 10000 годин;
- середній наробіток до відмови – не менше 18000 годин;
- середній ресурс між середніми ремонтами не менше 16000 годин;
- середній термін служби до списання не менш 30 років.

Таблиця 1.5. Основні технічні характеристики ГЦН-195М.

Найменування	Номінальна величина
Продуктивність (м ³ /год.)	20000÷27000
Тиск на усмоктуванні (МПа)	15,3
Напір (МПа)	0,662±0,0245
Число оборотів (об/хв.)	1000
Розрахункова температура (°С)	350
Розрахунковий тиск на міцність (МПа)	17,6
Споживана потужність на холодній/гарячій воді (кВт)	7000/5300
Час розгону ротора насоса при пуску (с)	не більше 12

Турбіна. На Українських АЕС із реакторами ВВЕР-1000 типу В-320 використовується два варіанти турбінних установок (табл. 1.6): 1) парова турбіна типу К-1000-60/1500 (або К-1000-60/1500-2) і генератором змінного струму ТВВ-1000-4-УЗ; 2) парова турбіна К-1000-60/3000 і генератором змінного струму ТВВ-1000-2-УЗ.

Обидва варіанти призначені для роботи на насиченій парі по моноблочній схемі – блок складається з одного реактора та однієї турбіни для безпосеред-

нього приводу генератора змінного струму. Установлюється турбінна установка в закритому машинному залі й розрахована на несення базової частини графіка навантажень, а також на участь у нормальному і аварійному регулюванні потужності енергосистеми з можливістю покриття змінної частини графіків.

Таблиця 1.6. Основні технічні характеристики турбінної установки.

Найменування	Номинальная величина	
	К-1000-60/1500	К-1000-60/3000
Номинальна потужність (при тепловій потужності реактора 3200 МВт), МВт	1000	1000
Частота обертання, об/хв.	1500	3000
Кількість циліндрів	4	5
Конструктивна схема	ЦВД + 3 ЦНД	ЦВД + 4 ЦНД
Витрата свіжої пари при номінальній потужності, т/год.	6430	5870
Температура свіжої пари на вході у ЦВД, °С	274,3	274,3
Тиск свіжої пари на вході у ЦВД, МПа	5,89	5,89
Припустиме число пусків	1500	інформації немає
Кількість пусків впродовж року	не більше 50	інформації немає
Наробіток на відмову, год.	не менше 5500	інформації немає
Термін служби до списання, років	30	30

1.4. Порівняльні характеристики енергетичних установок

Діючі АЕС, хоча й трохи уступають тепловим електростанціям по ККД, мають істотні переваги в порівнянні з іншими промисловими енергоустановками. До переваг відносяться, насамперед, їхня компактність, відсутність шкідливих викидів при нормальній експлуатації, порівняно невелика кількість палива на рік і значні його запаси на території України. Порівняльні (деякі) характеристики найпоширеніших енергетичних установок наведені в табл. 1.7 [9].

Як бачимо, по викидах шкідливих речовин і впливу на навколишнє середовище ядерна енергетика має значні переваги перед всіма іншими типами промислового виробництва енергії.

Таблиця 1.7. Деякі характеристики розповсюджених енергетичних установок потужністю 1000 МВт при нормальних умовах експлуатації.

Характеристика	На вугіллі	На нафті (мазут)	На ядерному паливі
Кількість палива на рік (тонни)	$2,2 \cdot 10^6$	$1,6 \cdot 10^6$	150
Зберігання палива	40 га ($4000 \cdot 100 \text{ м}^2$)	25 га (50 резервуарів по 3000 м^3)	50 м^3 (66 контейнерів по 3 т)
Вартість палива	450 млн.	600 млн.	6 млн.
Транспорт на перевезення палива	22 насипних суховантажних судна по 10000 т – по одному кожні 10 діб	1500 барж по 1000 т (4 баржі щоденно)	2 вагони, або 7 вантажних автомобілів
Викиди (тонни)			
• Зола (тв. частки)	4490	730	—
• Окисли сірки	139000	52700	—
• CO	210	80	—
• Окисли азоту	21000	22000	—
• Радіоактивні ізотопи	див. табл. 1.10	див. табл. 1.10	див. табл. 1.10
Радіус території відчуження	500÷1000 м	500÷1000 м	до 3000 м
К.К.Д. (по електроенергії)	22÷43 %	22÷43 %	27÷33 %

1.5. Ядерна енергетика у світі

Початок будівництва атомних реакторів відноситься до другої половини 20 століття. З 1955 по 1995 роки темпи були дуже бурхливими та представлені на рис. 1.18 – 1.20 відповідно [10-12].

Нижче наводиться таблиця розміщення АЕС по країнах світу – таблиця 1.8. Дані для цієї таблиці взяті із статистики МАГАТЕ (Міжнародне агентство по атомній енергії) (<http://www.iaea.org/>), статистики EIA (Energy Information Administration) (<http://www.eia.doe.gov/>), статистики WNA (World Nuclear Association) (<http://www.world-nuclear.org/>) і інших інформаційних джерел. Типи реакторів наведені відповідно до прийнятої міжнародної класифікації (WNA). Як бачимо, географія розміщення АЕС досить велика, 32 країни світу використовують ядерні технології виробництва електроенергії. Атомні електричні станції розміщені на всіх континентах у всіх країнах світу, що мають розвинену промисловість. Роки введення нових потужностей у цій таблиці наводяться тільки для тих блоків АЕС, що знаходилися в експлуатації станом на 2008 рік.

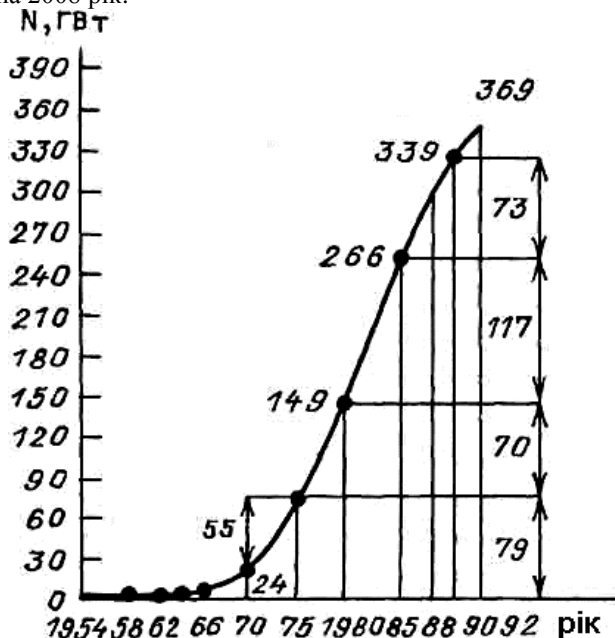
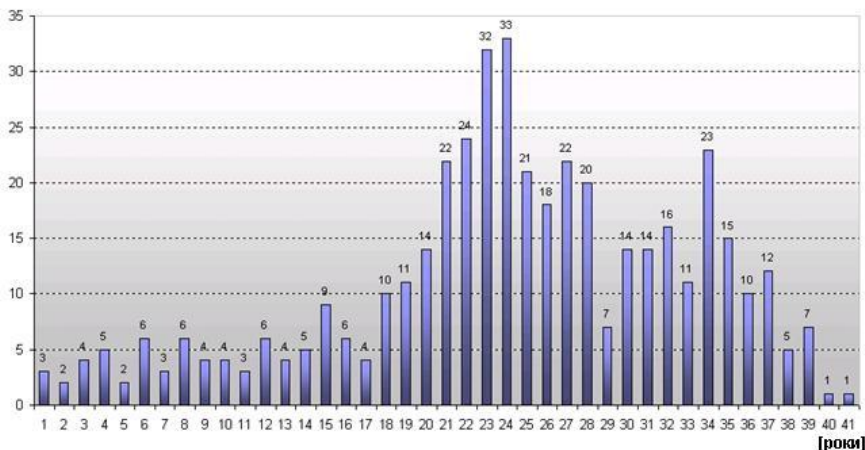


Рис. 1.18. Діаграма введення нових енергоблоків АЕС.



Рис. 1.19. Динаміка експлуатації ядерних реакторів.

Кількість ядерних реакторів в експлуатації за віком
(станом на 7 січня 2008 року)



Примітка: вік реактору відраховується від моменту включення до електричної мережі.

Рис. 1.20. Вік ядерних реакторів, що знаходилися в експлуатації станом на 2008 рік.

Найбільша кількість енергоблоків, як бачимо, побудовані у США, Франції, Японії, Великобританії, Росії. Частка ядерної енергетики в енергетичному балансі цих країн коливається в межах 15-77%. У Франції внесок ядерної енергетики становить 76,9% – максимальний.

Уперше в 1951 році продемонстрували використання ядерних реакторів для вироблення електричної енергії у США на дослідній установці (EBR-1) недалеко від м. Айдахо, основне призначення якої було не вироблення електроенергії, а дослідження можливості відтворення палива при експлуатації ядерного реактора. Експлуатація цієї установки в режимі вироблення електроенергії становила тільки вісім годин. У СРСР був побудований перший у світі ядерний реактор (АМ-1, від "атом мирний", реактор із графітовим сповільнювачем), що використовувався для виробництва електроенергії в постійному режимі, електричною потужністю 5 МВт – м. Обнінськ (1954 р.). Цей реактор використовувався для вироблення електроенергії та для проведення експериментів. До 1955 року у світі було побудовано вже 8 ядерних реакторів. Перший серійний енергетичний ядерний реактор був побудований у Великобританії у 1956 році (м. Келдер Холл). Це був реактор типу Магnox, що крім вироблення електроенергії призначався для напрацювання плутонію, електрична потужність цієї установки становила 196 МВт.

Темпи розвитку атомної енергетики по введенню потужностей, як слідує з рис. 1.18 були особливо великими у 60 - 70 роки 20 століття. Аварія на ЧАЕС 1986 року нанесла ядерній енергетиці сильний удар, наприкінці 80-х років існували помилкові думки про повну її поразку. На тлі цього урядами багатьох країн були ухвалені рішення про припинення будівництва атомних блоків, які згодом були скасовані. Це призвело до нерівномірного розподілу реакторів по кількості років в експлуатації, рис. 1.20. Кількість реакторів, що перебувають в експлуатації більше 25 років значно перевищує кількість нових введених в експлуатацію, тобто виникла проблема заміни енергетичних потужностей. Варто звернути увагу на той факт, що аварія на ЧАЕС, не вплинула на темпи розвитку ядерної енергетики в розвинених країнах, всі енергоблоки, будівництво яких було розпочато до аварії, добудовані й успішно експлуатуються. Так, наприклад, у Японії після 1986 року введено в експлуатацію 24 енергоблоки загальною потужністю 24252 МВт і будівництво енергоблоків не заморожувалося.

Таблиця 1.8. Розміщення АЕС по країнам світу².

Країна	Всього реакторів в експлуатації ³ (на 2008 рік)	Тип ядерного реактора	Загальна встановлена електрична потужність АЕС ² , (МВт) (на 2008 рік)	Частка АЕС в енергетиці країни, (%) (на 2007 рік)	Рік вводу нових блоків (на 2008 рік)	Експорт/ імпорт електроенергії, (кВт-год. 10 ³) (на 2005 рік)
1. Аргентина	2+1	PHWR	935+692	6,2	1974 - 1983	4,140/8,017
2. Бельгія	7	PWR	5824	54,1	1974 - 1985	8,024/14,328
3. Болгарія	2+2	PWR	1906+1906	32,1	1980 - 1991	8,380/0,799
4. Бразилія	2	PWR	1795	2,8	1982 - 2000	0,160/39,202
5. Великобританія	19	AGR, PWR, Magnox	10222	15,1	1968 - 1995	2,839/11,160
6. Угорщина	4	PWR	1829	36,8	1982 - 1987	9,410/15,637
7. Німеччина	17	PWR, BWR	20470	27,3	1975 - 1989	61,427/56,861
8. Індія	17+6	BWR, PHWR	3782+2910	2,5	1969 - 2007	0,067/1,764
9. Іран	0+1	PWR	0+915	0,0	—	2,761/2,170
10. Іспанія	8	PWR, BWR	7450	17,4	1971 - 1988	11,555/10,212
11. Казахстан	0+2	PWR	0+600	0,0	—	3,978/4,552
12. Канада	18	PHWR	12621	14,7	1971 - 1993	42,930/19,332
13. Китай	11+8	PWR, PHWR	8438+7820	1,9	1994 - 2007	11,194/5,011
14. Китай, Тайвань	6+2	PWR, BWR	4921+2600	18,1	1978 - 1985	0/0
15. Литва	1+2	RBMK, PWR	1185+3200	64,4	1983 - 1987	8,607/5,641
16. Мексика	2	BWR	1360	4,6	1989 - 1994	1,597/0,471
17. Нідерланди	1	PWR	482	4,1	1973	5,398/23,691
18. Пакистан	2+1	PHWR, PWR	425+300	2,3	1966 - 1993	0,0/0,0
19. Росія	31+8	PWR, RBMK, FBR, LWGR	21743+5809	16,0	1972 - 2004	22,520/10,139
20. Румунія	2	PHWR	1300	13,0	1996 - 2007	5,224/2,321
21. Словаччина	5	PWR	2034	54,3	1980 - 1999	11,270/8,005
22. Словенія	1	PWR	696	41,6	1983	7,558/7,234
23. США	104+1	PWR, BWR	100582+1165	19,4	1960 - 1996	19,803/44,527
24. Україна	15+2	PWR	13835+2000	48,1	1972 - 2005	10,068/1,715
25. Фінляндія	4	PWR, BWR	2696	28,9	1977 - 1982	0,933/17,922
26. Франція	59+1	PWR, FBR	63260+1600	76,9	1974 - 2000	68,331/8,035
27. Чеська республіка	6	PWR	3619	30,3	1985 - 2003	24,985/12,351
28. Швейцарія	5	PWR, BWR	3220	40,0	1969 - 1984	31,996/38,346
29. Швеція	10	PWR, BWR	9014	46,1	1972 - 1985	21,968/14,576
30. Південна Африка	2	PWR	1800	5,5	1984 - 1985	13,422/11,079
31. Південна Корея	20+5	PWR, PHWR	17451+5180	35,3	1978 - 2005	0,0/0,0
32. Японія	55+2	PWR, BWR	47587+2191	27,5	1970 - 2006	0,0/0,0
Всього	438+44		372482 + 38888			

² Ядерні реактори для військових застосувань в цій таблиці не враховуються.³ Із знаком «+» наводяться дані по реакторам, що станом на 2008 рік знаходилися у стадії будівництва.

1.6. Безпека АЕС України в порівнянні з АЕС світу

Міжнародним і Українським законодавством нормуються ймовірності тяжких аварій на АЕС. Фактично, безпека АЕС оцінюється ймовірністю ушкодження РУ при різних небезпечних зовнішніх і внутрішніх впливах, як то: падіння літака на будівлю РУ, землетрус, неспрацьовування захистів, втрата керування через знеструмлення, пожежі, течі тощо. Зазвичай розглядають до 80 небезпечних факторів (вихідних подій) на різних режимах роботи РУ. Такі розрахунки називаються ймовірнісним аналізом безпеки [13], вони проведені для АЕС в усьому світі, і недавно виконані й для АЕС України. Чи виділяються наші АЕС серед приблизно 500 реакторів на Землі?

У таблиці 1.9 наведені характерні результати розрахунків для деяких АЕС різних країн [14]. Відразу ж помітимо, що оскільки наведені цифри представляють ймовірності, порівняння їх коректно при однакових умовах, або, інакше кажучи, з наведеної інформації варто звертати увагу на порядок цифр, уточнення їх можливо тільки спеціальними розрахунками.

Як бачимо, найкращі показники безпеки на АЕС Японії. Історія атомної енергетики Японії, як і України, починалася в 60-і роки. Станом на 2008 рік у Японії діяло 54 ядерних реактора загальною потужністю більше 47,6 ГВт. Більшість населення у Японії підтримує розвиток атомної енергетики. Після 1986 року Японія побудувала 24 великих атомних блоки ("Онагава-3" введений у 2001 році), причому всі АЕС перебувають поблизу великих міст, у той час як в Україні в експлуатації зараз перебуває 15 енергоблоків, два з яких (майже готові) тривалий час не давали добудувати. Кримська АЕС була побудована на 80%, але була закрита, аналогічна доля Одеської й Чигиринської АЕС, усього через помилково прийнятий мораторій було зупинене будівництво 8 атомних блоків. У підсумку одержали значну залежність від поставок енергоресурсів із-за кордону.

Отже, по розрахунковому показнику небезпечних аварій, українські АЕС, по всіх існуючих типах реакторів особливо не виділяються серед АЕС 32 країн світу. Зауважимо, що концептуальні відмінності на наших АЕС все ж таки існують. Це, у першу чергу, малий у порівнянні із західними установками рівень автоматизації та, внаслідок цього, велике значення "Людського фактора" для безпеки. Розрахунки ймовірностей мають враховувати ймовірність помилки людини - оператора. Через те, що не існує вітчизняних методик врахування можливих помилок оператора, розрахунки проводяться за методикою США, спираючись на їхні бази даних, що призводить до деякого завищення результатів. У цьому сенсі проведені розрахунки можна назвати консервативними, оскільки наші оператори, за оцінками західних фахівців, мають більш високу підготовку.

Таблиця 1.9. Оцінені ймовірності тяжких аварій на АЕС.

№	Країна	Атомна станція	Імовірність тяжкої аварії
1.	США	Секвойя	$5,7 \cdot 10^{-5}$
2.		Сьоррі	$3,9 \cdot 10^{-5}$
3.		Сибрук	$2,3 \cdot 10^{-4}$
4.		Оконе	$8,8 \cdot 10^{-5}$
5.		Лімерик	$2,4 \cdot 10^{-5}$
6.		Мілістоун	$5,9 \cdot 10^{-5}$
7.		Пічботон	$2,2 \cdot 10^{-6}$
8.	Франція	СР (2)	$2,4 \cdot 10^{-5}$
9.		Палюель	$3,6 \cdot 10^{-6}$
10.		Всі АЕС	$1,0 \cdot 10^{-5}$
11.	Німеччина	Бібліс Б	$3,0 \cdot 10^{-6}$
12.	Росія	Кола-3 (Кольска АЕС)	$7,9 \cdot 10^{-5}$
13.		Балаково	$4,0 \cdot 10^{-4}$
14.		Нововороніж-5 (до реконструкції)	$5,7 \cdot 10^{-3}$
15.	Словаччина	Богуніце-3	$7,3 \cdot 10^{-5}$
16.		Моховце	$9,2 \cdot 10^{-7}$
17.	Чехія	Дуковани	$1,2 \cdot 10^{-5}$
18.	Угорщина	Пакш	$1,3 \cdot 10^{-5}$
19.	Україна	Рівне-1	$8,0 \cdot 10^{-5}$
20.		Южно-Українська	$1,5 \cdot 10^{-4}$
21.		Запорізька	$4,7 \cdot 10^{-5}$
22.	Японія	Всі АЕС	$\approx 1,0 \cdot 10^{-6}$

Вплив на здоров'я іншого небезпечного фактора – радіоактивних викидів під час роботи АЕС оцінено в порівнянні з опроміненням від теплових електростанцій у роботі фахівців Українського НДІ екологічних проблем, м. Харків, див. журнал "Ядерна й радіаційна безпека" №2 за 2002 рік. Наведемо деякі висновки й результати цієї роботи, див. таблицю 1.10. Опромінення від теплових станцій відбувається через вміст у вугіллі різних радіоактивних елементів, включаючи уран, торій, радій, свинець та інші радіоактивні ізотопи. Невеликі їхні кількості при спалюванні вугілля на ТЕС сотнями тонн (ТЕС у добу спалює потяг з 50 - 60 вагонів вугілля, до 3000 т), призводять до значних викидів радіоактивності, залежно від родовища вугілля й ступеня очищення.

Таблиця 1.10. Дозові навантаження на населення.

ТЕС, АЕС	Індивідуальна доза опромінення населення на відстані 1000 м від джерела, мкЗв/рік
Змієвська ТЕС (максимум)	31,5
Криворізька ТЕС	28,7
Трипільська ТЕС	11,1
Запорізька ТЕС	8,1
Угледгорська ТЕС (мінімум)	3,7
Запорізька АЕС	1,2
Рівненська АЕС	0,5
Южно-Українська АЕС	0,47
Хмельницька АЕС	0,23

За висновками фахівців Українського НДІ екологічних проблем «Порівняння величин індивідуальних і колективних доз, нормованих на одиницю потужності показує, що дози від теплових електростанцій значно перевищують дози від атомних.... Значення індивідуальної дози нормованої на одиницю фактичної потужності для «середньої умовної» ТЕС дорівнює 9,72 і перевищує значення індивідуальної дози нормованої на одиницю встановленої потужності для «середньої умовної» АЕС майже в 50 разів».

1.7. Створення ядерного паливного циклу

На сьогодні 15 діючих енергоблоків АЕС України забезпечуються ядерним паливом з Росії.

Враховуючи питому вагу атомної енергетики у виробництві електроенергії, міркування національної безпеки диктують необхідність підвищення ролі України у виробництві ядерного палива, зменшення залежності від поставок ядерного палива за рахунок поступового створення потужностей з виробництва ядерного палива і його компонентів.

Загальна схема ядерно-паливного циклу (ЯПЦ) включає уранове виробництво, цирконієве виробництво, фабрикацію тепловиділяючих збірок (ТВЗ), виробництво енергії на АЕС, поводження з відпрацьованим ядерним паливом (рис. 1.21).

Сьогодні виробничі потужності атомної промисловості України забезпечують:

- виробництво концентрату природного урану (U_3O_8) в обсязі близько 30% потреб АЕС України;
- виробництво іонообмінних смол у повному обсязі для випуску концентрату природного урану;
- виробництво цирконового концентрату в обсязі повної потреби України.

З урахуванням того, що реалізація розробленої 15 років тому Комплексної програми створення ЯПЦ в Україні не була забезпечена необхідними технічними ресурсами, не відповідала реаліям економіки, на сьогодні можливо констатувати, що Комплексна програма в цілому не виконується. Лише уранове виробництво ДП "СхідГЗК" у цей час (2009 рік) розвивається в параметрах, близьких до завдань Комплексної програми, але існує суттєве відставання від Програми.

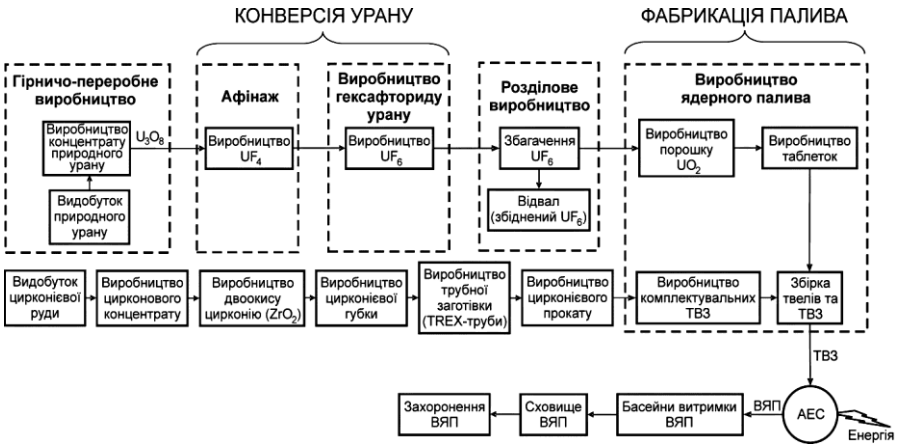


Рис. 1.21. Схема ядерно-паливного циклу.

Урядом була підготовлена цільова галузева програма розвитку уранового виробництва на період до 2030 року ("Уран України"), що є наступним кроком до реалізації Комплексної програми створення ЯПЦ в Україні. Проте на даний момент ще існує і низка суб'єктивних чинників, які стримують розвиток уранового виробництва. Вони залежать від коливання цін на світовому ринку урану.

Значною перешкодою планам прискореного розвитку уранової промисловості України є недосконалість законодавства. Для прискорення робіт з розвитку уранової промисловості необхідно внести зміни до низки законодавчих актів, зокрема, що стосуються участі місцевих рад в узгодженні надання спеціальних дозволів на користування надрами, надання гірничих відводів, викупу земельних ділянок.

Завдання атомної промисловості на період 2009-2013 роки визначені урядовими рішеннями, направлених на створення елементів власного ЯПЦ. Мета цих програм полягає у забезпеченні розвитку уранового та цирконієвого виробництв і створенні потужностей з виробництва ядерного палива та його елементів в Україні. Передбачається подолати раніше допущені відставання за цими напрямками.

Можливі такі три варіанти вирішення проблеми забезпечення атомних електростанцій України ядерним паливом:

- перший варіант – закупівля ядерного палива на світовому ринку;
- другий варіант – створення потужностей для виробництва ядерного палива силами вітчизняних підприємств і організацій;
- третій варіант – створення потужностей для виробництва ядерного палива і його елементів шляхом кооперації з іншими країнами.

На сьогодні за першим варіантом забезпечення ядерним паливом своїх атомних електростанцій здійснюють Фінляндія (4 реактори), Угорщина (4 реактори), Чехія (6 реакторів), Болгарія (2 реактори), Словаччина (5 реакторів), Україна (15 реакторів). Недолік такого варіанту полягає в повній залежності від іноземного постачальника.

Забезпечення ядерним паливом своїх атомних електростанцій за другим варіантом здійснюють країни, які володіють повним комплексом ядерних технологій, у тому числі технологією ізотопного збагачення урану. Реалізація такого варіанту в Україні на цей час вважається недоцільною у зв'язку з тим, що розробка і впровадження всього комплексу необхідних технологій потребують значних витрат і значно політизуються.

Оптимальним є третій варіант, згідно з яким в Україні створюється виробництво ядерного палива з придбанням у закордонних фірм і впровадженням технологій виготовлення комплектувальних виробів, паливних таблеток і ТВЗ, а також з придбанням на світовому ринку послуг зі збагачення урану для вітчизняного виробництва ядерного палива.

В процесі реалізації Програми передбачається:

- збільшення обсягу виробництва концентрату природного урану до 1880 тонн на рік;
- створення повного циклу цирконієвого виробництва з випуском цирконієвого прокату в обсязі 170 тонн на рік;
- створення виробництва комплектувальних виробів для ТВЗ;
- створення виробництва ядерного палива (починаючи з деконверсії урану до виготовлення ТВЗ) і будівництво першої черги заводу з виробництва ТВЗ (починаючи з комплектації тепловиділяючих елементів (твелів) до виготовлення ТВЗ) потужністю 220 тонн збагаченого урану на рік.

Створення власного виробництва ядерного палива можливе лише за умови придбання технології його виробництва у зарубіжного партнера.

Збагачений уран для вітчизняного виробництва ядерного палива планується купувати на тендерній основі на світовому ринку.

Збільшення обсягу виробництва концентрату природного урану для повного забезпечення виробництва ТВЗ для АЕС України передбачається за рахунок:

1. Підтримки і розвитку потужностей діючих шахт.
2. Збільшення обсягів видобутку уранової руди за рахунок:
 - освоєння Новокосянтинівського родовища;
 - освоєння нових родовищ урану, в т.ч. методом підземного вилуговування.
3. Збільшення обсягів переробки уранової руди.

Розвиток уранового виробництва передбачає довгострокову перспективу.

На першому етапі (до 2014 року) має здійснюватися нарощування виробництва природного урану.

У довгостроковій перспективі (2014-2030 роки) має здійснюватися нарощування до обсягів, що забезпечать потреби ЯПЦ, і відповідна підтримка виробництва урану в таких обсягах.

Обов'язковою умовою при вирішенні зазначених завдань є дотримання всіх вимог щодо забезпечення захисту населення і довкілля під час експлуатації підприємств атомно-промислового комплексу, включаючи безпечну консервацію або зняття з експлуатації окремих об'єктів, технологічних ліній і елементів, створення системи індивідуального дозиметричного контролю на всіх підприємствах галузі.

Розвиток цирконієвого виробництва передбачається за рахунок:

- технічного переоснащення діючого виробництва цирконію для виробництва двоокису цирконію, державне науково-виробниче підприємство "Цирконій" (ДНВП "Цирконій");
- будівництва і введення в експлуатацію виробництва цирконієвої губки на дослідному виробництві державного підприємства "Титан" (ДП "Титан");
- будівництва і введення в експлуатацію виробництва цирконієвого сплаву і ТРЕХ-труби на ДНВП "Цирконій";
- реконструкції і технічного переоснащення державного підприємства "Дніпропетровський завод прецизійних труб" (ДП "ДЗПТ") для виробництва цирконієвого прокату (труби, прутки, стрічка).

Для організації виробництва ядерного палива передбачається:

- вибір на конкурсній основі партнера, що володіє технологією виробництва ядерного палива для реакторів типу ВВЕР, і узгодження умов передачі до України такої технології;
- придбання технології і обладнання для виготовлення комплектувальних виробів з цирконієвого прокату і нержавіючої сталі;
- придбання технології і обладнання для виготовлення паливних таблеток із збагаченого гексафториду урану;
- придбання технології і обладнання для монтажу твелів і ТВЗ;
- розробка нормативної бази для забезпечення ядерної і радіаційної безпеки під час виробництва ядерного палива;
- будівництво комплексу з виробництва комплектувальних виробів і фабрикації ТВЗ.

У результаті досягнення запланованої Програмою "Ядерне паливо України" на 2009-2013 роки рівня розвитку атомної промисловості України буде зменшено в 2014 році на 80% залежність України від імпорту послуг з виготовлення твелів і ТВЗ і забезпечить базу для уникнення імпорту ядерного палива до 2020 року.

1.8. Розрахунок показників надійності обладнання на підставі досвіду експлуатації

Ця задача має дуже велике значення для управління безпекою. За результатами експлуатації персонал має бути переконаним, що обладнання з яким він працює відповідає світовому рівню надійності й якості. Зазвичай оцінка показників надійності обладнання проводиться шляхом точкових оцінок ймовірності інтенсивності відмов й інтенсивності відмов на вимогу. Знаходження законів розподілів цих ймовірностей – це окрема інженерна задача, яка надає важливу інформацію про випадкові процеси відмов обладнання та ступеня невизначеності при цьому. Проведення Бейсівських оцінок відповідних параметрів відмов дозволяє врахувати додатковий досвід експлуатації та покращити наявні оцінки.

Об'єднання цих задач разом з оцінкою впливу людського чинника на безаварійну роботу, проведенням соціологічних досліджень стану психологічного клімату в первинних колективах та вироблення висновків щодо покращення є одними з основних інструментів підвищення рівня культури безпеки тощо та безпеки взагалі.

1.8.1. Точкові оцінки

До основних показників надійності устаткування енергоблоку, що найбільш часто використовуються у розрахунках надійності, відносять інтенсивність відмов і ймовірність відмов на вимогу. Для ІАБ використовується припущення, що інтенсивність відмов постійна [13]. Тоді час наробітку до відмови має експоненційний розподіл. При цьому приймається припущення, що після ремонту об'єкт повністю відновлюється.

Розрахунок даних ведеться для енергоблоків діючих АЕС, надалі такі дані будуть називатися експлуатаційні дані. Для розрахунку методом точкових оцінок використовуються формули (1.1)-(1.8).

Інтенсивність відмов $\lambda(t) = \lambda$,

$$\text{де } \lambda = \frac{n}{T}, \quad (1.1)$$

n - кількість відмов;

T - сумарний час роботи, годин.

Сумарний час роботи устаткування визначається як час роботи всіх енергоблоків, за який є статистика відмов.

Ймовірність відмови на вимогу

$$P_{\text{вим}} = \frac{d}{D}, \quad (1.2)$$

де d - кількість відмов на вимогу;
 D - повна кількість вимог.

Довірчий інтервал інтенсивності відмов у наближенні, що λ розподілене за гамма-розподілом із параметрами (n, T) , (дивись Додаток 2) :
 нижня довірча границя:

$$\lambda_{0,05} = \frac{\chi_{0,05}^2(2n)}{2T}, \quad (1.3)$$

верхня довірча границя:

$$\lambda_{0,95} = \frac{\chi_{0,95}^2(2n)}{2T}, \quad (1.4)$$

де функції $\chi_{0,05}^2(v)$ $\chi_{0,95}^2(v)$ є квантилями χ^2 -розподілу з v ступенями свободи, числові значення цих функцій знаходять із довідників [122, 123] чи розраховують у математичних редакторах типу Mathcad чи MATLAB.

Довірчий інтервал імовірності відмови на вимогу у наближенні, що p розподілене за бета-розподілом із параметрами $(d, D-d)$, (дивись Додаток 2) :
 нижня довірча границя:

$$P_{0,05} = \frac{d \cdot F_{0,05}(2 \cdot d, 2 \cdot D - 2 \cdot d)}{D - d + d \cdot F_{0,05}(2 \cdot d, 2 \cdot D - 2 \cdot d)}, \quad (1.5)$$

верхня довірча границя:

$$P_{0,95} = \frac{d \cdot F_{0,95}(2 \cdot d, 2 \cdot D - 2 \cdot d)}{D - d + d \cdot F_{0,95}(2 \cdot d, 2 \cdot D - 2 \cdot d)}, \quad (1.6)$$

де функції $F_{0,05}(v_1, v_2)$ та $F_{0,95}(v_1, v_2)$ є квантилями F-розподілу з ступенями свободи v_1 й v_2 , числові значення цих функцій знаходять із довідників [122, 123] чи розраховують у математичних редакторах типу Mathcad чи MATLAB.

Нормальний логарифмічний фактор помилки (використовується для оцінок із застосуванням логарифмічно-нормального розподілу):

для інтенсивності відмов:

$$EF = \sqrt{\frac{\lambda_{0,95}}{\lambda_{0,05}}}, \quad (1.7)$$

для імовірності відмов:

$$EF = \sqrt{\frac{P_{0,95}}{P_{0,05}}}. \quad (1.8)$$

На основі точкових показників щодо надійності роботи обладнання окремих енергоблоків, об'єднавши їх у вибірку на рівні окремої АЕС чи на рівні всіх АЕС країни, можливо побудувати розподіли імовірності для параметрів надійності однотипного обладнання як це зроблено у США [124] та у МАГАТЕ [125, 126]. Результатом такого об'єднання даних є розподіли імовірності для інтенсивності відмов чи для інтенсивності відмов на вимогу для основного обладнання АЕС. Наявність такої інформації полегшує проведення імовірнісного аналізу безпеки енергоблоків, зменшує статистичну похибку такого аналізу та полегшує оптимізацію планування робіт з покращення експлуатаційних показників АЕС.

Для побудови таких розподілів використовують *стандартні розподіли імовірності* [122-131] – Додаток 2.

1.8.2. Бейєсівські оцінки

Бейєсівські оцінки [127-131] беруть назву від однойменної теореми, що названа на честь англійського вченого Т. Бейєса (Th. Bayes), який винайшов цю теорему, (у деякій літературі можна зустріти назву «Байєсівські оцінки»). Бейєсівські оцінки використовуються для вдосконалення інформації щодо імовірнісних параметрів досліджуваного об'єкта на основі досвіду експлуатації цього об'єкта.

Використовуються Бейєсівські оцінки при наявній апріорній (початковій) інформації. Слово «апріорі» походить від латинського «a priori» – «від попереднього». У ході аналізу експлуатаційних даних з'являється нова інформація, що змінює подання (імовірнісне судження) про властивості (параметри) об'єкта. Таким чином, відбувається поступовий перегляд і переоцінка апріорного подання. В результаті такої переоцінки отримуються параметри досліджуваного об'єкта, які називають – апостеріорна оцінка. Слово «апостеріорі» походить від латинського «a posteriori» – «від наступного», на основі досвіду, із досвіду.

Таким чином використання Бейєсівських оцінок проводиться при наявності нових додаткових даних та наявності початкових даних у вигляді розподілу імовірності чи точкової оцінки.

Бейєсівські оцінки завжди доречні для покращення наявних точкових оцінок надійності обладнання окремих енергоблоків чи систем.

У випадку наявності апріорних (початкових) даних у вигляді розподілу імовірності (галузева оцінка чи оцінка на рівні окремої країни) Бейєсівські оцінки необхідно використовувати у разі недоречності перепідгонки всієї сукупності точкових оцінок з врахуванням нових даних чи у разі недоступності всієї сукупності точкових оцінок, й, відповідно, неможливості перепідгонки всієї сукупності точкових оцінок з врахуванням нових даних.

Бейєсівські оцінки можуть бути використані для оцінки надійності нових видів устаткування на етапі проходження випробувань цього устаткування. В даному випадку параметри надійності цього конкретного нового виду устаткування до завершення випробувань є невідомі. В такому разі як апріорну інформацію для проведення Бейєсівських оцінок можна використати оцінені теоретичні дані щодо надійності нового виду устаткування, чи наявні дані щодо надійності аналогічного устаткування, чи наявні дані щодо надійності частин цього нового виду устаткування. Якщо такі апріорні дані відсутні, тоді застосування Бейєсівських оцінок буде некоректним. Тому, у разі відсутності такої апріорної інформації краще не застосовувати Бейєсівські оцінки, а дочекатися результатів випробувань і на основі цих результатів експерименту побудувати чи розподіл імовірності чи точкову оцінку надійності нового виду устаткування.

У деякій літературі пропонується використовувати Бейєсівські оцінки для випадку неінформативних апріорних даних, тобто для випадку відсутності чіткої початкової інформації щодо надійності обладнання. Вважаємо такий підхід неприпустимим для об'єктів підвищеної небезпеки (ОПН), де має використовуватися тільки обладнання, параметри надійності якого визначені на етапі попередніх випробувань при розробці відповідної технології. Тобто на ОПН має надходити обладнання, параметри надійності якого вже відомі.

Бейєсівські точкові оцінки.

Для одержання апостеріорного значення точкової оцінки інтенсивності відмов устаткування використовується апріорна інформація в припущенні, що величина λ розподілена за гамма-розподілом із параметрами (N, T) (формули (1.1), (1.3), (1.4), (Д2.1) та (Д2.2)) та відповідним довірчим інтервалом (формули (1.3), (1.4), (Д2.2)). Апріорна інформація отримана в результаті попереднього досвіду експлуатації чи в результаті попередніх випробувань. Тоді в результаті набутого додаткового досвіду експлуатації, який будемо характеризувати часом експлуатації t і кількістю відмов за цей час n , можна побудувати функцію правдоподібності виду (Д3.7) з відповідними параметрами (n, t) . В результаті застосування теореми Бейєса отримаємо апостеріорний гамма-розподіл з параметрами $(N+n, T+t)$ з відповідними характеристиками (формули (Д2.1) та (Д2.2)). Тобто в цьому випадку апостеріорна

точкова оцінка середньої інтенсивності відмов буде $\bar{\lambda}_{\text{апостеріорне}} = \frac{N + n}{T + t}$, а значення величин квантилей будуть відповідно

$$\lambda_{0,05 \text{ апостеріорне}} = \frac{\chi^2_{0,05}(2 \cdot N + 2 \cdot n)}{2 \cdot (T + t)} \quad \text{та}$$

$$\lambda_{0,95 \text{ апостеріорне}} = \frac{\chi^2_{0,95}(2 \cdot N + 2 \cdot n)}{2 \cdot (T + t)}.$$

При розрахунку точкових оцінок ймовірності відмови на вимогу використовується апріорна інформація в припущенні, що величина p розподілена за бета розподілом з параметрами $(d, D-d)$ (формули (1.2), (1.5), (1.6), (Д2.3)-(Д2.5)) та відповідним довірчим інтервалом (формули (Д2.4), (Д2.5), (1.5) та (1.6)). Апріорна інформація також отримана в результаті попереднього досвіду експлуатації чи в результаті попередніх випробувань. Набутий додатковий досвід експлуатації будемо характеризувати кількістю вимог N та кількістю відмов на вимогу n . Побудувавши функцію правдоподібності у вигляді (Д3.8) з відповідними параметрами (n, N) і застосувавши теорему Бейеса, отримаємо апостеріорний бета розподіл з параметрами $(d+n, D+N-d-n)$ з відповідними характеристиками (формули (Д2.3)-(Д2.5)). В такому разі апостеріорна точкова оцінка середньої інтенсивності відмов на вимогу буде

$\bar{p}_{\text{апостеріорне}} = \frac{d + n}{D + N}$, а значення величин квантилей будуть відповідно за формулою (Д2.5)

$$P_{0,05 \text{ апостеріорне}} = \frac{(d + n) \cdot F_{0,05}(2 \cdot d + 2 \cdot n, 2 \cdot D + 2 \cdot N - 2 \cdot d - 2 \cdot n)}{D + N - d - n + (d + n) \cdot F_{0,05}(2 \cdot d + 2 \cdot n, 2 \cdot D + 2 \cdot N - 2 \cdot d - 2 \cdot n)}$$

та

$$P_{0,95 \text{ апостеріорне}} = \frac{(d + n) \cdot F_{0,95}(2 \cdot d + 2 \cdot n, 2 \cdot D + 2 \cdot N - 2 \cdot d - 2 \cdot n)}{D + N - d - n + (d + n) \cdot F_{0,95}(2 \cdot d + 2 \cdot n, 2 \cdot D + 2 \cdot N - 2 \cdot d - 2 \cdot n)}.$$

Бейесовський розрахунок автоматизований за допомогою програмного забезпечення, розробленого SCIENTECH Inc. на основі електронних таблиць MS Excel. Приклади результатів оцінки надійності деякого устаткування представлені в табл. 1.11.

Таблиця 1.11. Показники надійності.

Найменування устаткування	Тип відмови	Оцінюваний параметр надійності, одиниця виміру	Кількість відмов за даними експлуатації	Наробіток на відмову або кількість вимог за даними експлуатації	Середнє значення параметра за даними експлуатації	Фактор помилки
Насоси						
MDP1-R	Відмова в роботі	λ , 1/год.	1	782	1,28E-03	9,62
MDP2-S	Відмова на запуск	P, на вимогу	2	3561	5,62E-04	4,21
MDP6-R	Відмова в роботі	λ , 1/год.	11	298080	3,69E-05	1,72
Засувки						
MOV27-E	Відмова на закриття	P, на вимогу	0	734	6,80E-04	44,54
MOV27-D	Відмова на збереження положення	λ , 1/год.	0	2172212	2,30E-07	44,58
MOV28-O	Відмова на відкриття	P, на вимогу	1	1100	9,09E-04	9,61

Висновки.

Ядерна енергетика являє собою одне з новітніх досягнень людства, що приносить значну користь. По рівням ризиків (безпеці) атомні станції значно менше інших сучасних технічних об'єктів. Значне скупчення енергії в невеликому просторі вимагає постійного розвитку й удосконалення складних технологічних процесів, спеціальної підготовки персоналу, формування у всій галузі особливого виду відносини до предмета праці й особливих (довірчо - вимогливих, відповідальних) відносин між персоналом. Культура безпеки, як новітній спосіб управління безпекою, сприяє підтримці необхідного рівня безпеки.

Питання для самоконтролю.

1. Що таке ядерна галузь?
2. Охарактеризувати структуру ядерної галузі України.
3. Навести основні відомості про АЕС.
4. Навести класифікацію атомних електростанцій.
5. Охарактеризувати роботу основного технологічного встаткування АЕС.
6. Як працює реакторна установка з водним теплоносієм?
7. Наведіть основні відомості про встаткування ядерної енергетичної установки з реактором ВВЕР-1000.
8. Наведіть порівняльні характеристики енергетичних установок.
9. Охарактеризуйте ядерну енергетику у світі.
10. Охарактеризуйте безпеку АЕС України в порівнянні з АЕС світу.
11. Охарактеризуйте складові ядерного паливного циклу.
12. Наведіть методику розрахунку показників надійності обладнання на підставі досвіду експлуатації.

РОЗДІЛ 2. ВИЗНАЧЕННЯ І ХАРАКТЕРИСТИКА КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ

Ефективність роботи з вивчення будь-якої теми значною мірою визначається ступенем розуміння та осмислення термінології, що використовується, включаючи, в першу чергу основні поняття й визначення. З погляду на те, що термін "культура безпеки" є складеним, має сенс для кращого розкриття значення терміна попередньо розглянути його складові частини. Поняття й визначення "культури" необхідно розглянути з точки зору їхньої участі в розкритті загального визначення "культура безпеки". До них варто віднести визначення культурології: культура, професійна культура, становлення культури, виховання культури, історія культури, національна культура (ментальність), культура виробництва, культура охорони праці, культура забезпечення безпеки (МОП), культура організації. Кожне уточнююче доповнення до основного поняття звужує понятійне поле, та робить визначення усе більш конкретним і придатним для опису досліджуваних об'єктів або процесів. Розглянемо їх послідовно.

2.1. Основні терміни культурології

Культура - історично досягнутий рівень розвитку суспільства, творчих сил і здібностей людини, виражений в типах і формах організації життя й діяльності людей, а також у створюваних ними матеріальних і духовних цінностях. Це визначення наводиться в Великій радянській енциклопедії. В.І. Даль розумів культуру, як "освіту - розумову й моральну". У словнику Ожегова дається таке визначення: "Культура - сукупність виробничих, суспільних і духовних досягнень людей". Там же наводяться наступні зв'язані й пояснювальні терміни: історія культури, культурність, людина високої культури, високий рівень чого-небудь, високий розвиток, уміння. Тобто поняття (іменник) "культура" використовується з доповненням, ступінь чого воно відображає, і вже за замовчуванням припускає достатній рівень розвитку (досягнень), який відповідає позитивним засадам. Але, разом з тим, у розмовній мові використовуються й негативні поняття: "людина невисокої культури", "некультурно", "низька культура (чогось)", тобто поняття "культура" допускає застосування ступенів порівняння якісного рівня. Крім крайніх ступенів: "низька" і "висока", існують проміжні: посередній, середній, невисокий рівень культури. Сприйняття цих рівнів оцінок також залежить від рівня людини, яка дає оцінку; якщо оцінка надається людиною високої культури, то поняття "середній рівень" буде означати трохи нижче його рівня, але для інших людей такий рівень може бути досить високим. Таким чином, приходимо до висновку про багатозначність поняття "культура" і можливих якісних оцінок рівнів, залежності критеріїв оцінки від рівня розвитку оцінюючого. Другий висновок з аналізу визначення – досягнення певного рівня культури – тривалий процес, що завжди має свою історію. Також можна зробити висновок про те, що процес досягнення певного рівня культури повністю залежить від об-

ставин, оточення й початкового рівня суб'єктів: й навчання, й оточення. З цієї причини цей процес можна назвати повільним, і більш відповідним синонімом йому буде слово "виховання культури". Проведений аналіз поняття "культура" дозволив нам дійти висновку: у якому би контексті поняття "культура" не розглядалося, воно завжди вказує на процеси поліпшення, перетворення, "оброблення", а також на її зв'язок з діяльністю, спілкуванням, впливом на процеси саморозвитку людини. Для конкретизації різних проявів культури перелічимо деякі широко відомі елементи культури етносу:

- Релігія (конфесія).
- Державний уклад (монархія, республіка, федерація, плем'я).
- Мова, писемність, алфавіт, діалекти.
- Житло (вид, форма, матеріали).
- Одяг (вид, форма, матеріали).
- Фольклор, література, мистецтво.
- Основний вид діяльності, відношення до праці.
- Внутрішні відносини, відношення до жінки, літніх людей, дітей.
- Організація дозвілля, традиції.
- Відношення до освіти, рівень розвитку техніки.

На підставі навіть цього неповного переліку основних елементів культури можна зробити наступне визначення: елементами культури етносу (народу) є матеріальні й духовні цінності, які характеризують організацію життя етносу та взаємодія його членів. Поняття "елементи культури" дозволяє проводити системне дослідження культури, визначати рівень культури, досягнення, що у свою чергу, дає можливість проводити її якісний опис і робити якісні оцінки ступеня її розвитку.

Професійна культура – включає сукупність спеціальних теоретичних знань і практичних умінь, пов'язаних з конкретним видом праці. Ступінь володіння професійною культурою виражається у кваліфікації й кваліфікаційному розряді. Необхідно розрізняти: а) формальну кваліфікацію, що засвідчена сертифікатом (диплом, атестат, посвідчення) про закінчення певної навчальної установи й має на увазі систему необхідних для даної професії теоретичних знань, б) реальну кваліфікацію, одержувану після декількох років роботи в даній області, що включає сукупність практичних навичок і вмінь, тобто професійний досвід [15]. Так, у ядерній енергетиці існує стійка думка, що працівник стає професіоналом як мінімум після 3-х років практичної роботи, тобто після оволодіння на практиці певними вміннями й навичками. За цей час (якщо працівник його зможе витримати) він засвоює всі нюанси професії і майстерності, раніше отримані формальні знання осмислюються, стають зрозумілими, проходять через "мозок, руки й душу". Людина, що володіє високою професійною культурою, працює впевнено й красиво, будь то зварник, оператор або викладач.

Із впровадженням нових технологій (комп'ютери, Інтернет, мобільний зв'язок) і нових тенденцій змінюється також внутрішня структура професій-

ного світу. Ієрархія скасовується, її місце займають системи, у яких **компетенція** важливіше статусу. "Виучене застаріває в новій професійно-трудоій сфері дуже швидко. Пред'являються нові вимоги: мова йде про навчання впродовж всього життя, яке має сполучатися із творчістю, умінням працювати в команді й особистій відповідальності. ...Здається, що з наступаючим століттям інформації усе більше розвиваються плюралізація, індивідуалізація й підвищуються вимоги, що пред'являються до особистої свободи. ...Це світ, що представляє одночасно більше свободи й менше безпеки" [16].

Розвиток професійної компетенції припускає освоєння й реалізацію комплексу сучасних професійних знань і практичних навичок їхнього застосування. Професійна культура фахівця, включає здатності до безперервної освіти й самонавчання. Саме тому серед об'єктивних факторів розвитку професійної компетенції працівників виділяється інформаційна грамотність, як базова здатність, що забезпечує ефективність навчання й самоосвіти.

Слід зазначити також, що з терміном "професійна культура" жорстко зв'язане поняття "професійного відбору" – установлення відповідності психофізіологічних властивостей людини, його підготовленості й навичок вимогам, пропонованим специфікою трудової діяльності. Для більшості професій АЕС професійний відбір є обов'язковим, для чого на АЕС існують спеціальні підрозділи.

Становлення культури – процес формування певного рівня культури, або її різноманітних граней (сторін). Тут термін наводиться з метою звернути увагу на поступовість процесу, його досить велику тривалість і необхідність витрат енергії (ресурсів, засобів) для досягнення успіху. Так, становлення культури мислення в процесі інтеграції знань полягає у послідовності: сприйняття → усвідомлення окремого знання → інтеграція → народження нового поняття → рефлексія способів пізнання → уміння творчого застосування способів пізнання. У педагогічній практиці доведена ефективність впливу на становлення культури мислення студентів комплексу дидактичних умов, що характеризується фундаменталізацією освіти, створенням науково-інформаційного середовища, наявністю науково-методичного комплексу.

Виховання культури - виховання базової культури особистості. Одним із провідних завдань виховання базової культури особистості є формування світогляду. *Світогляд* являє собою ціле – систему наукових, філософських, соціально-політичних, моральних, естетичних поглядів на світ (тобто на природу, суспільство й мислення). Втілюючи в собі досягнення світової цивілізації, науковий світогляд озброює людину науковою картиною світу, як системним відображенням найбільш істотних сторін буття й мислення, природи й суспільства. У світогляді проявляється єдність зовнішнього й внутрішнього, об'єктивного й суб'єктивного. Суб'єктивна сторона світогляду полягає в тому, що в людини формується не тільки цілісний погляд на світ, але й узагальнене уявлення про себе, що складається в розуміння та переживання свого **Я**, своєї індивідуальності, своєї особистості. У людини, що досягла того рівня розвитку, коли її можна назвати особистістю, всі властивості і якості

здобувають певну структуру, логічним центром і основою якої стає світогляд. Поєднуючи в собі складну сукупність ціннісних відносин людини до навколишньої дійсності, науковий світогляд інтегрує всі властивості і якості особистості, поєднує їх у єдине ціле, визначає соціальну орієнтацію, особистісну позицію, тип громадянського поведінки й діяльності. Завдяки цьому формуються світоглядні переконання. Переконання, як і знання, являють суб'єктивне відображення об'єктивної реальності, результат засвоєння колективного й індивідуального досвіду людей. *Переконання - це не щось "знаємо" і "розуміємо" – це знання, що перейшли у внутрішню позицію особистості.*

Історія культури - описує становлення культури нації, співтовариства, держави, мистецтва. (3,5 млн. посилань в Інтернеті). Стосовно до теми "культура безпеки" історія буде описана нижче.

Національна культура (ментальність) – національним менталітетом культури називаються такі глибинні структури, які визначають впродовж тривалого часу її етнічну або національну своєрідність. Як правило, риси, що характеризують ментальність тієї або іншої культури, на відміну від ідеологічних, соціально-політичних, релігійно-конфесійних й інших культуротворчих факторів, відрізняються великою стабільністю й не змінюються століттями. Більше того, менталітет національної культури, навіть перетерплюючи деякі зміни в ході історій, все-таки залишається у своїй основі постійним, що дозволяє ідентифікувати культуру на всьому її історичному шляху – від зародження до розквіту. Так, національна своєрідність російської культури впізнавана й на стадії Водохрещення Русі, і в період монголо-татарського ярма, і в царювання Івана Грозного, і під час Петровських реформ, і при житті Пушкіна, і в "срібне століття", і при радянській владі, і в еміграції, і на сучасному етапі розвитку Росії.

Певну роль у формуванні менталітету національної культури грають природні (ландшафтні, кліматичні, біосферні) фактори. Великий російський історик В. Ключевський не випадково свій "Курс Російської історії" починає з аналізу російської природи і її впливу на історію народу: саме тут закладаються початки національного менталітету й національного характеру росіян. Російська рівнина і будова її ґрунтів, річкова мережа й межиріччя, ліс і степ, ріка й безкрайне поле, яри й летючі піски – все це формувало й світогляд російського народу, і тип переважної господарської діяльності, і характер землеробства, і тип державності, і взаємини із сусідніми народами (зокрема, кочовими народами Великого степу), і фольклорні фантастичні образи, і народну філософію.

Ментальність – це світогляд у категоріях і формах рідної мови, які з'єднують у собі інтелектуальні, духовні й вольові якості національного характеру в типових його проявах. Ментальність - той незримий мінімум духовного єднання людей, без якого неможлива організація будь-якого суспільства. Ментальність народу актуалізується в найбільш важливих культурних концептах мови. Так, основоположник системного аналізу А. Богданов визначив російську ментальність трійцею національної російської тектології (рос.):

"авось, небось и как-нибудь". Така ідентифікація ментальності вказує на відчайдушність російської натури, безрозсудність російського характеру, і, у той же час, спокійну впевненість у своїх силах, що підтверджується всією історією народу. Ментальність враховується при навчанні і підготовці операторів для роботи на АЕС.

Культура виробництва – комплексна характеристика підприємства, що включає ефективність виробництва, застосування сучасних технологій, якість продукції, що випускається, безаварійну роботу, показники охорони (безпеки) праці, відповідність умов праці вимогам державної системи стандартів безпеки праці, дотримання законів про працю, виконання колективного договору й ін. Існують стійкі етимологічні форми, що характеризують передові підприємства, як то: "підприємства високої культури виробництва й організації праці".

Культура охорони праці – створення умов праці спрямованих на профілактику травматизму й нещасних випадків. Питання про культуру охорони праці розглядається на підприємстві як культура спеціального призначення. Інакше кажучи, охорона праці стає частиною корпоративної культури організації й впливає на формування позитивного іміджу організації. Культура охорони праці створюється лідерами на всіх рівнях керування організацією й досягається щоденними діями й рішеннями, а також за допомогою систем, що забезпечують діяльність фахівців з безпеки. З іншого боку, самі фахівці з охорони праці мають потребу в навчанні новим методам керування охороною праці й принципам створення позитивної культури охорони праці в організації. Розвинена культура охорони праці на всіх підприємствах – основна умова щодо запобігання смертей на робочому місці та професійних захворювань, а також з'якшення негативного впливу глобалізації.

Культура забезпечення безпеки – введено в керівництві МОП [18] як базовий термін, що характеризує безпеку праці на підприємстві.

Культура організації (корпоративна культура). Під культурою організації мається на увазі сполучення загальних цінностей, відносин і поведінкових прикладів, визнаних і поділюваних її учасниками та організацією, що надає їй специфічний характер. У цілому це поняття значить "як ми звичайно робимо й діємо". Культура організації двоїста по своїй суті – з одного боку, вона є чимсь устояним, сформованим впродовж ряду років або навіть десятиліть (залежно від часу існування самої організації), а з іншого боку – найчастіше є відображенням поглядів певної особи або групи осіб, що володіють значним впливом в організації, будучи більшою мірою ситуативним, чим стабільним станом. Рисунок 2.1 у самому загальному виді відображає процес становлення культури організації.

Корпоративна культура – це атмосфера або соціальний клімат в організації. Багато фахівців виділяють три рівні корпоративної культури: поверхневий, значеннєвий і глибинний. Поверхневий рівень – це спостережувана поведінка: манера поведінки, мова, правила, фірмові знаки, одяг (спецодяг), інтер'єр і інші зовнішні ознаки (акваріуми із золотими рибками). Значеннєвий

рівень характеризує формування цінностей і відносин, свідомість цілей. Значеннєвий рівень відображає усвідомленість професійної поведінки. Глибинний рівень корпоративної культури – вищий рівень, коли цінності сприймаються автоматично (на підсвідомому рівні), як особисті цінності.

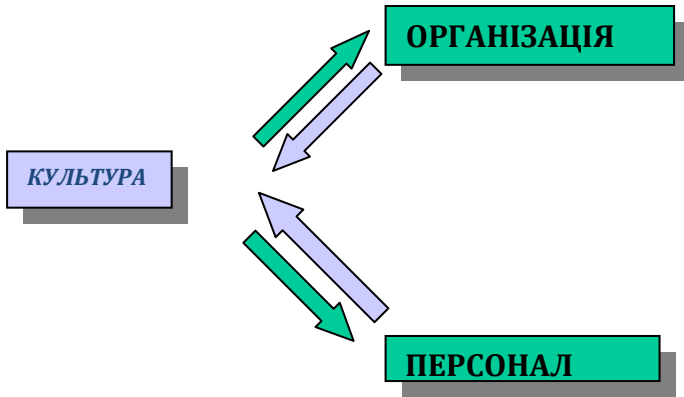


Рис. 2.1. Культура організації.

Переглядаючи ще раз всі наведені часто застосовувані терміни, неважко дійти висновку про їхній взаємозв'язок. Більше того, у принципі, необхідно розглянути термінологію й установити однозначні терміни, що характеризують культуру виробництва.

Компетентність – здатність застосовувати знання, навички й відношення до роботи на практиці з метою ведення певної діяльності або виконання роботи ефективним і кваліфікованим чином у рамках професії або посади відповідно до встановлених нормативів.

2.2. Загальне поняття безпеки

Безпека АС – властивість АС за нормальних умов експлуатації й у випадку аварій обмежувати радіаційний вплив на персонал, населення та навколишнє середовище встановленими межами.

Дане формулювання взяте з нормативного документа діючого на території СРСР – "Загальні положення забезпечення безпеки атомних станцій", ОПБ-88 [19].

У керівництвах з безпеки АС видань МАГАТЕ [20] наводиться наступне формулювання:

Ядерна безпека (або просто безпека) – досягнення належних експлуатаційних умов, запобігання аварій або ослаблення наслідків аварій, завдяки чому забезпечується захист персоналу площадки, населення й навколишнього середовища від неприпустимої радіаційної небезпеки.

Обидва визначення схожі й відображають інтуїтивне уявлення людини про безпеку. Коли мова заходить про безпеку атомних станцій, у свідомості

людини відображається можлива ядерна аварія, що може відбутися й наслідки її впливу на людину та навколишнє середовище.

Але, чи необхідно визначати (вимірювати) безпеку взагалі (при її вивченні)? Щоб питання не здавалося дивним, звернемося до інших прикладів. При вивченні руху ми не визначаємо рух, але цілком задовольняємося його кількісними характеристиками: пройдений шлях, швидкість, прискорення. При вивченні теплових явищ, визначають температуру як характеристику середньої енергії молекул, вимірюємо її непрямою величиною – довжиною ртутного стовпчика в градуснику.

Теорія інформації фактично не визначає що таке інформація, тому що досить поняття кількості інформації.

Багато авторів як основне дають визначення терміна "небезпека", а безпеку визначають як поняття протилежне (доповнення), або як відсутність небезпеки, що в принципі протиприродно й відповідає застарілій концепції забезпечення 100% безпеки.

Отже, АС є безпечною за визначенням, якщо:

- * радіаційний вплив від експлуатації АС на персонал, населення й навколишнє середовище при нормальній експлуатації та при проєктних аваріях не призводить до перевищення встановлених величин;

- * радіаційний вплив обмежується до прийнятних значень при тяжких (запроєктних) аваріях.

Виміряти (оцінити) безпеку АС, у принципі, складно. На сьогоднішній день безпека діючих блоків українських і російських АС оцінюється комплексно за множинними показниками роботи за рік (квартал), у числі яких можна назвати наступні:

- загальна характеристика роботи енергоблоку (коефіцієнт використання встановленої потужності, коефіцієнт використання часу тощо);
- готовність систем безпеки;
- стійкість роботи енергоблоку;
- вплив радіоактивних продуктів на персонал і навколишнє середовище;
- зберігання й переробка радіоактивних відходів;
- підготовка персоналу;
- стан фізичного й протипожежного захисту;
- фактори, що впливають на безпеку.

Остаточну оцінку безпеки роботи блоку роблять *експерти*, ґрунтуючись на даних звіту станції, у якому наведені названі показники.

Наведені показники безпеки оцінюються як якісно, так і кількісно, відповідно до існуючого галузевого стандарту. Якісні оцінки робляться по умовних якісних шкалах "погано - добре", "задовільно - незадовільно".

У зв'язку з великою роллю експертних оцінок, приводимо визначення поняття "експерт" відповідно до міжнародних норм [158]. *Експерт (кваліфікований експерт)* - фізична особа, яка на підставі атестації уповноваженим органом або професійним об'єднанням, ліцензії на професійну діяльність або

академічну кваліфікацію й досвіду, належним чином визнана такою, що володіє експертними знаннями у відповідній сфері спеціалізації, наприклад, в області медичної фізики, радіаційного захисту, гігієни праці, пожежної безпеки, забезпечення якості або в будь-якій відповідній інженерно-технічній або пов'язаної із забезпеченням безпеки області.

Атестація припускає наявність вищої освіти за спеціальністю у певній галузі, підтвердженою документами й, як правило, досвіду роботи зі спеціальності. Крім того, повинна бути обов'язкова процедура здачі іспитів, що підтверджує знання в організації, яка має право видавати ліцензії. Вчені, що мають науковий ступінь і постійно працюють за тематикою предмета експертизи, також можуть виступати експертами по напрямках, своєї наукової діяльності.

2.3. Оцінка безпеки на основі ризику

Безпека у всіх випадках життя в сучасному суспільстві оцінюється ризиком. Ступінь ризику для людини є єдина універсальна міра безпеки, визнана повсюдно в усьому світі. У сучасному суспільстві завжди, коли заходить мова про безпеку вказується не тільки її якісне значення (низька, висока, неповна тощо), але і її числове значення. Більше того в будь-якій сфері діяльності, згідно сучасного законодавства, мають бути виявлені всі ризики, оцінені їхні величини (значення), визначений підсумковий (сумарний) ризик і його значення мають бути оприлюднені (декларовані).

Декларування безпеки й страхування ризику стали основними принципами регулювання безпеки й запобігання аварій у розвинених країнах з початку 70 років минулого століття. Підвищення безпеки, за визначенням, відбувається при зниженні ризику, тобто поняття безпеки конкретно та має певні числові значення. **Ризик** – кількісна міра небезпеки, що визначається функцією двох змінних – імовірності небажаної події й розміру збитку від нього:

$$R = P \times U, \quad (2.1)$$

де змінна P – це імовірність аварії (небажаної події), а U – це розмір її наслідків (збиток).

Змінна P – число, відноситься до інтервалу числових значень від 0 до 1, тобто це величина, що не має розмірності. U вимірюють або матеріальними збитками, або кількістю загиблих або потерпілих (персонал і населення).

Якщо дивитися на формулу (2.1) суцільно з математичної точки зору, то, ставлячи завдання зниження параметра R , маємо можливість знизити його величину за рахунок зменшення параметра P або параметра U . Тобто запобігання аварій у розумінні зниження ризику можливо за рахунок зменшення ймовірності її виникнення або за рахунок зменшення можливих наслідків. Якщо наслідки розглядаються як летальний випадок для однієї людини, тобто $U = 1$, маємо справу з визначенням індивідуального ризику. У цьому випадку з формули (2.1) одержимо: $R = P$, тобто можна визначити поняття ризику

і як імовірність летального випадку для однієї людини (це окремий випадок загального визначення).

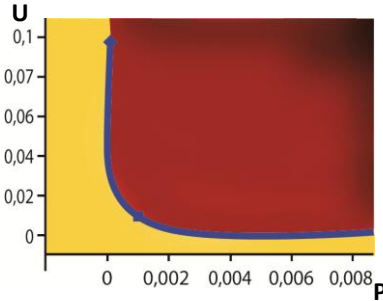


Рис.2.2. Діаграма Фармера.

Граничний ризик, ще прийнятний для суспільства відображається за допомогою лінії прийнятності на діаграмі "імовірність - наслідки". Суть діаграми (рис. 2.2), уперше сформульована французьким дослідником Фармером у 70-х роках минулого століття, проста: чим більше ймовірність небажаної події, тим меншими мають бути її наслідки. Маємо зворотно пропорційну залежність, що на площині відображається

гіперболою. Такі криві можуть бути побудовані для будь-якого ризику, небезпечного для людини або навколишнього середовища фактору.

Лінія на цій діаграмі відображає рівень припустимого ризику, зверху лінії – значення неприпустимого ризику, знизу – прийнятні значення.

Встановлення припустимого ризику, розрахунок ризику, що загрожує людині з врахуванням всіх можливих сценаріїв аварій, стану захисного устаткування й навчання персоналу, відкритість і прозорість питань безпеки, відповідне страхування й становлять суть ринкового механізму регулювання безпеки.

Розмір страхових внесків зазвичай залежить від рівня ризику. Чим менший ризик, тим менші внески, це цілком зрозуміло. Якщо є небезпека, то має бути й пропорційне її страхування. Такі процедури регулювання існують у розвинених країнах, такими вони прописані й у законах України.

Припустимі рівні ризиків в Україні ще не затверджені, а Всесвітня організація охорони здоров'я (ВООЗ) у якості припустимих рекомендує наступні рівні ризиків:

- незначний ризик - $\leq 1 \cdot 10^{-6}$;
- припустимий ризик - $1 \cdot 10^{-6} - 5 \cdot 10^{-5}$;
- високий (терпимий) ризик - $5 \cdot 10^{-5} - 5 \cdot 10^{-4}$;
- неприпустимий ризик - $\geq 5 \cdot 10^{-4}$.

На превеликий жаль, рівні ризиків, що діють в Україні, найчастіше за Європейськими мірками виявляються в діапазоні високих або неприпустимих, табл.2.1.

Таблиця 2.1. Ризики в Україні.

	Галузь	Рік	Ризик загибелі	Ризик тяжкої травми
1	Вся промисловість	Середнє за 30 років	$1,2 \cdot 10^{-4}$	a
2	Видобуток вугілля в шахтах	2006	$4,3 \cdot 10^{-4}$	$2,4 \cdot 10^{-2}$
3	Будівництво споруд	2005	$2,2 \cdot 10^{-4}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$
4	Автомобільний транспорт	2007	$2,1 \cdot 10^{-4}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$

5	Побутовий травматизм (включаючи алкогольне отруєння)	2006	$7,9 \cdot 10^{-4}$	a
---	--	------	---------------------	---

a) Офіційні дані недостовірні

Наприклад, при кількісних оцінках безпеки житла мають враховуватися всі ризики, що залежать від типу проекту, розташування будинку, небезпечних навколишніх факторів, у тому числі:

- пожежна безпека будинків і споруджень (з урахуванням кількості поверхів);

- газорозподільні мережі й газове устаткування будинків;
- радіаційна безпека – головною складовою якої у звичайних будинках є випромінювання від радону – від землі (грунту) на перших поверхах і від застосовуваних будівельних матеріалів. У випадку АЕС є багато інших джерел радіоактивності, залежно від інтенсивності яких визначається режим доступу і час перебування у відповідних приміщеннях;

- полімерні будівельні матеріали, вироби та конструкції;
- електромагнітні поля;
- ультразвукове випромінювання;
- безпеки великопрольотних споруджень від лавиноподібного прогресуючого) обвалення при аварійних впливах;

- біологічна безпека;
- вибухонебезпека;
- сейсмічна безпека;
- вібраційна безпека;
- електробезпечність;
- склад атмосферного повітря в зоні впливу підприємств, розташованих у міських поселеннях, у тому числі інгредієнти: оксиди азоту, аміак, пил, формальдегід, оксид вуглецю, сірчистий ангідрид, фенол, солі важких металів, хлористий водень.

Розглядаючи список можливих небезпек, бачимо, що частина з них представляє постійно діючі (шум, електромагнітні поля), а інша частина списку може виявитися як результат певних несправностей або відмов, тобто має випадковий характер. Сумарний вплив n незалежних випадкових факторів R_i в теорії надійності й ризику розраховується по формулі:

$$R_{\Sigma} = 1 - \prod(1 - R_i). \quad (2.2)$$

З врахуванням тільки 1-го порядку малості величин формула (2.2) може бути спрощена:

$$R_{\Sigma} = \sum R_i,$$

Тобто ризики від всіх факторів необхідно просто скласти (у більшості випадків). Зрозуміло, що всі можливі ризики мають бути оцінені у вигляді прогнозних функцій на певному інтервалі часу, для чого мають бути розроблені й офіційно затверджені відповідні методики. Такі методики існують у країнах Євросоюзу, Росії; в Україні вони існують тільки в ядерній галузі.

Якщо ризик $R \geq 10^{-3}$, то відповідно до рекомендацій Всесвітньої Організації Охорони здоров'я (ВООЗ), необхідне вжиття заходів по забезпеченню безпеки, аж до міжнародного втручання.

Законодавство багатьох країн, їхня нормативно-правова база експлуатації атомних станцій установлюють значення частот подій з летальним результатом у межах 10^{-5} - 10^{-6} подій у рік на один реактор. Згідно норм радіаційної безпеки України [21] при визначенні величини ризику оперують такими поняттями як залишковий ризик, прийнятний ризик і верхня границя індивідуального ризику. Ризик для АЕС оцінюється ймовірністю понад нормативне опромінення персоналу й населення. У якості прийнятного припустимого опромінення персоналу на сучасному етапі приймається отримана сумарна доза в 2 бери (при ЛНА на ЧАЕС – 25 бер, на початковому етапі розвитку атомної енергетики допускалося 50 бер).

Рівень залишкового ризику приймається рівним 10^{-6} за рік, величина прийнятного ризику для персоналу приймається рівною 10^{-4} за рік, а для населення – 10^{-5} за рік, верхня границя індивідуального ризику для опромінення осіб з персоналу приймається рівною 10^{-3} за рік, а для населення – $5 \cdot 10^{-5}$ за рік.

Економічний збиток не нормується законодавством, оскільки цілком зрозуміле бажання звести його до мінімуму для кожної експлуатуючої організації. Іноді, для оцінки ефективності коригувальних заходів, застосовується вартісна оцінка витрат розрахована на ризик збільшення викиду радіоактивних речовин.

На закінчення відмітимо, що оцінка безпеки на основі ризику одержала окрему назву: *ризик орієнтований підхід (РОП)*, у цей час у ДП НАЕК «Енергоатом» розроблена програма впровадження РОП (у літературі використовується також термін *РІП ризик інформований підхід*).

Міжнародна консультативна група з ядерної безпеки (ІНСАГ) - консультативний орган при Генеральному директорі МАГАТЕ – рекомендувала кількісні цілі імовірного підходу, що представляють прийнятний рівень ризику для різних гіпотетичних аварійних ситуацій. Ці рекомендовані кількісні цілі включають числові величини й відомі як імовірнісні критерії безпеки (ІКБ).

Національні органи регулювання можуть наполягати на тому, щоб рівні ризиків були навіть нижче тих, які рекомендуються на міжнародному рівні. Кількісні цілі охоплюють гіпотетичну частоту ушкоджень активної зони реактора, великі викиди радіоактивних матеріалів і вплив на здоров'я населення.

Відносно частоти uszkodжень активної зони реактора – найпоширенішої міри ризику для більшості АЕС – ІНСАГ запропонувала імовірність 1/10000 у рік для існуючих станцій і 1/100 000 у рік для майбутніх станцій.

Великий викид радіоактивних матеріалів може мати серйозні наслідки для населення й може потребувати здійснення контрзаходів поза площадкою. У цьому випадку кількісні цілі ІНСАГ становлять 1/100 000 у рік для існуючих станцій і 1/1 000 000 у рік для майбутніх станцій.

Відносно впливу на здоров'я населення ІНСАГ не надала ніяких рекомендацій щодо кількісних цілей. Однак у деяких країнах цільове значення для індивідуального ризику летального результату встановлено на рівні 1/1 000 000 у рік.

2.4. Культура безпеки на рівні експлуатуючої організації

У загальних положеннях безпеки атомних станцій редакції 2008 року [121] наведене таке визначення: «**Культура безпеки** - набір правил і особливостей діяльності організацій та окремих осіб, який встановлює, що проблемам безпеки АС як таким, що мають вищий пріоритет, приділяється увага, визначена їх значущістю».

Перше визначення наводиться у документі МАГАТЕ INSAG-4:

Культура безпеки – це такий набір характеристик і особливостей діяльності організацій і поведінки окремих осіб, який встановлює, що проблемам безпеки АЕС, як таким, що мають найвищий пріоритет, приділяється увага, обумовлена їхньою значущістю.

У сучасному виданні глосарія МАГАТЕ [120] у визначенні "Культура безпеки – safety culture" опущене слово "АЕС", тобто поняття поширюється на всі сфери захисту та безпеки. Тим самим дається визначення культури безпеки, як комплексного якісного поняття. При цьому:

1. Визнається, що культура безпеки формується як по лінії організацій (шляхом здійснення певної діяльності), так і по лінії окремих осіб (також через певні дії).

2. Визначається, що проблеми безпеки АЕС мають найвищий пріоритет.

3. Проблемам безпеки АЕС приділяється увага, обумовлена їхньою значимістю – першочергова.

Визначення, що наводиться в ОПБ-88, аналогічно, але більш частково, визначає культуру безпеки як деякий стан підготовки персоналу АЕС:

"Культура безпеки – кваліфікаційна та психологічна підготовка всіх осіб, при якій забезпечення безпеки АЕС є пріоритетною метою і внутрішньою потребою, що призводить до самосвідомої відповідальності та до самоконтролю при виконанні всіх робіт, що впливають на безпеку".

Крім наведеного визначення Культури безпеки наведемо ще основні тези доповіді МАГАТЕ з документа INSAG-4, що пояснюють визначення:

1. Культура безпеки пов'язана з особистою відповідальністю та відданістю справі всіх осіб, що займаються будь-якою діяльністю, яка впливає на безпеку атомних станцій. Далі, як ключовий елемент відзначається спрямоване на безпеку мислення, що формує внутрішню критичну позицію, виключає благодушність і передбачає прагнення до досконалості, розвиток почуття персональної відповідальності і загального саморегулювання в питаннях безпеки.

2. Такі категорії, як особиста відданість справі, спрямоване на безпеку мислення та внутрішня критична позиція, є невідчутними. Тому дуже важливо мати можливість судити про ефективність Культури безпеки. МКГЯБ вирішує цю проблему, виходячи з того, що ці невлочимі категорії призводять до відчутних проявів, які можуть діяти як показники Культури безпеки.

3. Сама по собі правильна практика, будучи важливим компонентом Культури безпеки, є недостатньою, якщо здійснюється механічно. Необхідно йти далі шляхом строгого виконання правильної практики таким чином, щоб всі обов'язки, важливі для безпеки, виконувалися точно, обережно, осмислено та з повним знанням, спираючись на здоровий глузд і почуття відповідальності.

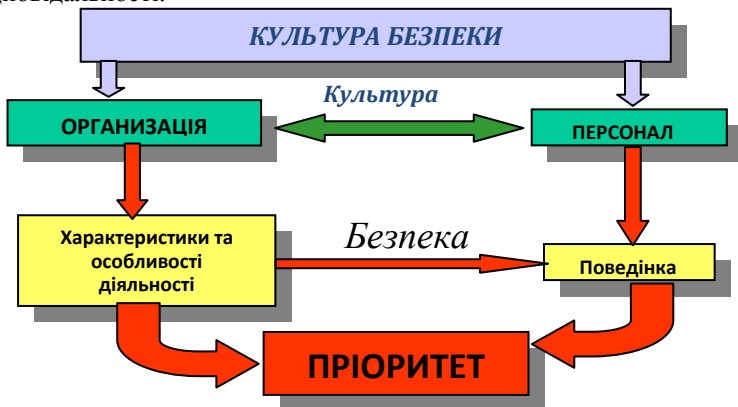


Рис. 2.4. Ілюстрація зв'язків основних складових культури безпеки.

Ми бачимо (рис. 2.4), що первісне визначення культури безпеки вбирає в себе наведені раніше поняття культурології. Воно ґрунтується на них. Дійсно, відповідно до правил з формування глосаріїв, складене визначення (поняття) містить у собі зміст його складових. Таким чином, можна зробити висновок, що культура безпеки формується через "освіту – розумову та моральну", що досягнення певного рівня культури безпеки – тривалий процес заснований на "вихованні культури", що в професійній культурі компетенція важливіше статусу, що становлення культури мислення засновано на вихованні базової культури особистості. Культура безпеки пов'язана з раніше існуючими на виробництві поняттями: "Культура виробництва", "Культура охорони праці", "Культура забезпечення безпеки" і "Культура організації". Культура

безпеки містить у собі всі складові цих понять, вона як би виросла із них, і, у той же час є фундаментом, підставою всіх видів безпеки існує на кожному підприємстві та залежить від багатьох факторів, які будуть розглянуті нижче.

Наведемо ще корисне визначення Культура безпеки (Комісія із здоров'я та безпеки Великобританії): "Культура безпеки зароджується зі структури ціннісних орієнтацій, здатностей і дій окремих людей, які встановлюють курс участі організації в діяльності по збереженню своєї цілісності, забезпеченню безпеки тощо і визначають методи та наслідки такої діяльності". Існують і інші визначення [2], які підкреслюють важливі, на думку авторів, властивості явища.

На основі наведених вище визначень ризик орієнтованого підходу (РОП) можливо дати визначення, що допускає кількісні оцінки. **Культура безпеки** – комплексна характеристика безпеки АЕС (підприємства), що відображає організацію технологічних процесів і стан підготовки персоналу, які відповідають припустимим ризикам (тяжких аварій).

Очевидно, на підставі фундаментальних визначень, які наведені вище, можна сформулювати і такі поняття як: "Культура безпеки ядерної галузі", "Культура хімічної (радіаційної, пожежної тощо) безпеки в ядерній (або будь-якій іншій) галузі". "Культура безпеки ядерної галузі" буде відображати в цілому стан у всій галузі, другий термін буде позначати (характеризувати) стан певної небезпеки в галузі.

2.5. Додаткові описи культури безпеки

Оскільки поняття "культура безпеки" вперше введено в ядерній галузі, всі поняття, що його деталізують (визначення теж) були сформовані фахівцями цієї галузі. Для вивчення всіх аспектів культури безпеки в навчальному процесі вищого навчального закладу потрібно як узагальнення розглянутих вище понять і визначень, так і їх більш детальний, у порівнянні з документами атомної енергетики, розгляд для формування необхідного стандартами освіти знання. Із цієї причини в даному посібнику введемо додаткові уточнюючі поняття та визначення, які трохи відрізняються від діючих документів АЕС і експлуатуючої організації.

По-перше, розглянемо наведене вище визначення культури безпеки з використанням ризик орієнтованого підходу. Культура безпеки – комплексна характеристика безпеки АЕС (підприємства), що відображає організацію технологічних процесів і стан підготовки персоналу, які відповідають припустимим ризикам (тяжких аварій). Таке визначення вже, без розгляду складних методів (розд. 11), дозволяє виконувати кількісні оцінки рівня культури безпеки на основі вже проведених у галузі оцінок ймовірностей тяжких аварій – руйнувань активної зони – Core Destruction – (P_{CD}) [13]. Дійсно, оскільки ймовірність тяжкої (запроєктної) аварії враховує як надійність устаткування і технологічних процесів, так і людський чинник, тоді, у принципі, можна встановити відповідність між числовим значенням ймовірностей тяжких аварій і рівнем культури безпеки, за умови, що ймовірнісні оцінки проведені коректно з врахуванням всіх можливих помилок і досягнутого рівня підготовки

персоналу. Як буде показано далі, досягнутий рівень підготовки персоналу однозначно відображає стан культури безпеки на блоці АЕС.

По-друге, введемо ще кілька визначень.

Елементи культури безпеки – це матеріальні, духовні цінності та процеси, пов'язані із забезпеченням безпеки й виконавці діяльності по забезпеченню безпеки. Це визначення наводиться за аналогією із загальним поняттям "культура" (див. п. 2.1) з метою проведення детальних аналізів.

Виконавець діяльності по забезпеченню безпеки – це організація, підрозділ, або працівник (службовець) будь-якої організації, що приймає участь у процесах життєвого циклу АЕС.

Задачі культури безпеки – це заходи, що спрямовані на неперевищення ймовірностей аварій над припустимими граничними значеннями. Задачі культури безпеки виконуються виконавцями діяльності по забезпеченню безпеки.

Культуру безпеки, у такому випадку, можна представити як деяку сукупність елементів культури безпеки та пов'язаних з ними задач культури безпеки.

Рівні реалізації задач культури безпеки далі розглядаються як сфера дій виконавців діяльності по забезпеченню безпеки. Існують наступні рівні: *індивідуальний, рівень підрозділу, організації, державний рівень, міжнародний рівень*.

Очевидно, задачі культури безпеки залежать від рівня реалізації. Короткий розгляд задач і елементів культури безпеки для ядерної енергетики України по рівнях реалізації наводиться на рис. 2.5.

Розглянемо більш докладно елементи та задачі культури безпеки, представлені на рис. 2.5, по рівнях реалізації.

На індивідуальному рівні виділяються, насамперед, соціальні якості – духовні цінності індивіда як показники здатності його органічно влитися у вже існуючий колектив або колектив, що формується, здатності прийняти принципи (задачі) культури безпеки як особисті цілі. Професійні якості як здатність індивіда виконувати професійні обов'язки виділяються як елемент культури безпеки з точки зору необхідності їхнього чіткого поділу та опису відповідно до процесів виконання робіт. Професійні обов'язки і знання

КУЛЬТУРА БЕЗПЕКИ

ЗАДАЧИ

Індивідуальний рівень

1. Якісне виконання професійних обов'язків та сприяння забезпеченню ефективного вирішення задач підрозділу.
2. Строго регламентований підхід до експлуатації устаткування.
3. Постійне навчання та підвищення кваліфікації.
4. Ретельне ведення робочих журналів та звітних документів.

Рівень підрозділу

1. Забезпечення високого рівня підготовки керівного складу та персоналу, планування перепідготовки та підвищення кваліфікації.
2. Формування ефективно працюючих робочих змін з урахуванням рекомендацій психологічної служби.
3. Забезпечення строго регламентованого підходу до експлуатації устаткування.
4. Забезпечення своєчасної звітності та ретельного ведення робочих журналів.
5. Обмін досвідом та інформацією з аналогічними підрозділами на інших АЕС України.

Рівень організації

1. Забезпечення високого рівня підготовки керівництва та персоналу АЕС, професійний та психологічний відбір, планування та проведення перепідготовки та підвищення кваліфікації.
2. Формування ефективно працюючих та згуртованих підрозділів.
3. Контроль та експертні перевірки підрозділів.
4. Формування баз даних по АЕС для передачі даних до загальнодержавної галузевої бази даних.
5. Обмін досвідом та інформацією з іншими АЕС України.

Державний рівень

1. Забезпечення високого рівня соціального забезпечення, виховання, освіти.
2. Забезпечення достатнього рівня фінансування фундаментальних досліджень спрямованих на підвищення рівня безпеки та ефективності експлуатації.
3. Забезпечення роботи ДКБ та проектних організацій.
4. Формування на основі систематизації світових досягнень та результатів вітчизняних НДР та досвіду експлуатації ефективної законодавчої, нормативної та регламентної бази.
5. Формування загальнодержавної галузевої бази даних (аналіз роботи устаткування, роботи персоналу, інцидентів).
6. Контроль та експертні перевірки експлуатуючих організацій.
7. Впровадження та використання ризик орієнтованого підходу забезпечення безпеки у відповідності до світових тенденцій.

Міжнародний рівень

1. Аналіз досвіду експлуатації АЕС, відповідної законодавчої та нормативної бази.
2. Формування на основі систематизації світових досягнень ефективних рекомендаційних документів.
3. Проведення міжнародних експертиз.

ЕЛЕМЕНТИ

Індивідуальний рівень

1. Соціальні якості:
 - * рівень виховання, дисциплінованість;
 - * характер (впливає на узгодженість дій у групі);
 - * світогляд (впливає на згуртованість колективу).
2. Професійні якості:
 - * професійно важливі особисті якості;
 - * рівень освіти;
 - * рівень професійної підготовки;
 - * досвід роботи.
3. Професійні обов'язки.
4. Знання технічної документації, регламентів, нормативів, законодавства отрасли.

Рівень підрозділу

1. Керівний склад.
2. Персонал.
3. Знання законодавчої, нормативної, регламентної бази, технічної документації.
4. Устаткування.
5. Документація та звітність, робочі журнали.
6. Зв'язок з підрозділами інших АЕС України.

Рівень організації

1. АЕС:
 - * Керівництво.
 - * Керівні підрозділи.
 - * Центр підготовки персоналу: УТЦ, УТП.
 - * Психологічна служба.
 - * Підрозділи експлуатації.
 - * Обслуговуючі підрозділи.
2. Знання законодавчої, нормативної, регламентної бази.
3. База даних (аналіз роботи устаткування, роботи персоналу, інцидентів).
4. Зв'язок з іншими АЕС України.

Державний рівень

1. Загальнодержавна політика:
 - * рівень соціального забезпечення;
 - * рівень виховання;
 - * рівень освіти;
 - * фундаментальні дослідження.
2. Проектні та конструкторські організації.
3. Кабінет Міністрів України. Регулюючий орган – Державна інспекція ядерного регулювання України.
4. Міністерство енергетики та вугільної промисловості України. Експлуатуюча організація – Державне підприємство Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом».
5. Законодавча, нормативна та регламентна база.
6. Загальнодержавна галузева база даних (аналіз роботи устаткування, роботи персоналу, інцидентів).

Міжнародний рівень

1. МАГАТЕ.
2. ВАО АЕС.
3. Інші країни з ядерною енергетикою.
4. Законодавча та нормативна база, досвід експлуатації АЕС у світі.

Рис. 2.5. Складові культури безпеки на прикладі ядерної енергетики України.

технічної документації, регламентів, нормативів, законодавства галузі виділяються окремо, як інформованість працівника щодо сфери діяльності. Обов'язковим елементом культури безпеки є висока якість документів з експлуатації та безпеки. Якщо ці документи неповні, недоопрацьовані або містять помилки, це вплине на ймовірність неправильних дій працівника, як це трапилося на АЕС "Три Майл Айленд" і ЧАЕС.

На рівні підрозділу керівний склад і персонал виділяються як індивіди, які мають виконувати свої професійні обов'язки спільно, кожен є частиною колективу – підрозділу, успіх роботи якого залежить від кожного. Ступінь інформованості колективу (знання законодавчої, нормативної, регламентної бази, технічної документації та подій, що відбуваються) на рівні підрозділу відіграє ще більшу роль, чим на індивідуальному рівні, оскільки неповна інформованість або відсутність інформації відображається на всьому підрозділі, а, значить, і на якості виконуваних завдань вже підрозділу. Роль устаткування, як елемента культури безпеки, також очевидна: чим надійніше устаткування, тим менше ймовірність аварії за тих самих умов експлуатації. З іншого боку, надійність роботи устаткування залежить від якості його обслуговування, тобто від персоналу підрозділу. Документація й звітність, робочі журнали, як на індивідуальному рівні, так і на рівні підрозділу відображають дії персоналу, зберігають їхній опис у часі, полегшують роботу персоналу в умовах величезної кількості інформації, зменшуючи тим самим ймовірність помилкових дій. Безумовно, документація й звітність, їхній стан є важливим елементом культури безпеки. Зв'язок з такими ж підрозділами на інших АЕС України дозволяє одержувати інформацію про проблеми, інциденти й відмови устаткування. Це свого роду навчання на чужих помилках. Як буде показано нижче, це один з найважливіших елементів культури безпеки.

На рівні організації виділяються як елементи культури безпеки керівництво та окремі підрозділи, як частини колективу АЕС – виконавці діяльності. Ступінь інформованості, якість документації і інформації для персоналу на рівні організації в першу чергу впливає на ефективність керування. Бази даних з аналізу роботи устаткування, роботи персоналу, інцидентам необхідні для зменшення ймовірності повторення помилкових дій, інцидентів, відмов устаткування. Бази даних дозволяють документувати поточний рівень безпеки, вони є матеріальною основою нових інформаційних технологій керування. Звісно, вони відносяться до елементів культури безпеки. Зв'язок з іншими АЕС України дозволяє здійснювати обмін інформацією, що є елементом нових інформаційних технологій керування, полегшує прийняття рішень.

На державному рівні важливе значення мають такі елементи культури безпеки, як загальнодержавна політика, рівень фінансування фундаментальних досліджень, забезпечення високого рівня роботи проектних та конструкторських організацій тощо (рис.2.5). Загальнодержавна політика, що проявляється у рівні соціального забезпечення, рівні виховання, рівні освіти – проявляється у відношенні до виконання своїх обов'язків індивідів. Рівень фінансування фундаментальних досліджень впливає як на рівень і стан проектів

АЕС у цілому і конструкції устаткування, так і на ефективність заходів, що забезпечують та коректують рівень безпеки. Природно виділити як окремі елементи культури безпеки проектні та конструкторські організації, регулюючий орган, експлуатуючу організацію – саме вони визначають політику відносно безпеки на державному рівні. Від коректності їхньої роботи залежить успішність роботи всієї галузі, а також імовірності вихідних подій. Законодавча, нормативна й регламентна база є основою діяльності всієї галузі, безумовно, це елементи культури безпеки. Роль загальнодержавної галузевої бази даних аналогічна вже розглянутим вище. Додатково відзначимо значення БД як елемента зворотного зв'язку від досвіду експлуатації – використовуючи інформацію з баз даних коригуються проекти, технічна документація, нормативні документи з метою забезпечення безпеки, підвищення рівня безпеки.

На міжнародному рівні визначальними елементами культури безпеки є міжнародні організації: МАГАТЕ та ВАО АЕС. У цих організаціях акумулюється вся основна інформація про експлуатацію АЕС у світі. На основі цієї інформації розробляються рекомендаційні міжнародні документи, які визначають напрямок розвитку всієї галузі на міжнародному рівні. У ядерній галузі на міжнародному рівні діють принципи відкритості і інформованості, тому що ядерна безпека не має границь. Важливо також по можливості використовувати пряму інформацію від інших держав з ядерною енергетикою. Врахування міжнародного досвіду дозволяє зменшити ймовірності типових відмов схожого устаткування, зменшити ймовірності аварій і інцидентів завдяки схожості основних принципів роботи АЕС у світі.

У світлі описаних елементів культури безпеки можливою **мірою** культури безпеки може бути **ефективність і якість** виконання задач культури безпеки. Таке представлення міри культури безпеки дозволяє робити її оцінки по якісних шкалах порівняння (див. розд. 4 і п. 11.10.7).

Наведене визначення елемента культури безпеки повністю корелює з підходом МАГАТЕ (див. далі розд. 7) і виражає прихильність виконавців діяльності по забезпеченню безпеки культурі безпеки. Інакше кажучи, тільки тоді, коли безпека стає внутрішньою потребою виконавця діяльності по забезпеченню безпеки, тільки тоді цей виконавець діяльності по забезпеченню безпеки стає частиною (елементом) культури безпеки.

2.6. Деякі визначення з області безпеки

Для однозначного розуміння суті подальшого матеріалу, наведемо ще кілька важливих визначень.

АВАРІЯ⁴ – порушення експлуатації АС, при якому відбувся вихід радіоактивних продуктів і/або іонізуючих випромінювань за передбачені проектом для нормальної експлуатації границі в кількостях, що перевищують встановлені межі безпечної експлуатації. Аварія характеризується вихідною подією, шляхами протікання та наслідками.

⁴ Як аварію тут і далі в тексті завжди мається на увазі подія, що пов'язана з радіаційними наслідками.

Аварійна ситуація – стан АС, що характеризується порушенням меж і/або умов безпечної експлуатації, що не перейшло в аварію.

Порушення нормальної експлуатації АС – порушення в роботі АС, при якому відбулося відхилення від встановлених експлуатаційних меж і умов, що не призвело до аварійної ситуації.

Безпосередня причина – це явище, процес, подія або стан, які обумовили порушення нормального технологічного процесу.

Корінна причина – це обставина, що викликала умови для прояву безпосередньої причини.

Експлуатаційний персонал АС – персонал, що здійснює експлуатацію АС.

Помилка персоналу – одинична неправильна дія при керуванні устаткуванням, одиничний пропуск правильної дії або одинична неправильна дія при технічному обслуговуванні та ремонті конструкцій, систем і елементів.

Кваліфікація персоналу – рівень професійної підготовленості персоналу АС.

Системи (елементи) безпеки – системи (елементи), що призначені для виконання функцій безпеки. Примітка: Системи (елементи) безпеки по характеру виконуваних ними функцій розділяються на захисні, локалізуючі, забезпечуючі та управляючі.

Функція безпеки – конкретна мета, що має бути досягнута для забезпечення безпеки.

Висновок.

Культура безпеки АЕС – головна складова частина організаційної культури, в основі якої лежить цінність безпеки виробництва – безпечного вироблення електричної енергії. Вона є головним компонентом організаційної культури АЕС, оскільки забезпечує основний принцип функціонування організації.

Питання для самоконтролю.

1. Перелічіть й сформулюйте основні терміни культурології, пов'язані з поняттям культури безпеки.
2. Наведіть відомі Вам визначення з області безпеки.
3. Сформулюйте загальне поняття безпеки.
4. Сформулюйте поняття безпеки на основі ризику.
5. Назвіть основні принципи безпеки.
6. Сформулюйте поняття культури безпеки.
7. Наведіть основні поняття теорії ризику.
8. Сформулюйте поняття культури безпеки на основі ризику.
9. Назвіть сучасну концепцію безпеки АЕС.

РОЗДІЛ 3. УПРАВЛІННЯ БЕЗПЕКОЮ НА ОСНОВІ ОЦІНОК РИЗИКУ

3.1. Аналіз ризику – найважливіша складова процесу управління безпекою

Ризик – основне поняття теорії й практики безпеки. Відповідно до сучасного законодавства України рівень безпеки визначається ризиком. Спеціаліст з безпеки підприємства, АЕС тощо, має бути компетентним з багатьох питань теорії визначення ризику [13]. Формування фахівця XXI століття вимагає глибоких знань методології аналізу ризику складних систем “людина-техніка-середовище” як сучасного інструментарію управління безпекою. Науковий кругозір майбутнього фахівця як базис безпеки, знання методологій управління ризиком формується в установах вищої освіти. Фахова освіта є необхідною умовою профілактики, запобігання, попередження надзвичайних ситуацій. Передові суспільства наполегливо ведуть пошуки найкращих методів аналізу і управління ризиком соціально-екологічних систем. Уже більше 30 років у розвинених країнах при прийнятті рішень використовуються різні методи розрахунку ризику. Створено міжнародну інформаційну мережу по обміну даними по аналізу ризиками, випускаються щомісячні журнали, з інформацією про ризик - орієнтовані методи розрахунків [132]. Насамперед це стосується потенційно небезпечних об'єктів. Існує багато програм (розрахункових кодів, чи просто кодів) з розрахунку ризиків. Один з найпоширеніших – код IRRAS (SAPHIRE), описаний у навчальному посібнику для спеціальності «атомна енергетика» [13].

Наведемо коротко зміст основних понять. По-перше й головне, понятійний апарат щодо безпеки. Чому саме ризик визначає рівень безпеки? Раніше в усіх документах з безпеки, в законах в тому числі, безпеку визначали як СТАН захищеності людини, суспільства, довкілля. Але категорія «СТАН» може мати тільки якісні рівні для порівняння: задовільний – незадовільний, високий – низький та т.і., а цього недостатньо для сучасного суспільства. Звісно, можливо створити якісні шкали для порівняння з додатковими ступенями якості, але в такому випадку необхідним є й словесний опис кожного ступеню порівняння. Для великої множини станів різних за природою небезпек отримуємо нерозв'язну задачу з реального визначення цього «стану», ось чому при необхідності детального опису небезпек людство відмовилося від такого (якісного) визначення ще у другій половині минулого століття (початок 70-х). З'явилася необхідність більш детальної класифікації стану безпеки, яка відображає нескінченну множину імовірних станів – кількісне, числове визначення. Визначення безпеки як припустимого ризику, надає можливість кількісних та прогнозних розрахункових значень небезпек. Дійсно, ризик як випадкова величина має значення від 0 до 100%, або до одиниці. Нуль відображає відсутність ризику, одиниця – достовірній, неминучий ризик. В діапазоні від 0 до 1 знаходиться нескінченна множина чисел, існує можливість їх натурального порівняння – ось причина переходу на нове визначення.

В сучасному законодавстві України прийняте таке визначення: *ризик* – кількісна міра небезпеки, яка визначається функцією двох змінних – імовірності негативної події та розміру збитку від неї. Мірою ризику у суспільстві при значенні ризику рівному одиниці ($R=1$) стає ціна життя людини. Так, події, у результаті яких один нещасний випадок із смертельним результатом відбувається на один мільйон людей, зазвичай не помічаються у суспільстві (імовірність виникнення $P(t) = 10^{-6}$) – малий ризик, а події, які мають частоту летального результату $P(t) = 10^{-3}$ – дуже великий ризик, розцінюються як нещасні випадки. Раніше ризик часто визначався як імовірність цієї постульованої події (смерті), тобто припускалося, що ризик відносна величина, завжди менша одиниці.

Відповідно до сучасних уявлень, ризик – розмірна величина, що залежить від імовірності негативної (небажаної) події і розмірів її наслідків. Найбільш просто ризик можна вимірювати тією ж величиною, що і небезпечний чинник небажаної події, тобто, летальними випадками. Загальним виміром величини ризику (як збитку) для всіх небажаних подій, служать гроші – прямі, безпосередні втрати або втрати на усунення негативних наслідків небажаної події помножені на імовірність цієї події. В такому виді маємо, на перший погляд, протиріччя з тим, що сказано вище – виміру ризику числами, іноді більшими за одиницю. Насправді протиріччя немає, в цьому випадку отримуємо вартість ризику, яку також можливо порівнювати, наприклад, для небезпек різних підприємств, або для різних небезпечних ситуацій одного підприємства. В державному регулюванні безпеки частіше використовується перша одиниця виміру ризику, міжнародні інституції (ВООЗ) встановлюють рекомендовані максимальні значення припустимого ризику на рівні 5 на 10 000 осіб на рік (5×10^{-4}). Концепція управління безпекою на основі визначень ризику має назву ризик орієнтованого підходу (РОП).

Основу концепції ризик орієнтованого підходу в питаннях управління безпекою складає порівняння поточного ризику з припустимим, а методологією ризик орієнтованого підходу служить імовірнісний аналіз безпеки (ІАБ)⁵. Результати ІАБ можуть бути використані для визначення значимості різних чинників, що дають внесок у аварію, або для висновку щодо ризиків, які створюють ПНО. В останньому випадку загально прийнято, щоб рішення про прийнятність ризику базувалися на таких трьох принципах:

— Існують рівні ризику для окремих осіб чи суспільства в цілому в зв'язку з використанням технологій, які не слід допускати безвідносно до користності цих технологій. Такі рівні часто називають межами прийнятності.

— Навіть при ризику менше зазначеного рівня, безпека не може вважатися абсолютною і знання про те, як її поліпшити, ніколи не можна вважати повними. Відповідні дії включають постійне прагнення до зниження ризику за умови, що зусилля по досягненню цих поліпшень не є необґрунтовано високими.

⁵ інші методи для аналізу ризику від АЕС застосовуються рідко

— На рівнях, істотно більш низьких у порівнянні з межею прийнятності, ризик настільки низький, що його варто вважати знехтувано малим для того, щоб уникнути непотрібних витрат ресурсів, що відволікають увагу від істотних проблем безпеки, які можуть призвести до більшого ризику іншого типу. Такий відповідно низький рівень іноді називають мінімальною межею.

Реалізація цих принципів вимагає формулювання цілей безпеки, які базуються на відповідних визначеннях ризику, що забезпечують практичність порівняння реальних рівнів ризику з цілями, його значимість і наочність. Як приклад необхідності застосування розрахунків ІАБ, у [133] наводиться посилання на проект Чорнобильської станції до аварії в 1986 році. Цей проект допускав виникнення неконтрольованого перехідного процесу з руйнуванням усіх бар'єрів унаслідок неправильного функціонування однієї системи, а саме системи управління реактивністю. Таким чином, якби імовірнісні оцінки були зроблені, то розрахована імовірність тяжких наслідків залежала б майже винятково від таких величин, як відмова з загальної причини системи управління чи людська помилка, тобто аварія в такому вигляді не могла б відбутися, завдяки завчасно застосованим заходам.

3.2. Загальноприйняті визначення з безпеки

Ризик визначається добутком імовірності виникнення можливого збитку на очікуваний розмір збитку.

Безпека являє собою прийнятний рівень ризику щодо вигод, отриманих від діяльності (активності) об'єкта, що піддається ризику.

Імовірність. Існують дві загальних інтерпретації імовірності:

Частотна імовірність (відносна частота чи емпіричний підхід) коли імовірність випадку (події **A**) визначена формулою:

$$P(A) = \lim_{n \rightarrow \infty} (X/n), \quad (3.1)$$

де X – число випадків (подій “**A**”), що відбулися з числа “ n ” повторених іспитів.

Для фіксованого “ n ”, величина $P(A)$ – відносна частотна поява випадку (події) “**A**”. Отже, збільшення числа іспитів “ n ” поліпшує оцінку імовірності $P(A)$.

Суб'єктивний підхід (підхід "ступеню переконання") визначає імовірність $P(A)$ як величину невизначеності ступеню переконання, що кожен "Суб'єкт" має відносно випадку (події) “**A**”. Наприклад, на підставі знання симетрії для монети, що підкидається, можна припустити що, імовірність випадання решки (верхньої частини) при підкиданні – 0,5. Суб'єктивний метод вимагає, щоб імовірність була призначена способом, який узгоджується із переконанням (рос. согласующимся способом).

Надійність⁶ (Reliability) – R – Імовірність того, що система спрацює задовільно (тобто безпечно) за відповідний (визначений) період часу (24 години, чи кількість циклів) та у встановлених умовах роботи.

Потенційно небезпечний об'єкт – об'єкт, на якому можуть використовуватися або виготовляються, переробляються, зберігаються чи транспортуються небезпечні речовини, біологічні препарати, а також інші об'єкти, що за певних обставин можуть створити реальну загрозу виникнення аварії;

Випадковою величиною X називається величина, що характеризується упорядкованим набором $X = (X_1, X_2, \dots)$ дійсних чисел (можливих значень) X_1, X_2, \dots . Кожному з цих можливих значень приписується відповідна імовірність реалізації цього значення p_1, p_2, \dots – розподіл імовірності величини X .

Випадковий процес є випадкова функція $x(t)$ від незалежної перемінної t . Кожен іспит дає визначену функцію $X(t)$, що називається *реалізацією* процесу чи вибірковою функцією. Випадковий процес можна розглядати або як сукупність реалізацій процесу $X(t)$, або як сукупність випадкових величин, що залежать від параметру t .

Невизначеність випадкової величини характеризує розсіювання значень випадкової величини, що спостерігаються навколо її середнього значення. Для нормального симетричного розподілу випадкової величини розсіювання описується дисперсією $D(y)$ та стандартним відхиленням σ . Невизначеність значень пов'язана з природою процесу, що досліджується, дозволяє судити про статистичні закономірності процесу та не пов'язана з помилками вимірів.

3.2.1. Характеристики невизначеності

На практиці, при обчисленнях без використання спеціальних програм, використовують статистичні дані точкових значень ймовірностей, опускаючи дані про тип розподілу ймовірностей вихідних даних і їхніх невизначеностей.

Розглянемо значення знання чинників, які характеризують точність (невизначеність) статистичних даних. На рис. 3.1. представлені криві розподілу густини імовірності нормального розподілу випадкових величини з одним і тим же математичним очікуванням, але різними дисперсіями, причому значення математичного очікування $\mu = 0,0002$ – типове значення величини випадкового небезпечного чинника. Значення дисперсії обрані наступні: $\sigma_1 = 0,00005$ – малі значення невизначеності, $\sigma_2 = 0,0001$ досить добрі значення, $\sigma_3 = 0,0003$ звичайні, що часто зустрічаються у варіантах представлення даних випадкової величини.

⁶ Визначення відповідає стандартам США і більше, ніж ДСТУ 2870 відповідає змісту цієї роботи [13].

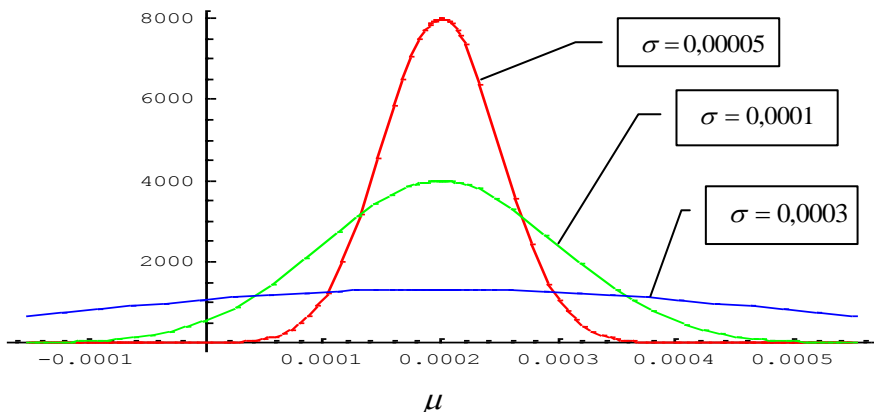


Рис. 3.1 Нормальний розподіл при різних значеннях σ .

Як бачимо, випадкові величини з більшою дисперсією як би більш розмиті навколо середніх значень, діапазон значень їхньої області існування більш широкий, максимальні і мінімальні значення більш віддалені одне від одного. Зазначимо, що геометрично стандартне відхилення σ збігається з відстанню від середнього значення μ до точок перегину кривої. Для випадкової величини Y з нормальним розподілом імовірності спостереження зазвичай розглядають три значення границь довірчого інтервалу $\mu \pm \sigma$; $\mu \pm 2\sigma$; $\mu \pm 3\sigma$; у ці інтервали попадає наступна частина значень відповідно: 0,683, 0,955, 0,997.

Для наведеного прикладу і довірчої імовірності $P = 95\%$ (діапазон $\mu \pm 2\sigma$) відповідні довірчі інтервали будуть:

(0,0001; 0,0003) для $\sigma_1 = 0,00005$, (перевага)

(0; 0,0004) для $\sigma_2 = 0,0001$,

(-0,0004; 0,0008) для $\sigma_3 = 0,0003$. Іншими словами, з імовірністю 95%, випадкова величина Y буде знаходитися в цих інтервалах. Зазначимо, що в останньому випадку, при $\sigma_3 = 0,0003$, ширина довірчого інтервалу перевищує середнє значення випадкової величини у 6 (шість) разів, тобто дані з меншими невизначеностями мають більшу перевагу, першочерговість для характеристики досліджуваного об'єкту. Крім того нижня межа останнього інтервалу виходить за межі допустимих значень – прийме від'ємне значення, на практиці це означає, що інтервал імовірного значення змінної обмежений від нуля до чотирьохкратного значення (0; 0,0008).

Нормальний розподіл грає дуже важливу роль у математичній статистиці. Воно описує випадкові величини, що мають лише загальні властивості: безперервність значень, рівноймовірність симетричних відносно μ відхилень, більша імовірність малих відхилень від μ .

Нормальний розподіл з математичним очікуванням μ і дисперсією σ^2 описується такою формулою для густини імовірності $p(y)$ випадкової величини y :

$$p(y) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\sigma^2}} \cdot e^{-\frac{(y-\mu)^2}{2\sigma^2}} \quad (3.2)$$

Довірчий інтервал – характеристика невизначеності чи недосконалості в описі випадкових величин, що базується на даному емпіричному матеріалі. У межах довірчого інтервалу з заданою *довірчою імовірністю* можна знайти значення величини, що досліджується.

Довірча імовірність P відповідає довірчому інтервалу випадкової величини X :

$X_{p1} < X \leq X_{p2}$, що обчислюється відповідно до співвідношення

$$P(X_{p1} < X \leq X_{p2}) = \int_{x_{p1}}^{x_{p2}} p dx = P_2 - P_1,$$

Де – P_1 та P_2 відповідають квантилям $P(X \leq X_{p1,2}) = P_{1,2}$.

3.3. Оцінка ризику в атомній енергетиці

3.3.1. Загальні відомості

Як будь-який інший великий промисловий комплекс, АЕС є джерелом ризику для навколишнього середовища. Ризик цей пов'язаний в основному з виробництвом, утриманням і збереженням радіоактивних речовин. Для того, щоб ризик був прийнятним, приймаються різні заходи на всіх етапах життєвого циклу АЕС, починаючи з розробки і закінчуючи її демонтажем та утилізацією всіх радіоактивних відходів. Загальний підхід до безпеки заснований на такому принципі: чим більше імовірність небажаної події, тим менш значними мають бути її наслідки. Наведене вище (п. 3.2) визначення ризику як добутку імовірності виникнення можливого збитку на очікуваний об'єм збитку, відрізняється від наведеного в нормативній документації по обмеженнях опромінення [21]: «**Ризик** – кількісна міра (імовірність) зробити шкоду (збиток) внаслідок певних подій, у тому числі внаслідок опромінення. Визначається кількістю випадків на кількість населення». Розуміння розходжень визначень у даному випадку полягає в наявності двох визначень імовірності, що наведені вище (п. 3.2). Іншими словами можна сказати, що обидва визначення презентують різні точки зору на одне і теж поняття.

Переважає більшість технічних процесів, а також багато природних явищ завдають шкоди безпеці (забруднення навколишнього середовища, шкода здоров'ю людей тощо).

Граничний ризик, ще прийнятний для суспільства, може бути відображений за допомогою лінії прийнятності на діаграмі «імовірність-наслідки»

(рис. 3.2).

Діаграма «імовірність-наслідок» на рис. 3.2 представлена для згаданого прикладу з атомною енергетикою, де ризик оцінюється індивідуальною поглиненою дозою опромінення, а ризик у залежності від імовірності може бути представлений діаграмою Фармера. Як бачимо, припустимий і неприпустимий ризик знаходяться по різні сторони кривої. Крива зображує граничний припустимий ризик при різних ймовірностях небажаних наслідків, тобто представляє ту припустиму величину, що може дозволити держава і суспільство відповідно до стану своєї економіки. Математично крива являє собою гіперболу: $P \cdot D = \text{const}$ ⁷. Асимптотами гіперболи на ділянці, що розглядається, будуть: уздовж осі імовірності (абсцис) припустимий рівень опромінення при нормальних умовах експлуатації, а уздовж вертикальної осі (ординат) ті маленькі імовірності, які немає сенсу враховувати у зв'язку з їх малістю, чи внаслідок великої вартості заходів щодо захисту від тих можливих дуже рідких подій, що можуть призвести до таких наслідків (опромінення).

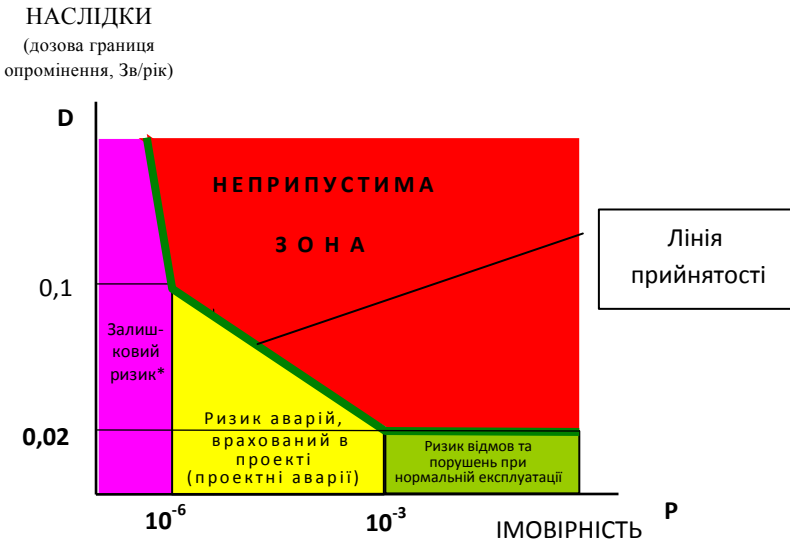


Рис. 3.2. Діаграма "імовірність - наслідки" для небезпечного фактору "опромінення".

При нормальній експлуатації АЕС України опромінення 0,02 Зв⁸ допускається з імовірністю $P_d = 10^{-3}$. Така доза в дуже рідких випадках, з частотою не більше 10^{-3} призводить до фатальних наслідків. Таким чином, загальний припустимий ризик встановлюється нормативним документом на рівні не більше 10^{-6} . Для порівняння в таблиці 3.1 наведені дані по найбільш

⁷ На рис.2.3 гіпербола замінена трьома відрізками.

⁸ Нещодавно ця цифра дорівнювала 0,04 Зв, під час ЛНА на ЧАЕС – 0,25 Зв.

ших ризиках на території України в останні роки від інших небезпечних чинників. Більш докладні дані можна знайти на інтернет-сторінці Міністерства надзвичайних ситуацій України.

Таблиця. 3.1. Найбільші ризики в Україні від різних небезпечних чинників.

Роки	Чисельність населення	Фоновий ризик смертності						
		Від усіх причин	На транспорті	Випадкові отруєння	Суйциди	Потоплення	Вбивства	На виробництві
1998	50048069	$1,40 \cdot 10^{-3}$ 69912	$1,40 \cdot 10^{-4}$ 6996	$2,51 \cdot 10^{-4}$ 12585	$2,97 \cdot 10^{-4}$ 14860	$1,03 \cdot 10^{-4}$ 4523	$1,22 \cdot 10^{-4}$ 6109	$3,01 \cdot 10^{-3}$ 1504
1999	49653500	$1,43 \cdot 10^{-3}$ 71239	$1,34 \cdot 10^{-4}$ 6674	$2,60 \cdot 10^{-4}$ 12901	$2,91 \cdot 10^{-4}$ 14452	$1,05 \cdot 10^{-4}$ 5192	$1,26 \cdot 10^{-4}$ 6260	$2,66 \cdot 10^{-3}$ 1321

Отже, лінія прийнятності, як це впливає з аналізу діаграми, відображає сформоване в даний час у суспільстві поняття **припустимого** ризику, на основі частот природних і техногенних подій.

Дещо забігаючи вперед, наведемо формулу для обчислення величини ризику аварії на АЕС. Ризик $R_{m,i}$ в результаті аварії виду i , викликані подією виду m (наприклад, розривом трубопроводу з теплоносієм першого контуру), стосовно до реакторної установки може бути спрощено представлений співвідношенням:

$$R_{m,i} = F_{m,i} \cdot D(C_{m,i}), \quad (3.3)$$

де

$F_{m,i}$ - середня щорічна кількість (частота) аварій виду i , що можуть відбутися на реакторі через те, що відбулася подія виду m ;

$C_{m,i}$ - активність радіоактивних матеріалів, Бк, що можуть вийти в атмосферу з захисної оболонки реактора під час аварії виду i , ініційованої подією виду m ;

$D(C_{m,i})$ - небезпека, що виникає в результаті витоку радіоактивних продуктів в атмосферу, що залежить від ряду інших параметрів навколишнього середовища, таких, як атмосферні умови, коефіцієнти переносу радіоактивних продуктів, розподілу густини населення і т.д.

Визначення величин $F_{m,i}$, D , $C_{m,i}$ і, у підсумку, величини R і складає основу задачу ІАБ.

Законодавство багатьох країн, їхня нормативно-правова база щодо експлуатації атомних станцій встановлюють значення частот подій з летальним результатом у межах $1 \cdot 10^{-5} \div 1 \cdot 10^{-6}$ подій у рік на один реактор. Відповідно до норм радіаційної безпеки України [21] при визначенні величини ризику оперують такими поняттями як залишковий ризик, прийнятний ризик і верхня межа індивідуального ризику. Рівень залишкового ризику приймається на рівні $1 \cdot 10^{-6}$ за рік, величина прийнятного ризику для персоналу приймається на рівні $1 \cdot 10^{-4}$ за рік, а для населення – $1 \cdot 10^{-5}$ за рік, верхня межа індивідуального ризику для опромінення осіб з персоналу приймається на рівні $1 \cdot 10^{-3}$ за рік, а для населення - $5 \cdot 10^{-5}$ за рік.

Якщо ризик $R \geq 1 \cdot 10^{-3}$, то відповідно до рекомендацій Всесвітньої Організації Охорони Здоров'я (ВООЗ), необхідно вживати заходи по забезпеченню безпеки.

Економічний збиток не нормується законодавством, оскільки цілком зрозуміле бажання звести його до мінімуму. Іноді, для оцінки ефективності коригуючих заходів, застосовується вартісна оцінка витрат у розрахунку на ризик збільшення викиду радіоактивних речовин.

3.3.2. Алгоритм розрахунку ризику від АЕС на основі ІАБ

Якісна оцінка ризиків виконується за стандартизованими алгоритмами, що описані нижче. Кількісна оцінка ризиків, як правило, виконується з використанням комп'ютерних програм – імовірнісних кодів, що розроблені для проведення імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ). ІАБ – це математичне моделювання можливих аварій на основі знань взаємодії елементів і систем безпеки АЕС під час аварій. Розвиток аварій моделюється сценаріями проходження аварій – деревами подій (ДП), відмова систем безпеки моделюється за допомогою дерев відмов (ДВ). Коди з використанням саме моделей дерев подій і дерев відмов, зокрема IRRAS, SAPHIRE та інші є найбільш розповсюдженими.

Коротко опишемо головні кроки процесу ІАБ (PRA - Probability Risk Assessment – імовірнісний аналіз безпеки (ризик)), що виконується за допомогою коду SAPHIRE для АЕС. Існує три стадії розрахунків. Перший розрахунок, який виконується – це розрахунок частоти ушкодження активної зони реакторної установки, або ІАБ І рівня. Результатом ІАБ-І є частота станів з ушкодженням активної зони реакторної установки при розглянутих вихідних подіях. У повному об'ємі імовірнісного аналізу безпеки мають розглядатися усі вихідні події, що передбачаються проектом [13].

При цьому відбувається:

- ідентифікація аварійних послідовностей і визначення їхньої частоти;
- ідентифікація важливих елементів в аварійних послідовностях;
- класифікація аварійних послідовностей у стані ушкодження станції.

Дерева подій – це логічні представлення значних реакцій атомної станції, як складної технічної системи, на ініціюючі (вихідні) події. При цьому:

- результатом кожної послідовності може бути або безпечний результат (кінцевий стан) – **ОК (безпечно)**, наприклад, безпечна зупинка РУ, або аварійний результат – ушкодження активної зони – **CD (core destruction)**;
- дерева подій відображають залежність систем і функцій безпеки для конкретних вихідних подій;
- дерева подій забезпечують повне простеження (перегляд) аварійних послідовностей.

Дерева подій, відображаючи шлях розвитку аварії, виконують наступні функції:

- визначають аварійні послідовності;
- визначають істотні функції безпеки системи;
- визначають кількість послідовностей, що враховуються в моделі.

Приклад дерева подій для аварійної ситуації на реакторі наведено на рис. 3.3 [13].

Дерева відмов - логічні представлення ймовірних відмов системи, що можуть відбуватися і призводити до небажаної події. При цьому:

- небажана подія представлена на вершині дерева відмов.
- схеми дерева відмов точно визначають логічні комбінації базисних подій, що призводять до максимальної відмови – верхньої події.
- IRRAS на основі дерева відмов проводить аналіз системи, визначає мінімальні перерізи системи й імовірність відмови системи.
- дерева відмов можуть використовуватися, щоб ідентифікувати "слабкості" системи.
- дерева відмов можуть допомагати розпізнавати взаємозв'язки між подіями і відмовами.

Дерева відмов складаються з базисних подій, з'єднаних логічними елементами, де:

- логічні елементи представляють булеву операцію (наприклад, з'єднання, перетинання) базисних подій.
- базисні події представляють ушкодження (дефект) - такий як відмова устаткування, людська помилка, несприятлива умова тощо.

Приклади дерева відмов наведені в посібниках з ІАБ.

Кроки кількісної оцінки аварійних послідовностей:

- Зв'язування моделей дерев відмов і послідовностей дерева подій.
- Визначення набору мінімальних перерізів для кожної аварійної послідовності.
- Кількісна оцінка мінімальних перерізів аварійних послідовностей з даними.
- Додавання дій відновлення систем оператором і відмов із загальної причини [13] (якщо немає вже у дереві відмов і моделях логіки дерева подій).
- Визначення домінуючих аварійних послідовностей.
- Розбивка послідовностей аварій у відповідні стани ушкодження станції.
- Виконання аналізів чутливості, значимості і невизначеності для аварійних послідовностей.

Мета імовірнісних аналізів безпеки, як бачимо, полягає у забезпеченні гармонійності концепції безпеки, квантофіцюванні ризику, у тому числі залишкового ризику на всіх етапах життєвого циклу АС і розвиток концепції безпеки.

Крім описаного ІАБ-1, в об'єм імовірнісних аналізів безпеки АС можуть входити розрахунки інших рівнів:

- * ІАБ-2;

- * ІАБ-3;

а також ІАБ-0, і “Living PSA” - “живий ІАБ”.

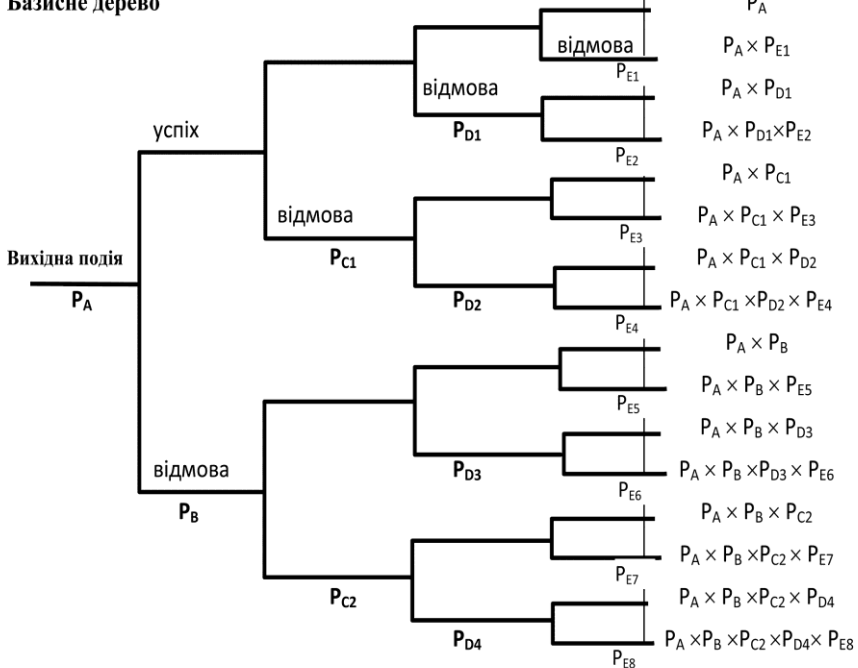
ІАБ-2 – визначає кількість продуктів радіоактивного розпаду, що викидаються, при ушкодженні чи руйнуванні активної зони ядерної установки, ізотопний склад продуктів розпаду - розмір викидів, і оцінку ймовірностей чи частот таких подій тобто ІАБ-2 розглядає запроектні аварії.

Перелік вихідних подій для виконання ІАБ-2 виходить при класифікації станів з ушкодженням джерел радіоактивності (реакторна установка й інш. джерела) при виконанні ІАБ-1.

ІАБ-3 – містить аналіз розповсюдження радіоактивних речовин при запроектній аварії - руйнуванні чи ушкодженні активної зони (чи інших джерел радіоактивності на АС), у залежності від метеорологічних, кліматичних, гідрографічних і інш. умов протікання запроектної аварії. Результати ІАБ-3 використовуються для розробки плану заходів щодо захисту населення при тяжких аваріях.

Розрив трубопроводу	Електричне живлення	Система аварійного охолодження активної зони реактора (ECCS)	Видалення (локалізація) продуктів ділення ядерного палива	Цілісність гермооболонки	Значення імовірності (кінцевий стан)
A	B	C	D	E	

Базисне дерево



Зменшене дерево

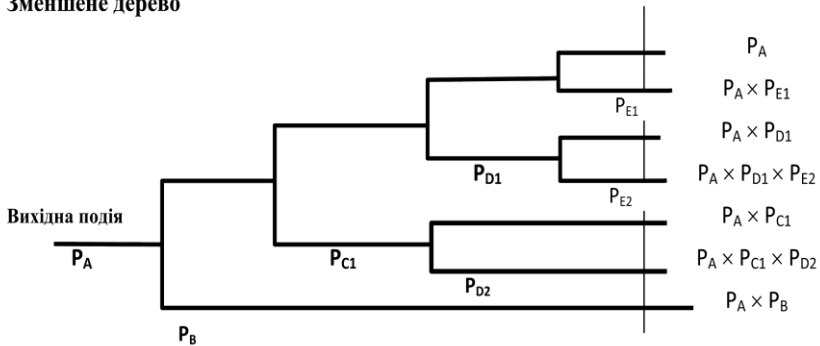


Рис. 3.3. Дерево подій для аварії «Велика теча» (розрахунок імовірності кінцевих станів).

Примітка. Через те, що імовірність відмови (неуспіху) – P , є число, яке менше ніж 0,1, тому імовірність успіху $(1-P)$ завжди близька до 1. Таким чином, імовірності пов'язані з успіхом (верхні гілки) у дереві прийняті рівні 1.

“Living PSA” - “живий ІАБ” – періодично поновлюваний імовірнісний аналіз безпеки АС. У розрахунках враховуються всі зміни, що проведені на блоці під час ремонтів і технічного обслуговування. Використовується для оцінки проведених заходів щодо безпеки. Може використовуватися для надання допомоги оператору в оцінці подій, що відбуваються на блоці АС і прийняття правильних (оптимальних) рішень управління при різних модернізаціях. Очевидно, що для таких розрахунків також мають бути заготовлені заздалегідь усі вихідні дані і математичні (імовірнісні) моделі розв’язуваних задач.

Методологія проведення імовірнісного аналізу безпеки 1 – 3 рівнів, а також взаємозв’язок на кожному рівні задач наведені в [13].

На завершення, слід зазначити, що об’єм і зміст ІАБ залежить від поставлених задач і цілей аналізу, а доцільність включення різних задач в об’єм імовірнісних аналізів безпеки АС рівнів ІАБ-2, ІАБ-3 постійно уточнюється.

3.4. Можливості управління ризиком. Принцип АЛАРА

У випадку з опроміненням, відповідно до норм радіаційної безпеки України (НРБУ-98) при визначенні величини ризику оперують такими поняттями як залишковий ризик, прийнятний ризик і верхня межа індивідуального ризику (див. п. 2.3 та п. 3.3.1). Чи можуть ці цифри бути менше і що для цього необхідно зробити? Чи іншими словами, які реальні способи управління ризиком опромінення існують у розпорядженні атомників? Щоб відповісти на це питання звернемося до формули ризику для даного випадку:

$$P \cdot D = R_D.$$

Величина імовірності причини опромінення **P** (порушення цілісності реактора) це добуток імовірності вихідної події на імовірність відмов захисних і локалізуючих систем безпеки (СБ) АС при необхідності їхнього спрацьовування (при аварії). Для зменшення імовірностей потрібно підвищення надійності СБ, що не просто і дорого. Інший варіативний член формули – поглинена при даному типі аварії доза опромінення **D** може бути знижена шляхом обмеження часу опромінення, чи застосуванням спеціального захисного оснащення. Але на даному етапі розвитку атомної енергетики це практично неможливо, тому що вимагає для персоналу АЕС зниження тривалості робочого тижня і, відповідно, збільшення кількості персоналу, що держава не може дозволити з економічної точки зору. Великого сенсу в цій дії також немає, тому що шкідливий вплив таких доз знаходиться на прийнятному рівні [21] і вони рекомендовані МАГАТЕ як припустимі для АЕС в усьому світі.

Узагалі ж, у світовій практиці при управлінні ризиком, прийнято користуватися принципом АЛАРА⁹:

«Будь-який ризик має бути знижений настільки, наскільки це практично досяжно чи ж до рівня, який настільки низький, наскільки це розумно досяжно».

⁹ АЛАРА - (ALARA as low as reasonably achievable) - так низько як це розумно досягне

При визначенні припустимого ризику необхідно враховувати шкоду від потенційно небезпечних технологій у порівнянні з вигодою, що вони приносять. Не треба також й сильно завищувати вимоги, припустимий ризик може бути на рівні ризику, що допускається людиною у повсякденному житті для самого себе (добровільним ризиком). Для рішення задачі в такій постановці, вимір ризику має бути універсальним, не прив'язаним до ймовірностей, тому що ймовірності можна порівнювати тільки для однакових об'єктів і для тих самих умов. Такою універсальною одиницею виміру ризику є чи гроші, чи кількість летальних випадків на мільйон населення чи персоналу. Відзначаємо також, що у світовій практиці задачі вибору припустимого ризику вирішують методом «витрати - користь».

3.5. Класифікація ризиків

У зв'язку з наявністю в літературі різних визначень та трактувань ризику й пов'язаних з ним понять, розглянемо можливу класифікацію ризиків (рис.3.3). Зазначимо, що іноді за визначення ризику приймають одну з ознак класифікації. Схема рис.3.3 являє собою систематизацію даних, викладених у різних джерелах. Розглянемо важливі ознаки класифікації більш докладно.

Класифікація по виду джерела ризику:

- Внутрішній ризик (пов'язаний з функціонуванням підприємства).
- Зовнішній ризик (пов'язаний із функціонуванням підприємства).
- Зовнішній ризик (пов'язаний із зовнішнім середовищем і не залежить від функціонування підприємства).
- Людський чинник (ризик, пов'язаний з помилками людини).

Для ПНО (АЕС) ці ознаки класифікації – це розподіл вихідних подій (ВП) на внутрішні та зовнішні. Внутрішні ВП – це відмови устаткування або порушення роботи устаткування в результаті помилок персоналу чи інших причин. Зовнішні впливи (які часто називаються зовнішніми подіями) – це події, що створюють екстремальні явища в навколишньому середовищі, загальні для ряду технічних систем (землетруси, повені, сильний вітер, карстові провали, падіння літаків і т. і.). Внутрішні впливи включають внутрішні затоплення, пожежі та предмети, що летять і т. і.

Втрата зв'язку із зовнішньою енергосистемою (повна чи часткова) іноді відноситься до зовнішніх впливів, але зазвичай рекомендується розглядати її як внутрішню ВП. Тут мають враховуватися і такі порушення електропостачання як надмірні коливання напруги чи частоти.

Визначені вихідні події зазвичай розташовуються по порядку, наприклад, для АЕС:

- Перелік аварій із втратою теплоносія (течі - LOCA) у залежності від розмірів розриву.
- Перелік теч з певними фізичними характеристиками.
- Перелік теч, що впливають на захисні системи безпеки.
- Перелік перехідних процесів, характерних для даної АС.

- Перелік перехідних процесів, обумовлених відмовами підтримуючих систем, що впливають на захисні системи безпеки.
- Перелік джерел впливів (внутрішніх та зовнішніх).

Існує також специфіка проблеми підвищення надійності роботи людини в умовах ПНО, зокрема АЕС, тому що це умови підвищеного ризику. Особливе значення має висока відповідальність за кожне рішення, необхідно у кожний момент мати повне уявлення про стан технологічного процесу управління та бути готовим до точних та своєчасних дій. Імовірні дії людини-оператора в залежності від різних чинників: рівня теоретичної та практичної підготовки (умінь та навичок), типу характеру, стажу роботи з даної спеціальності, типу роботи по складності та відповідальності, складу бригади, умов роботи (наявність інструкцій, умов виробничого середовища) і таке інше, – вивчалися та вивчаються фахівцями і враховуються у розрахунках разом з іншими джерелами ризику.

Класифікація по величині нанесеного збитку вже розглядалася у цьому розділі: припустимий ризик, граничний, неприпустимий та катастрофічний (рис.3.2). Часто така оцінка наноситься на діаграму «імовірність - наслідки», де по осі ординат поруч з частотою події наводиться також її текстова оцінка, а по осі абсцис загальноприйнята оцінка наслідків. Варто зазначити, що ці оцінки в різних країнах різні. Зверніть увагу, що при нормальній експлуатації допускаються події, що мають незначні наслідки (лінія прийнятності не доходить до осі абсцис), також як і не можна виключити цілком події малої імовірності, що мають надзвичайно малі імовірності – залишковий ризик.

Лінія прийнятності, як впливає з рис. 3.2, при $D = 1$, відповідає імовірності $P \approx 10^{-6}$. Звичайно, при класифікації за рівнем небезпеки, прийнято вважати неприйнятним ризик більше 10^{-4} , прийнятним – ризик менше 10^{-6} , безумовно прийнятним – ризик менше 10^{-8} . Природними межами ризику для людини є діапазон між 10^{-3} (імовірність захворюваності) та 10^{-6} – максимальний рівень ризику від природної катастрофи).

Існує шкала порівняння ризиків смертності, яка уперше запропонована в роботі [27] для цілей порівняння значень ризиків смерті та ризиків різного походження, для порівняння різних небезпек, табл.3.2

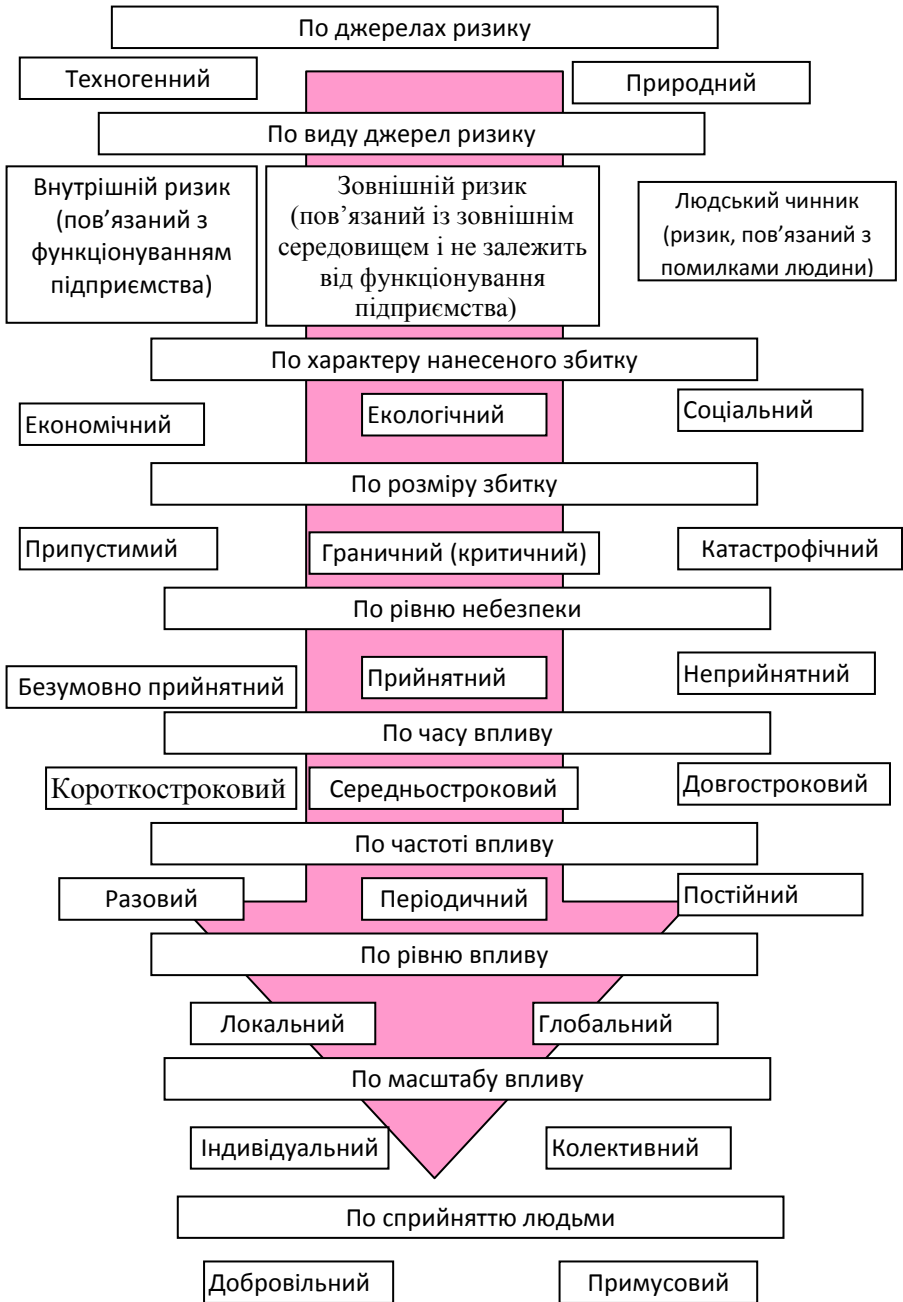


Рис. 3.4. Схема класифікації ризиків.

Таблиця 3.2. Шкала порівняння ризиків смертності.

Упорядкована шкала ризиків смертності								
Низький			Середній		Високий			
$< 10^{-8}$	10^{-8}	10^{-7}	10^{-6}	10^{-5}	10^{-4}	10^{-3}	10^{-2}	$>10^{-2}$
Нехтуваний	Низький	Відносно низький	Середній	Відносно середній	Високий	Дуже високий	Екстремальний	
1	2	3	4	5	6	7	8	

Істотним для атомної енергетики є ознака класифікації **по сприйняттю людьми**: добровільний і примусовий ризик. Ризик, пов'язаний з аваріями на підприємстві для працюючих на ньому буде добровільним, для населення, що проживає поблизу підприємства – примусовим. Цікаві спостереження і думки щодо сприйняття ризику наводяться в роботі [134], що являє огляд даних зібраних Науковим комітетом з дії атомної радіації при ООН за 30 років його діяльності. У дослідженні наводяться дані опитування населення США щодо їхньої оцінки ризику від різних побутових і техногенних чинників, включаючи атомну енергетику. Там же приводяться і реальні статистичні дані щодо впливу цих чинників. Усього розглядалося 30 чинників, у тому числі: паління, вживання спиртних напоїв, ризики що пов'язані з поїздками на автомобілях, мотоциклах, літаках, заняттями полюванням, альпінізмом, побутові травми і таке інше. За даними опитування більшість груп населення ризик від атомної енергетики ставлять на перше місце, хоча за об'єктивними статистичними даними збиток здоров'ю людей від паління і вживання спиртних напоїв у 1500 разів вищий (1 і 2 місце по статистиці), а атомна енергетика займає 20 місце в ряді ризику після багатьох чинників. Таке невинуватене завищення небезпеки від використання атомної енергії автори пояснюють, впроваджуючи поняття **добровільного ризику і ризику по примусу**. Ризик по примусу розцінюється людьми як додатковий ризик і вони вправі вимагати, щоб він був знижений до дуже незначного рівня, у порівнянні з ризиком прийнятим добровільно для самих себе. Допускаючи подібний ризик, вони також можуть висловити бажання одержувати інформацію, якими шляхами здійснюється контроль над небезпечними чинниками і як здійснюється управління в потенційно небезпечних галузях промисловості з метою зменшення подібного ризику.

У випадку з атомною енергетикою люди сприймають ризик по примусу більш вороже ще і тому, що почувають себе безпомічними перед обличчям небезпеки, що загрожує їм, не маючи можливості її контролювати або застосовувати засоби захисту від неї. У країнах, що мають розвинену атомну енергетику, питання сприйняття ризику добре пророблені фахівцями. У результаті у цих країнах діють процедури погодження рішень з безпеки громадськістю на всіх етапах життєвого циклу АЕС, починаючи з проекту і до зняття з експлуатації. Розумне сполучення переваг розташування АЕС у регіоні (роз-

виток регіону, високий рівень життя, пільговий тариф на електроенергію, пільгове медичне обслуговування і т. і.) і прийнятної ризику, виключають поняття примусового ризику і сприяють розвитку атомної енергетики. Можна вести мову про перехід ризику з категорії «примусовий» у категорію «добровільний». Цікаві спостереження з цього питання наведені в роботі фахівців Інституту ядерних досліджень НАН України [135], які провели дослідження з кількості публікацій на одиницю потужності АЕС у восьми країнах, що мають найбільше атомних енергоблоків. «Виходячи з відсотку друкованих робіт з усіх розглянутих питань атомної енергетики від світової, рівень її наукової підтримки найменший в Україні (біля 0,4%) та найбільший у США (28%)». Як бачимо, розходження складають 70 (сімдесят!) разів. Зрозуміло, що при такому низькому рівні роботи з населенням, неможливо здобути підтримку, не можна навіть вести мову про добровільний ризик. Людина, якій властиве почуття самозбереження, залякана алярмістською (alarm - тривога) інформацією людей із науковими ступенями, але без відповідних медико-біологічних знань ядерної безпеки, політиками, що вербують електорат, готова відмовитись від атомних джерел енергії, не усвідомлюючи весь комплекс подальших соціально-економічних та екологічних наслідків.

3.6. Визначення ризику на якісному рівні

Якісне визначення ризику, як було сказано раніше, є одною з процедур управління ризиком. Кількісне значення ризику визначати складно та й не завжди потрібно. Дуже часто, а саме, коли заздалегідь відомо, що ОПН не створює високого ступеня ризику, достатньо якісних оцінок. Але при цьому необхідно дотримуватися певних процедур аналізу та послідовності дій. Це також кропітка робота, яку мають виконувати фахівці з достатнім досвідом роботи у своїй галузі виробництва, тому що давати оцінки на якісному рівні, на основі яких приймаються рішення – це відповідальна справа.

Визначимо деякі терміни. У першу чергу з'ясуємо різницю між термінами «аналіз» і «оцінка» ризику. МАГАТЕ у своїх публікаціях проводить таке розділення між оцінкою й аналізом. **Оцінка** має на меті одержання інформації, що є основою для ухвалення рішення у відношенні того, наскільки задовільним є те, що розглядається. При цьому, як інструменти, можуть використатися різні види аналізу. Отже, оцінка може включати цілий ряд аналізів – це підсумковий результат дослідження.

До методів визначення ризику на якісному рівні відносяться:

- Аналіз видів критичності і наслідків відмов (АВКНВ);
- Аналіз видів і наслідків відмов (АВНВ), більш відомий в латинській транскрипції - **FMEA (Failure Modes and Effects Analysis)**.

Основні положення цих методів викладені в міждержавному стандарті «ГОСТ 27.310-95. Надежность в технике. Анализ видов, последствий и критичности отказов. Основные положения», який відповідає європейським ана-

логам. Обидва методи мають спільні процедури, для визначених нами цілей потрібно застосовувати метод АВНВ (FMEA).

Аналіз видів і наслідків відмов являє собою упорядковану процедуру, що дозволяє на системній основі виявити потенційні види відмов проєктованого устаткування чи систем і проаналізувати їхній вплив на характеристики устаткування чи систем. АВНВ корисний при виявленні "критичних" областей проєктів, необхідних заходів удосконалювання конструкцій чи внесення змін в експлуатацію з метою одержання необхідних характеристик устаткування чи систем впродовж усього життєвого циклу об'єкту. Він також корисний як попередній етап при розробці моделей систем (наприклад, дерев відмов).

АВНВ є індуктивним методом аналізу надійності, і в його основі лежить питання: "**Що відбудеться, якщо...?**" Він враховує одну - єдину відмову устаткування системи в даний момент часу. У зв'язку з цим метод найкраще застосовувати для аналізу відмов устаткування, їх можливих видів для систем, що знаходяться в режимі роботи.

Недоліком методу АВНВ є його відносна трудомісткість. Однак він реалізує систематизований підхід до аналізу і розуміння наслідків відмов елементів для функцій систем.

3.6.1. Терміни, що використовуються

Вид відмов: Вид порушення функції елемента (наприклад, для відсічного клапана одним з видів відмов є "незакриття при надходженні команди"). Види відмов для устаткування, які найчастіше зустрічаються зазвичай добре відомі фахівцям галузі. Для ПНО і складних систем їх необхідно визначати на підставі досвіду експлуатації й статистики.

Наслідки: Наслідки відмов для підсистеми, системи й об'єкту (станції) у цілому.

Елемент: Конкретна частина об'єкту чи системи, що підлягає аналізу. Визначення того, що являє собою елемент, залишається на розсуд дослідника, який проводить аналіз, якщо таке не обумовлено умовами роботи чи регулюючими вимогами.

Функція: Визначені робочі вимоги до елемента в системі. Наприклад, для відсічного клапана функціями можуть бути відкриття і перекриття по команді визначеного напрямку потоку, також виконання функції силової поверхні для цього потоку.

З точки зору кількісного аналізу (ІАБ) основне призначення АВНВ (FMEA), полягає в одержанні якісної інформації про різні шляхи і види можливих відмов системи та її елементів. Таким чином, цей метод дає вихідну інформацію для розробки моделей систем (дерев відмов -ДВ). Крім того, АВНВ дозволяє:

- (I) Порівнювати різні варіанти проєктів.
- (II) Одержувати підтвердження відповідності системи проєктним критеріям надійності.

- (III) Виявляти проблемні області, наприклад:
 - види одиночних відмов, що можуть призвести до відмов системи;
 - перехресні зв'язки між системами;
 - об'єкти, що вимагають додаткового резервування і т. і.
- (IV) Одержувати вихідні дані для визначення критеріїв при проведенні операцій відновлювання елементів систем або заміні елементів чи устаткування.
- (V) Одержувати об'єктивні оцінки проектних вимог, що відносяться до резервування елементів, виявлення відмов і систем сигналізації та оповіщення про відмови, противідмовних характеристик елементів та ролі автоматики в цих процесах.

3.6.2. Попередні вимоги для виконання АВНВ

Перед виконанням АВНВ необхідно визначити що входить в аналізовану систему, а також обсяг чи рівень детальності аналізу. Це визначення включає:

- (I) Вимоги до функціональних показників системи.
- (II) Умови експлуатації і навколишнього середовища, у яких має виконувати свої функції система.
- (III) Чітке визначення фізичних границь і взаємозв'язків систем.
- (IV) Формулювання визначень відмов системи.
- (V) Рівень деталізації аналізу, тобто визначення підсистем чи елементів, з яких почнеться аналіз.
- (VI) Обсяг аналізу, тобто визначення найвищої у ієрархії системи чи об'єкту у цілому, на яких закінчується аналіз.

Додатково до цього необхідно чітко визначити мету аналізу і використовувати припущення. Мета аналізу визначить й рівень його детальності. Далі рекомендується проаналізувати відповідний досвід експлуатації, що буде сприяти виявленню видів відмов елементів системи.

3.6.3. Алгоритм аналізу

Аналіз видів і наслідків відмов складається з ряду послідовних логічних кроків:

- (I) Збір усієї необхідної проектної інформації про систему, що аналізується, тобто описів, технологічних схем, схем систем контролю і вимірів, електричних схем і т. і.
- (II) Визначення рівня розбивки (детальності) елементів для початкової ітерації і складання переліку елементів системи.
- (III) Визначення можливих видів функціональних відмов кожного елементу і їх можливих причин із застосуванням робочої таблиці.

- (IV) Простежування впливу кожної відмови для визначення її наслідків для відповідної підсистеми. Виявлення в ході аналізу інших відмов з тими ж самими чи дуже схожими наслідками чи ознаками.
- (V) Перевірка діагностичних дій, необхідних для виключення прояву наслідків відмов даного виду.
- (VI) Визначення необхідних коригуючих дій.
- (VII) Повторення кроків (IV), (V), (VI) для кожного набору експлуатаційних умов, які змінюють наслідки відмов даного виду.
- (VIII) По завершенні процесу на підсистемному рівні в залежності від вимог аналізу визначаються наслідки відмов на рівні систем і об'єкту у цілому.

Виконуючи дії відповідно до наведеного алгоритму, можливо з'ясувати яке значення має відмова елемента системи для її функціонування, подальшої роботи системи. Наприклад, якщо на автомобілі не функціонує система гальмування, то рухатися заборонено, але коли не функціонують фари в світлий час доби, то це не стає перешкодою руху. Тобто, застосовуючи цей метод, склавши відповідні таблиці для всіх елементів, що входять в систему, ми маємо чітке уявлення як відмова елемента системи впливає на наслідки цієї відмови.

3.6.4. Якісна оцінка ризиків

Перш, ніж застосовувати той чи інший метод визначення ризику, в тому числі кількісний метод із застосуванням комп'ютерного коду, необхідно добре зрозуміти роботу системи, її елементів і вплив відмови кожного окремого елемента на відмову чи успішну роботу усієї системи. Такого розуміння можна досягти шляхом проведення якісного аналізу.

У той же час, й у ймовірнісних моделях для врахування усіх вищезгаданих вимог, необхідно проводити системний аналіз роботи устаткування. Аналіз видів і наслідків відмов – один з видів такого аналізу.

Відповідно до вищеназваного міждержавного стандарту на основі характеристик тяжкості наслідків ризиків і якісних оцінок частоти відмов будується матриця «імовірність відмови – тяжкість наслідків» для ранжування ризиків. Попередньо потрібно визначитися з тяжкістю наслідків відмов (табл.3.3) та їх частотою (табл.3.4). Ці таблиці стандарту фактично зв'язують якісні та кількісні показники відмов. Тяжкість наслідків відмов розбивається на чотири категорії відповідно до таблиці 3.3.

Якісні оцінки частоти відмов показані в таблиці 3.4. На основі таких оцінок можлива побудова матриць ризику без виконань числових розрахунків, тобто деяке спрощення при виконанні задач оцінок ризику.

У таблиці 3.5 наведені показники, що рекомендуються, (індекси) рівня і критерії критичності по імовірності і тяжкості наслідків відмов. При аналізі

виділяються чотири групи, яким може бути нанесений збиток від аварії: персонал, населення, навколишнє середовище, матеріальні об'єкти.

Стандарт встановлює наступні ранги відмов:

- А – обов'язковий поглиблений кількісний аналіз критичності (важливості).
- В – бажаний кількісний аналіз критичності (важливості).
- С – можна обмежитися якісним аналізом.
- D – аналіз і застосування заходів безпеки не потрібні.

Таблиця 3.3. Шкала категорій тяжкості наслідків відмов.

Категорія тяжкості наслідків відмов	Характеристика тяжкості наслідків відмов
IV	Відмова, що швидко і з високою імовірністю може спричинити значний збиток для самого об'єкта і/або навколишнього середовища, загибель або тяжкі травми людей, невиконання поставленої задачі.
III	Відмова, що швидко і з високою імовірністю може спричинити значний збиток для самого об'єкта і/або навколишнього середовища, невиконання задачі, але створює знехтувано малу загрозу життю і здоров'ю людей.
II	Відмова, що може спричинити затримку виконання задачі, зниження готовності й ефективності об'єкта, але не є небезпечною для навколишнього середовища, самого об'єкта і здоров'я людей.
I	Відмова, що може спричинити затримку виконання задачі, зниження якості функціонування об'єкта, але не є небезпечною для навколишнього середовища, самого об'єкта і здоров'я людей.

Таблиця 3.4. Якісні оцінки частоти відмов.

Вид відмов по очікуваній частоті виникнення		Якісний опис частоти відмов для:	
		Окремого елемента	Сукупності елементів
Часта відмова	> 1	Імовірне часте виникнення	Спостерігається постійно
Ймовірна відмова	$1 - 10^{-2}$	Буде спостерігатися кілька разів за термін служби виробу	Імовірне часте виникнення
Можлива відмова	$10^{-2} - 10^{-4}$	Можливо одне спостереження даної відмови за термін служби виробу	Спостерігається кілька разів
Рідкісна відмова	$10^{-4} - 10^{-6}$	Відмова малоімовірна, але можлива хоча б раз за термін служби	Цілком можлива хоча б один раз
Практично неймовірна відмова	$< 10^{-6}$	Відмова настільки малоімовірна, що навряд чи буде спостерігатися навіть раз за термін служби	Відмова малоімовірна, але можлива хоча б один раз

Таблиця 3.5. Матриця «імовірність відмов – тяжкість наслідків»
для ранжирування відмов.

Очікувана частота виникнення на рік		Тяжкість наслідків			
		Катастрофічна відмова (Категорія IV)	Критична відмова (Категорія III)	Некритична відмова (Категорія II)	Відмова із знехтувано малими наслідками (Категорія I)
Часта відмова	> 1	A	A	A	C
Імовірна відмова	$1 - 10^{-2}$	A	A	B	C
Можлива відмова	$10^{-2} - 10^{-4}$	A	B	B	C
Рідкісна відмова	$10^{-4} - 10^{-6}$	A	B	C	D
Практично неймовірна відмова	$< 10^{-6}$	B	C	C	D

Критерії табл. 3.5 можуть застосовуватися для ранжування безпеки і визначення наслідків відмов елементів, устаткування і складових частин складних систем і об'єкта у цілому. При цьому ранг **A** відповідає найбільш високому, неприйнятному ступеню ризику для об'єкта, що вимагає негайних заходів для забезпечення безпеки, **D** – найбільш безпечним умовам. Порівнюючи матрицю табл. 3.5 з діаграмою «імовірність - наслідки» та шкалою ризиків, знаходимо ті ж критерії прийнятності ризиків: низький – знехтуваний (**D**), неприпустимі зони ризиків (**A**), припустимий (**C**) та високий ризик (**B**). Зони **B** і **C** мають бути діапазонами ретельного контролю. Тобто зрозумівши роботу елементів і устаткування системи і об'єкту в цілому за допомогою ретельного аналізу, можливо без проведення числових розрахунків якісно визначити ризик, що створює система. Як бачимо, матриця і діаграма є по суті одне і теж, тільки на діаграмі маємо «лінію прийнятності», а в матриці – зону прийнятності, так завжди буває, коли кількісні показники змінюються на якісні.

На основі матриці «імовірність відмов – тяжкість наслідків» російськими вченими було запропоновано проведення робіт по визначенню територіальних зон підвищеного соціального ризику. Аналогічна робота була проведена на громадських засадах й в нашій державі, але вона не отримала державної, нормативної та законодавчої підтримки.

Наведемо приклад: аналіз видів і наслідків відмов заправного пістолета паливо-роздавальної колонки (ПРК) АЗС. Маємо: об'єкт - АЗС, система –

ПРК, елемент – заправний пістолет. Функції елементу: 1) подача (спрямування) пального у бак авто і 2) перекриття-відкриття подачі пального. Види відмов по першій функції можуть бути тільки з помилок оператора, тому не будемо розглядати в даному аналізі. Види відмов по другій функції можуть бути такі: 1) невідкриття на вимогу (FO) і 2) незакриття на вимогу (FC) під час працюючого насосу видачі пального з резервуару. При цьому пам'ятаємо, що при відключенні насосу оператором подача пального припиняється у будь-якому випадку. Наслідком першої відмови – FO, може бути тільки невиконання задачі – згідно табл.3.3 – це відмова категорії 1 (відмова із знехтувано малими наслідками). Частота цієї відмови (ПРК фірми Tankanllagen Salzkotten (Германія)) не більше ніж 10^{-5} на рік (рідкісна відмова) табл. 3.4. Тоді згідно табл. 3.5 отримуємо результат аналізу: ранг відмови – D – низький ризик, аналіз і застосування заходів безпеки не потрібні. Ця відмова призводить до відмови системи – ПРК, але не призводить до відмови об'єкту – АЗС, тому що на кожній АЗС декілька ПРК, які працюють, а на цій потрібно зробити невеличкий ремонт.

Розглянемо другу відмову: **FC (не закриття на вимогу)** під час працюючого насосу видачі пального з резервуару. Ця відмова також призводить до відмови ПРК, іноді й до відмови АЗС, але наслідки можуть бути й більш тяжкими. Все залежить від обставин відмови, а саме: 2.1) можливих помилок двох операторів (один відключає пістолет, другий виключає насос з пульта керування, який встановлено в приміщенні операторської); 2.2) режиму роботи – найгірший, заправка до відключення (до повного баку); 2.3) проекту АЗС та її обладнання: 2.3.1) новий проект з справною системою збору стоків та з автоматикою відключення насосів за сигналом від газоаналізаторів концентрації парів пального або 2.3.2) старий проект, без системи збору стоків та автоматики відключення насосів; 2.4) температури повітря; 2.5) імовірності появи іскор або відкритого вогню. Найгірший випадок: оператори допустили помилки (розгубилися), проект новий, але системи захисту несправні, температура літом висока, можлива поява іскор. В цьому випадку протікання аварії можливо за таким сценарієм: розлив пального в межах заправного майданчика (менше 10 кв.м), випаровування – вибух – пожежа. Можуть постраждати люди, об'єкту та навколишньому середовищу може бути нанесено збиток, тобто маємо 4 категорію наслідків (табл.3.3). Частота цієї відмови для ПРК фірми Tankanllagen Salzkotten (Германія) також не більше ніж 10^{-5} на рік (рідкісна відмова) табл. 3.4. За даними табл. 3.5 отримуємо результат аналізу: ранг відмови – А – обов'язковий поглиблений кількісний аналіз критичності. Тобто АЗС може бути віднесено за результатами тільки якісного аналізу до об'єктів в високому ступені ризику. Якщо провести, обов'язковий в цьому випадку, поглиблений кількісний аналіз критичності, тобто повне імовірнісне моделювання аварії, на основі власного досвіду розрахунків, може стверджувати, що для нового проекту й навіть посередньої підготовки операторів, ступінь ризику буде припустимою.

З цього прикладу потрібно зробити висновок про сферу застосування методу: доведення того, що ризик невеликий, прийнятний, або як попередній аналіз для імовірнісного моделювання. Як бачимо, навіть для одного елемента (пістолету ПРК) аналіз забрав чимало часу та півтори сторінки тексту, тому зазвичай цей аналіз оформлюють у виді таблиці. Аналіз можливо проводити для різних елементів системи, в тому числі для систем, які є елементами систем більш високого порядку (входять в ці системи як їх складові частини). Наприклад, один з тормозних циліндрів є елементом системи гальмування автомобіля, система гальмування є елементом ходової системи авто й так далі. Тому для засвоєння методу необхідно чітко зрозуміти попередні вимоги до виконання аналізу.

В якості прикінцевих положень, зазначимо про широке використання методу не тільки для технічних систем, й не тільки для визначень ризику, а й для інших цілей.

3.7. Основні принципи безпеки – міжнародні норми

Світовим суспільством розроблено чимало документів з безпеки, існують спеціальні видання МАГАТЕ (серії з безпеки), які стосуються різних питань з безпеки, видаються та розповсюджуються шістьма мовами (англ., нім., фран., япон., іспан., рос.) та на які в посібнику існують посилання. Нижче наведені 10 принципів радіаційної безпеки, які розроблені спільно міжнародними організаціями: агентством з ядерної енергії, всесвітньою організацією охорони здоров'я, європейським співтовариством з атомної енергії, міжнародною морською організацією, міжнародною організацією праці, міжнародним агентством з атомної енергії, панамериканською організацією охорони здоров'я, програмою організації об'єднаних націй з навколишнього середовища, продовольчої й сільськогосподарської організацією об'єднаних націй [136].

Ось їх формулювання в перекладі з російської:

Принцип 1. Відповідальність за забезпечення безпеки. Головну відповідальність за забезпечення безпеки має нести особа або організація, які відповідають за установку або діяльність, що пов'язані з радіаційними ризиками.

Принцип 2. Роль уряду. Має бути створений і вдосконалюватися ефективний правовий і урядовий механізм забезпечення безпеки, що включає незалежний регулюючий орган.

Принцип 3. Керівництво й управління в інтересах забезпечення безпеки. Необхідно створити й удосконалювати систему керівництва й управління в інтересах забезпечення безпеки в організаціях, що займаються радіаційними ризиками, і на установках і в рамках діяльності, пов'язаних з радіаційними ризиками.

Принцип 4. Обґрунтування установок і діяльності. Експлуатація установок і діяльність, що пов'язані з радіаційними ризиками, мають приносити загальні позитивні результати.

Принцип 5. Оптимізація захисту. Необхідно оптимізувати захист, щоб забезпечити найвищий рівень безпеки, що може бути реально досягнутий.

Принцип 6. Обмеження ризиків відносно фізичних осіб. Заходи щодо контролю за радіаційними ризиками мають забезпечувати, щоб жодна фізична особа не піддавалася неприйнятному ризику нанесення шкоди.

Принцип 7. Захист нинішнього й майбутнього поколінь. Нинішнє й майбутнє населення й навколишнє середовище мають бути захищені від радіаційних ризиків.

Принцип 8. Запобігання аварій. Необхідно вживати всі практично можливі зусилля для запобігання й пом'якшення наслідків ядерних або радіаційних аварій.

Принцип 9. Аварійна готовність і реагування. Мають бути вжиті заходи з забезпечення аварійної готовності й реагування у випадку ядерних або радіаційних інцидентів.

Принцип 10. Захисні заходи щодо зменшення наявних або нерегульованих радіаційних ризиків. Захисні заходи щодо зменшення наявних або нерегульованих радіаційних ризиків мають бути обґрунтовані й оптимізовані».

Зміст кожного принципу та умови його дотримання й контролю описані в названому документі [136]. Принципи спеціально сформульовані без використання спеціальної (фахової) термінології, щоб були зрозумілими керівництву всіх країн. В передмові генерального директора МАГАТЕ сказано, що застосування Основних принципів безпеки буде сприяти застосуванню міжнародних норм безпеки й підвищить узгодженість мір, прийнятих у різних державах. Тому бажано, щоб усі держави дотримувалися цих принципів і пропaгували їх. Ці принципи будуть обов'язковими для МАГАТЕ відносно його діяльності й для держав відносно операцій, у яких МАГАТЕ надає допомогу. Десять нових основних принципів безпеки становлять основу, виходячи з якої визначаються вимоги щодо захисту від впливу іонізуючих випромінювань відповідно до програми МАГАТЕ з норм безпеки, й обґрунтовується більше широке застосування програми МАГАТЕ, пов'язаної з безпекою.

Третій принцип безпосередньо пов'язаний з культурою безпеки, тому наведемо його зміст повністю в перекладі з російської. Нумерація пунктів документу виконана наскрізною, з поміткою розділу, п.3.12 – це 12 пункт документу, що відноситься до третього принципу. Отже ж, зміст третього принципу:

«3.12. Керівництво питаннями безпеки мають здійснювати особи, що займають найвищі посади в організації. Безпека має забезпечуватися й підтримуватися за допомогою ефективної системи управління. Ця система має включати всі елементи управління, щоб вимоги безпеки встановлювалися й застосовувалися узгоджено з іншими вимогами, у тому числі вимогами відносно дій персоналу, якості й фізичної безпеки, й щоб інші вимоги або завдання не виконувалися на шкоду безпеці. Система управління має також забезпечувати формування культури безпеки, регулярне проведення оцінки показників безпеки й використання уроків, отриманих з досвіду.

3.13. Невід'ємним елементом системи управління має бути культура безпеки, що визначає позицію й поведінку відносно безпеки всіх відповідних організацій і осіб. Культура безпеки включає:

- індивідуальну й колективну рішучість забезпечувати безпеку з боку вищого, середнього керівництва й персоналу на всіх рівнях;
- підзвітність організацій і осіб на всіх рівнях у питаннях безпеки;
- міри, що заохочують зацікавленість і прагнення вчитися відносно питань безпеки, й перешкоджаючі благодушності.

3.14. Одним з важливих факторів системи управління є визнання всієї сукупності взаємодії осіб на всіх рівнях з технологіями й організаціями. Для запобігання помилок з боку людини й організацій варто враховувати людський чинник і підтримувати передові досвід і практику.

3.15. Відповідно до диференційованого підходу варто оцінювати безпеку всіх установок і видів діяльності. Оцінка безпеки передбачає систематичний аналіз нормальної експлуатації і її наслідків, можливих ситуацій виникнення відмов і наслідків таких відмов. Предметом оцінки безпеки є заходи забезпечення безпеки, які потрібні для контролю за небезпекою. Проводиться оцінка конструкційних і інженерно-технічних засобів безпеки, щоб переконатися, що вони виконують необхідні пов'язані з безпекою функції. Коли для підтримки безпеки потрібні застосування заходів контролю або заходів з боку оператора, має проводитися первісна оцінка безпеки, щоб переконатися, що вжиті заходи носять надійний характер і що на них можна покладатися. Установка може бути побудована або уведена в експлуатацію або діяльність може бути почата тільки після того, як регулюючий орган переконається в адекватності пропонованих заходів забезпечення безпеки.

3.16. Процес оцінки безпеки установок і діяльності повторюється повністю або частково в міру необхідності пізніше в ході експлуатації й діяльності, щоб взяти до уваги обставини, що змінилися (наприклад, застосування нових норм або науково-технічний прогрес), накопичений досвід роботи, зроблені модифікації й наслідки старіння. Відносно експлуатації й діяльності, які здійснюються впродовж тривалих періодів часу, оцінки аналізуються й повторюються в міру необхідності. Продовження експлуатації й діяльності залежить від цих наступних оцінок, на підставі результатів яких регулюючий орган має упевнитися, що заходи щодо забезпечення безпеки залишаються адекватними.

3.17. Незважаючи на будь-які вжиті заходи, можуть траплятися аварії. Для запобігання повторення аварій необхідно визначати й аналізувати попередні їм події й вживати відповідних заходів. Одним із ключових способів підвищення безпеки є врахування досвіду експлуатації установок і діяльності, а у відповідних випадках і іншому досвіді. Необхідно організувати процес врахування й аналізу досвіду експлуатації й діяльності, у тому числі вихідних подій, подій попередників аварій, подій, близьких до відмов, аварій і несанкціонованих дій, щоб з них можна було отримати уроки й щоб можна було обмінятися інформацією й вжити відповідних заходів».

Про всі питання, що стосуються вимог цього розділу й принципів безпеки взагалі, мова буде йти неодноразово, по суті це зміст предмету – система керівництва й управління в інтересах забезпечення безпеки. Випереджаючи, потрібно зазначити, що всі названі принципи безпеки на АЕС України виконуються, що має документальне підтвердження. Безпека АЕС України знаходиться на прийнятному рівні, про що свідчать не тільки внутрішній незалежний державний контроль, а й чисельні перевірки міжнародних організацій (місії), МАГАТЕ тощо.

3.8. Алгоритм управління ризиком

На початку цього розділу розповідалося про концепцію загального управління безпекою - концепцію ризик – орієнтованого підходу (РОП). В Україні ця концепція управління розроблена багато років тому, але впроваджена тільки в ядерній галузі, на наш погляд, з загальних причин політичної нестабільності та невідповідальності. Ось основні сім принципів державного управління безпекою в ринкових умовах, які викладені в концепції управління ризиками [158]: (1) прийнятності, (2) превентивності (запобігання), (3) мінімізації (АЛАРА), (4) повноти, (5) адресності (хто створює ризик, той платить), (6) доцільного значення прийнятих рівнів, (7) інформування (декларування). Ці сім принципів в розвинутих країнах дійсно забезпечують належний рівень безпеки.

Наведемо коротке пояснення цих принципів:

- принцип *прийнятності* ризику, полягає у визначенні і досягненні у державі соціально, економічно, технічно і політично обґрунтованих нормативних значень ризиків для населення, навколишнього природного середовища та об'єктів економіки;

- принцип *превентивності* передбачає максимально можливе і завчасне виявлення небезпечних значень параметрів стану чи процесу і ініціюючих подій, які створюють загрозу виникнення надзвичайних ситуацій, та вжиття конкретних заходів, спрямованих на нейтралізацію цієї загрози та/або пом'якшення її наслідків;

- принцип *мінімізації* ризику, згідно з яким ризик надзвичайної ситуації необхідно знижувати настільки, наскільки це можливо, добиватися досягнення розумного компромісу між рівнем безпеки і розміром витрат на її забезпечення;

- принцип *повноти*, відповідно до якого ризик для життєдіяльності людини чи функціонування будь-якого об'єкта є інтегральною величиною, яка має визначатися з урахуванням всіх загроз виникнення аварій і/або надзвичайних ситуацій та врахуванням людського чинника;

- принцип *адресності*, який полягає в тому, що ризиком має управляти той, хто його створює;

- принцип вибору *доцільного значення ризику*, відповідно до якого суб'єкт управління ризиком забезпечує в межах від мінімального до гранично припустимого таке значення ризику, яке він вважає доцільним, ви-

ходячи з наявних у нього економічних, технічних та матеріальних ресурсів та існуючих соціальних і політичних умов; суб'єкт господарювання, вибираючи доцільне значення ризику, гарантує певний рівень безпеки для населення та сплату страхових виплат, якщо аварія сталася;

- принцип обов'язковості *інформування*, полягає в тому, що кожний суб'єкт управління ризиком зобов'язаний регулярно надавати органам державної влади та місцевого самоврядування реальні значення ризиків.

Принцип мінімізації ризику, ще відомий, як принцип АЛАРА: «Будь-який ризик має бути знижений настільки, наскільки це практично досяжно чи ж до рівня, який настільки низький, наскільки це розумно досяжно».

Управління ризиками надзвичайних ситуацій техногенного і природного характеру має розглядатися як невід'ємна частина державної політики національної безпеки і соціально-економічного розвитку держави, однією з найважливіших функцій всіх органів виконавчої влади та суб'єктів господарювання всіх форм власності і має здійснюватися на основі зазначених вище принципів, акумулюючи кращі досягнення людства в усіх галузях виробництва.

3.9. Загальна схема управління ризиками підприємства

Мету управління ризиком при здійсненні діяльності потенційно небезпечного об'єкта та АЕС можна визначити як забезпечення безпеки персоналу, населення і навколишнього природного середовища шляхом встановлення і підтримки прийняттого рівня ризику при використанні оптимальним образом з максимальною ефективністю наявних матеріальних ресурсів.

Управління ризиками – це діяльність, пов'язана з ідентифікацією, аналізом ризиків і прийняттям рішень, спрямованих на мінімізацію негативних наслідків настання вихідних подій (явищ) і/чи зменшення імовірності їхньої реалізації до прийнятних значень. У загальному випадку процес управління ризиками при здійсненні діяльності на об'єкті, включає виконання шести процедур та постійний моніторинг і контроль (рис. 3.5).

Планування управління ризиками – це процес прийняття рішень по застосуванню методології РОП для конкретної діяльності. Цей процес може містити в собі:

- Організацію в об'єкті спеціального підрозділу (групи управління ризиками) відповідального за оцінку і управління;
- Вибір методики оцінки ризиків;
- Визначення джерел даних для ідентифікації ризику;
- Визначення інтервалу часу для аналізу ситуації (аварії).

Дуже важливим є визначення припустимих (прийнятних) рівнів ризику, які визначаються на основі чинного законодавства.

Ідентифікація ризиків визначає, які ризики можуть вплинути на діяльність, що розглядається. Характеристики цих ризиків мають бути оформлені документально. Ідентифікація ризиків має проводитися регулярно впродовж усієї діяльності об'єкта. Спеціалізований підрозділ має залучати до робіт з ідентифікації ризиків усіх учасників процесу: проєктантів, експлуатаційни-

ків, фахівців інших підрозділів і незалежних експертів. Ідентифікація ризиків організовується як ітераційний процес. Перші розрахунки потенційного ризику виконують проєктанти. У процесі діяльності об'єкту, з урахуванням досвіду експлуатації, уточнюються дані по надійності систем і устаткування, процедурам управління, помилкам персоналу і робиться перерозрахунок ризиків для об'єкту. Для формування об'єктивної оцінки в завершальній стадії процесу оцінки можуть брати участь незалежні експерти. Приклад ідентифікації ризиків, для радіаційних ризиків викладений у державному нормативному документі НРБУ-97/Д-2000.

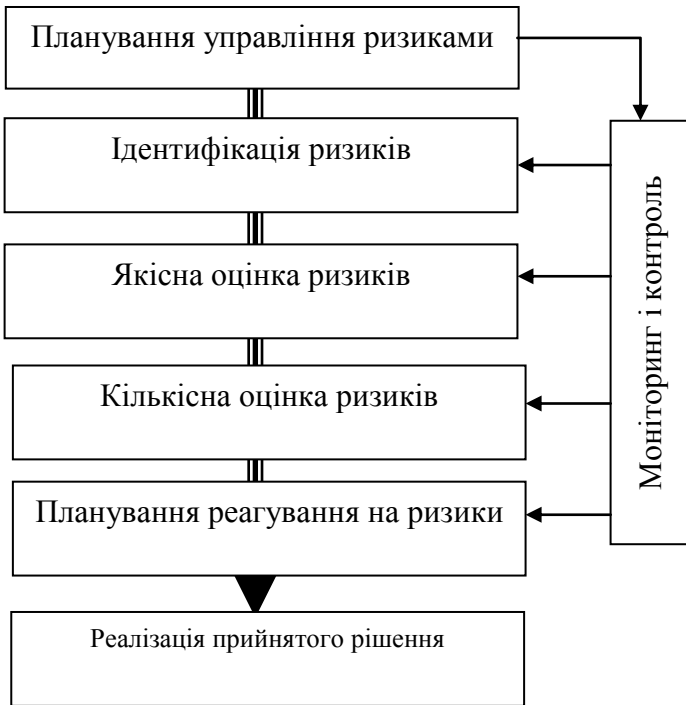


Рис. 3.5. Процес управління ризиками.

Якісна оцінка ризиків – це процес якісного аналізу результатів ідентифікації, а також визначення подій, що вносять найбільший внесок у загальний ризик, і які потребують вживання заходів до їхнього зниження.

Якісна оцінка визначає ступінь важливості ризику і складових його подій. Доцільно створити банк даних ризиків усієї діяльності на об'єкті, заснований на систематизованих даних, у тому числі даних по впливу ризиків на персонал. На цьому етапі можливо визначення чинників найбільшого впливу, що створить передумови управління.

Кількісна оцінка ризиків визначає значення імовірності виникнення ризиків і впливу їхніх наслідків на діяльність, що допомагає приймати оптимальні рішення й уникати невизначеності (у змісті управління) при цьому. Кількісна оцінка ризиків передбачає виконання попередніх процесів, це завершальний етап задачі визначення ризиків. Важливий етап якісного аналізу систем полягає в представленні умов невиконання функцій системи у вигляді так званої множини мінімальних перерізів. Набір мінімальних перерізів системи однозначно визначений її деревом відмов і може бути отриманий при використанні спеціальних алгоритмів вибору мінімальних перерізів, що складає найбільш важливу задачу розрахункового коду. Зауважимо, що при розрахунку точкової імовірності небажаної події за допомогою ДВ вручну, або за допомогою калькулятора, ми не отримуємо набору мінімальних перерізів системи, тобто втрачаємо надзвичайно важливу інформацію для управління ризиком. Справді, якщо відомо, які події найбільше впливають на ризик, то задача управління зводиться до того, щоб зменшити вплив цих подій будь яким чином. Якщо це неможливо, або занадто дорого, тоді необхідно створювати спеціальні системи безпеки, призначенням яких є обмеження негативної дії небажаної події, або припинення небезпечного процесу на певному проміжному етапі. Кількісні дані по базисних подіях впливають на важливість самого мінімального перерізу – його відсотковий вклад в імовірність відмов системи.

Планування реагування на ризики - це розробка методів і технологій зниження негативних наслідків ризиків. Якісне, науково обгрунтоване планування можливе за умови виконання всіх попередніх етапів процесу відповідно до рис. 3.4. Стратегія планування має відповідати типам ризиків, їх величині і значимості, наявності ресурсів і тимчасових параметрів. У найбільш небезпечних випадках, можливо передбачати кілька варіантів реагування на ризики. Планування має здійснюватися у відповідності із спеціальною методикою, що враховує специфіку об'єкту, чинні на ньому правила й інструкції.

Реалізація прийнятого рішення здійснюється як заключний етап всієї роботи з управління ризиками, на основі попереднього планування. Це можуть бути дії, які мають бути виконані негайно, або впродовж певного нетривалого терміну чи довгострокові заходи, що потребують значних матеріальних ресурсів. В деяких випадках реалізація прийнятого рішення контролюється державними наглядовими органами - інспекціями. У випадку, коли об'єкт створює загрозу, що перевищує прийняті рівні ризику, потрібно здійснювати заходи модернізації технологій, або устаткування чи зовсім припинити його діяльність.

Моніторинг і контроль параметрів проводяться з метою перевірки дотримання вимог встановлених норм. Моніторинг і контроль мають здійснюватися спеціалізованим підрозділом об'єкту. При цьому постійно контролюється процес ідентифікації ризиків, виконання плану реагування на ризики, оцінка ефективності заходів для зниження ризиків, величина залишкового ризику і його прийнятність.

Якісний контроль виконання діяльності надає інформацію, що сприяє прийняттю ефективних рішень із запобігання нових ризиків чи пом'якшення наслідків. Контроль може ініціювати вибір альтернативних стратегій, прийняття коректив, перепланування проекту для досягнення базового плану.

При організації управління ризиком, розробці пропозицій щодо прийняття управлінських рішень для забезпечення наочності, зручності проведення оперативних розрахунків ризику доцільно наносити на карти інформацію про зони ризику на об'єкті. Під зонами ризику розуміють приміщення й території, що обмежені ізоляціями, яким відповідають визначені рівні ризику. Встановлення зон ризику має важливе практичне значення. Особливо велика роль цих зон при аналізі, оцінці обстановки й ухваленні рішення в аварійних умовах.

Для цілей моніторингу і перевірки дотримання норм забезпечується належне устаткування і впроваджуються відповідні процедури перевірки. Зазначене устаткування належним чином обслуговується і випробовується, а також калібрується з належною періодичністю на основі еталонів, що відповідають національним чи міжнародним стандартам.

3.10. Державне управління ризиками в умовах ринкової економіки. Ліцензування і страхування.

Застосовуючи системний підхід до вивчення надскладної системи «люди-на – техніка – середовище», необхідно враховувати, що ризик виникнення аварій і катастроф, небезпечних ситуацій у побуті, виробництві, навколишньому середовищі, міжлюдських і міждержавних відносин при всій уявній несхожості має єдину методологію оцінки.

Державне управління ризиками в рамках ринкової економіки здійснюється за допомогою процедур ліцензування і страхування. Ці процедури регулюються відповідними законами. Так, Законом України «Про об'єкти підвищеної небезпеки» [137], визначено порядок надання дозволу (ліцензії) на експлуатацію об'єктів підвищеної небезпеки. Аналогічна процедура визначена й законом про ядерну й радіаційну безпеку. Суб'єкт господарської діяльності, а також підприємства, установи, організації, що мають намір розпочати експлуатацію об'єктів підвищеної небезпеки, надсилають до державної адміністрації, виконавчих органів селищної або міської рад заяву на отримання дозволу на експлуатацію об'єкту підвищеної небезпеки, до якої додаються:

- декларація безпеки;
- договір обов'язкового страхування відповідальності за шкоду, яка може бути заподіяна аваріями на об'єктах підвищеної небезпеки;
- план локалізації і ліквідації аварій на об'єкті підвищеної небезпеки;
- копія дозволу на будівництво і/або реконструкцію об'єкту підвищеної небезпеки;
- висновки передбачених законом державних та, в разі наявності, громадських експертів;

- копію рішення відповідної ради про надання згоди на розміщення об'єкту підвищеної безпеки на території села, селища, міста – у разі, коли місце знаходження об'єкту є така територія.

Відповідна державна адміністрація, виконавчі органи розглядають заяву, погоджують з територіальними органами спеціально уповноважених центральних органів виконавчої влади і надсилають суб'єкту господарської діяльності письмовий дозвіл на експлуатацію об'єкту підвищеної безпеки або обґрунтовану відмову з переліком додаткових заходів, які він має виконати для отримання дозволу (ліцензії). Копія дозволу на експлуатацію об'єкту підвищеної безпеки надсилається також спеціально уповноваженим органам виконавчої влади, що здійснюють державний нагляд та контроль у сфері діяльності, пов'язаної з об'єктами підвищеної безпеки.

Порядок розробки декларації безпеки об'єктів підвищеної безпеки, її зміст, методика визначення ризиків та їх прийнятні рівні встановлюються Кабінетом Міністрів України. Нижче наведено приклад декларації у випадку атомних станцій (заява про політику). Збиток навколишньому середовищу (екологічний) і інші види збитку діяльності ПНО, мають бути оцінені кількісно у вигляді можливих ризиків заподіяти шкоду. Усі види збитку мають бути компенсовані ПНО або споживачем його продукції. У підсумку ці збитки мають лягати на собівартість і ціну продукції. Наприклад, відповідно до Кіотської угоди підприємства теплоенергетики, що викидають надмірну кількість вуглекислого газу, платять $\approx 200\$$ за кожен тону викиду. Відповідно до угоди МАГАТЕ атомні станції мають здійснювати внески в страховий фонд, для ліквідації можливих наслідків аварії, сплачувати послуги ліцензійної діяльності, у тому числі на підготовку і підтримку кваліфікації персоналу. Ліцензування і страхування діяльності ПНО є основними елементами їхнього функціонування в ринковій економіці. Основні аспекти цієї діяльності будуть розглянуті нижче. Загальним для обох процесів є необхідність розрахунку ризиків. При цьому процеси обчислень відрізняються істотно, насамперед по меті діяльності. Розрахунок ризику для управління має бути більш повним і ґрунтовним, включаючи визначення найбільш чутливих до управління елементів системи. Для страхування необхідні середні статистичні оцінки ризиків, засновані на попередній діяльності цього об'єкту чи аналогічні їм.

3.10.1. Ліцензування

Ліцензія - письмовий дозвіл, виданий ліцензіатові регулюючим органом на проведення визначених видів діяльності, пов'язаних з вибором будівельного майданчика, спорудженням, введенням в експлуатацію, експлуатацією та зняттям з експлуатації, утилізацією АЕС (ПНО).

Дозвільна діяльність є основою регуляторної політики держави. Основними завданнями цієї роботи є усунення правових та адміністративних перешкод у реалізації права громадян на підприємницьку діяльність. Дозвільна

діяльність у сфері використання ядерної енергії або ПНО – це особлива галузь державного регулювання, яка потребує компетентного розгляду.

Дозвільна діяльність - важлива сфера державного регулювання. Як приклад, розглянемо діяльність, що пов'язана з використанням ядерної енергії і потребує особливого ставлення з боку держави. Підписавши Конвенцію про ядерну безпеку, Україна зобов'язалася підтримувати належний рівень регулювання ядерної безпеки, в тому числі стосовно дозвільної діяльності у сфері використання ядерної енергії. На виконання міжнародних зобов'язань та з метою упорядкування питань державного регулювання був прийнятий Закон України «Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії».

Дозвіл (ліцензія) органу Державного регулювання безпеки на ведення діяльності в галузі небезпечних технологій є офіційним документом, який:

- дозволяє власнику дозволу (ліцензії) конкретні види діяльності, зазначені у дозволі (ліцензії);
- встановлює обов'язкові особливі умови, при дотриманні яких дозволяється ведення цих видів діяльності.

Дозвіл (ліцензія) видається за затвердженою формою. Дозвіл (ліцензія) видається кожному суб'єкту підприємницької діяльності окремо, при цьому одним дозволом може надаватись право на ведення кількох видів діяльності. Дозвіл (ліцензія) видається суб'єкту підприємницької діяльності, діяльність якого не вступає у протиріччя з законодавством України та який:

- зобов'язується нести повну відповідальність за безпеку установок та процесів;
- продемонстрував органу Державного регулювання безпеки свою спроможність діяти відповідно до вимог чинних норм і правил з безпеки та особливих умов дозволу;
- отримав встановлені чинними нормами та правилами з безпеки документи органів МНС, Мінприроди, Мінохоронздоров'я, Держнаглядохоронпраці, СБУ, Держкомгеології та інших державних органів управління в залежності від виду діяльності.

Порядок отримання дозволу

Порядок отримання дозволу розглянемо на прикладі діяльності, що пов'язана з атомною енергетикою. Видача дозволу (ліцензій) здійснюється на підставі таких документів:

- заяви із зазначенням видів діяльності та підрозділів, в яких ця діяльність здійснюється або передбачається до здійснення;
- копій засновницьких документів;
- відповідних документів органів Мінприроди, Мінохоронздоров'я, Держнаглядохоронпраці, МНС, СБУ та Держкомгеології;
- звіту щодо безпеки;
- інформації щодо безпеки.

Всі документи мають бути засвідчені у встановленому порядку.

Порядок видачі дозволу (ліцензії) складається з таких етапів:

- Попередній розгляд матеріалів заявки;
- розгляд звіту щодо безпеки;
- інспекційна перевірка комісією Держатомнагляду стану безпеки та достовірності поданого звіту щодо безпеки;
- підготовка попередніх висновків на основі результатів розгляду звіту щодо безпеки і інспекційної перевірки;
- розгляд питання видачі дозволу (ліцензії) на колегії органу Державного регулювання безпеки;
- оформлення дозволу (ліцензії) із встановленням особливих умов ведення дозвільної діяльності або оформлення офіційної відмови у видачі дозволу (ліцензії).

Попередній розгляд матеріалів заявки проводиться з метою визначення повноти та достатності поданих документів і дотримання правил їх оформлення. Попередній розгляд проводить відповідне Управління органу Державного регулювання безпеки України. Підставою для відхилення заявки від подальшого розгляду може бути невідповідність переліку документів заявки вимогам Положення про ліцензування або невідповідність змісту або оформлення зазначених документів встановленим вимогам.

Рішення, прийняте за результатами попереднього розгляду матеріалів заявки, затверджується начальником Управління безпеки. У випадку відхилення заявки від подальшого розгляду в повідомленні вказується недоліки, які призвели до такого рішення. Зазначене рішення зберігається в справі Управління впродовж 10 років.

Інспекційна перевірка стану безпеки та достовірності поданого звіту щодо безпеки може бути здійснена як паралельно з розглядом матеріалів заявки, так і після його закінчення. До проведення інспекційної перевірки можуть бути залучені за погодженням фахівці інших органів, в функції яких входить нагляд за додержанням встановлених правил поведіння з радіоактивними відходами, а також представники органів місцевого та регіонального самоврядування. Результати інспекційної перевірки оформляються у вигляді акта, який підписується головою комісії та всіма її членами і подається до управління безпеки.

Результати розгляду матеріалів заявки та інспекційної перевірки оформляються у вигляді висновку-рекомендації, який підписується начальником управління безпеки. Відмова у видачі дозволу (ліцензії) є актом письмової форми і відбувається у випадках, якщо результати розгляду матеріалів заявки або інспекційної перевірки засвідчили, що суб'єктом підприємницької діяльності не забезпечується виконання вимог безпеки при здійсненні видів діяльності, які заявляються.

Згідно Закону України «Про об'єкти підвищеної небезпеки» оформлення дозволу на експлуатацію ПНО у порівнянні з вище викладеним дещо спрощено. До заяви з метою отримання дозволу на будівництво і/або реконструкцію об'єкту підвищеної небезпеки крім документів, визначених законодавством про містобудування та регіональними і місцевими правилами забудови, додаються:

- техніко-економічне та містобудівне обґрунтування розміщення об'єкту підвищеної небезпеки та передпроектні матеріали, які містять відомості про об'єкт підвищеної небезпеки, можливі аварії на ньому та їх наслідки;
- висновки державних експертиз, передбачених законом, а також громадських експертиз у разі їх наявності.

Суб'єкт господарської діяльності одночасно з поданням зазначених документів з метою залучення відповідного громадського обговорення через засоби масової інформації повідомляє про:

- мету реалізації проекту;
- можливі негативні наслідки впливу на життєдіяльність людей та довкілля;
- заходи та засоби, передбачені проектом для запобігання аваріям, обмеження їх наслідків і захисту людей та довкілля.

Зауважимо, що висновки громадських експертиз, на відміну від Європейської практики, для отримання ліцензії не обов'язкові. Ця обставина надає можливість ігнорувати думку населення та позбавляє населення можливості впливу на зниження ризику.

3.10.2. Регулювання дозвільної діяльності

Суб'єкт підприємницької діяльності, який отримав дозвіл (ліцензію) на ведення діяльності, контролюється органом Державного регулювання безпеки та зобов'язується:

- забезпечувати виконання особливих умов дозволу та вимог норм і правил з безпеки;
- сповіщати орган Державного регулювання безпеки щодо всіх аварійних ситуацій та випадків порушення умов дозволу та норм і правил з безпеки;
- надавати органу Державного регулювання безпеки за його вимогою відомості щодо стану безпеки при здійсненні дозволених видів діяльності та іншу інформацію.

Державний контроль включає інспекцію дозвільної діяльності та вживання санкцій згідно з законодавством України у разі порушень умов дозволу та вимог норм і правил з безпеки. Державний контроль за виконанням особливих умов дозволу та вимог норм і правил з безпеки поводження з радіоактивними речовинами покладається на відповідну Головну державну інспекцію.

Зміни до особливих умов дозволу вносяться за рішенням органу Державного регулювання безпеки, в тому числі і з ініціативи підприємства.

У разі невиконання власником дозволу його особливих умов, орган державного регулювання безпеки може припинити дію дозволу до часу усунення порушень. Щодо припинення дії дозволу його власник та орган державної виконавчої влади згідно з підпорядкованістю суб'єкта підприємницької дія-

льності повідомляються у письмовому вигляді органом державного регулювання безпеки не пізніше ніж через 3 дні з часу прийняття такого рішення.

3.10.3. Страхування

Відповідно до Законів України існують цільові види страхування. Страхування цивільної відповідальності суб'єктів господарювання за шкоду, яку може бути заподіяно аваріями на об'єктах підвищеної небезпеки, здійснюється відповідно до Закону України «Про страхування» [138]. На випадок НС створюються страхові і фінансові резервні фонди, а також фонди незнижуваних ресурсів, продуктів харчування та непродовольчих товарів першочергового вжитку, необхідних для реагування на надзвичайні ситуації. Щоб здійснити цю роботу вкрай необхідні прогнозування і оцінка соціально-економічних наслідків надзвичайних ситуацій. Загалом, управління діяльністю регіональних структур функціональних підсистем єдиної державної системи полягає, в основному, у забезпеченні цільових видів страхування, страхових та фінансових резервів.

Законами України передбачено також страхування працівників ПНО та осіб, які беруть участь в проведенні аварійно-рятувальних робіт – рятувальників. Рятувальники у разі зарахування їх до штату професійної аварійно-рятувальної служби або залученні в індивідуальному порядку чи в складі об'єктової аварійно-рятувальної служби до проведення аварійно-рятувальних робіт підлягають обов'язковому особистому страхуванню на випадок захворювання, часткової або повної втрати працездатності, загибелі (смерті), спричинених виконанням обов'язків рятувальників, зазначених у контрактах, укладених під час їх прийому на роботу, або договорах щодо проведення аварійно-рятувальних робіт, до яких вони залучаються.

Страхування рятувальників, які залучені до проведення аварійно-рятувальних робіт в індивідуальному порядку чи в складі об'єктових аварійно-рятувальних служб, здійснюють органи виконавчої влади, органи місцевого самоврядування, підприємства, установи та організації, що залучили них до проведення цих робіт, за рахунок коштів, які виділяються на їх проведення. Страхування здійснюється на суму десятирічного грошового утримання за останньою посадою, яку займає пожежник-рятувальник, але не менше однієї тисячі неоподатковуваних мінімумів доходів громадян. Порядок та умови обов'язкового особистого страхування рятувальників встановлюються Кабінетом Міністрів України.

3.11. Особливості управління безпекою АЕС

3.11.1. Принципи проектування

На етапі проектування ядерної установки проводиться аналіз безпеки для цілого ряду ситуацій, які можуть виникнути на станції – нормальної експлуа-

тації, очікуваних при експлуатації подій і можливих аварій. Шляхом докладного вивчення всіх цих ситуацій демонструється надійність проекту станції та ефективність систем безпеки.

Безпечною з точки зору проекту є та АЕС, на якій у кожному разі, навіть в аварійній ситуації, забезпечується виконання наступних основних функцій:

- керування ядерною ланцюговою реакцією в активній зоні реактора;
- відведення тепла від активної зони;
- запобігання поширенню радіоактивних матеріалів.

Всі можливі сценарії аварій мають бути враховані на самому ранньому етапі процесу проектування. У публікації № 110 Серії видань з безпеки МАГАТЕ "Безпека ядерних установок", вказуються наступні принципи проектування:

- Проект має забезпечувати придатність ядерної установки для надійної, стабільної та легко керованої експлуатації. Основною метою має бути запобігання аварій.
- У проекті має бути належним чином застосований принцип глибокоешелонованого захисту, тобто кілька рівнів захисту та достатня кількість бар'єрів для запобігання викидів радіоактивних матеріалів, а також забезпечене положення, при якому відмови або сполучення відмов, які могли б призвести до значних радіологічних наслідків, будуть досить малоймовірні.
- Технології, закладені в проекті, мають бути апробовані або перевірені досвідом або випробуваннями, або й тим і іншим.
- Систематичний розгляд взаємодії людини і машини та людські чинники мають бути передбачені на всіх етапах проектування та у процесі відповідної розробки експлуатаційних вимог.
- Дози опромінення персоналу на площадці та викиди радіоактивних матеріалів у навколишнє середовище мають підтримуватися за допомогою проектних рішень на розумно досяжному низькому рівні.
- Перш ніж експлуатуюча організація завершить подання технічного проекту регулюючому органу, мають бути проведені цілісна оцінка безпеки та незалежна перевірка підтвердження того, що проект установки дозволить виконати мету і вимоги безпеки.

3.11.2. Концепції глибокоешелонованого захисту

Згідно діючих в Україні ОПБ-2000¹⁰ безпека АЕС має забезпечуватися за рахунок послідовної реалізації концепції глибокоешелонованого захисту (рис.3.5, рис.3.6), заснованої на застосуванні:

- системи фізичних бар'єрів на шляху поширення іонізуючих випромінювань і радіоактивних речовин у навколишнє середовище;

¹⁰ З 2008 р. уведено й діє ОПБ-2008

– системи технічних і організаційних заходів щодо захисту бар'єрів і збереженню їхньої ефективності.

Система фізичних бар'єрів включає, рис.3.5:

- паливну матрицю;
- оболонки тепловідляючих елементів (твел);
- границю контуру теплоносія реактора (1 контур);
- герметичне огороження реакторної установки (гермооболонка);
- біологічний захист¹¹.

При нормальній експлуатації всі бар'єри та засоби їх захисту мають знаходитися у працездатному стані. При виявленні непрацездатності будь-якого з бар'єрів або засобів їх захисту робота АЕС на потужності забороняється.

Система технічних та організаційних заходів створює 5 рівнів глибокоєшелюваного захисту [20], що представлені нижче.

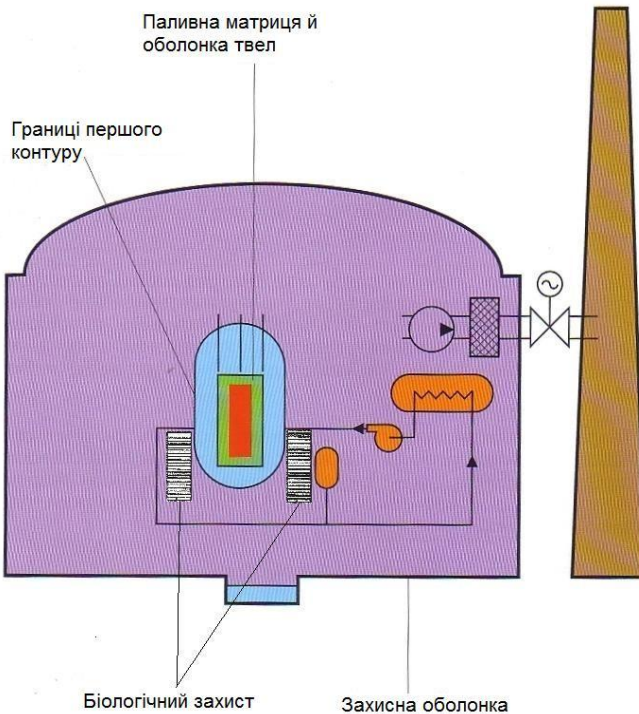


Рис. 3.6. Фізичні бар'єри на шляху поширення радіоактивності.

Рівень 1. Створення умов, що запобігають порушенням нормальної експлуатації:

– оцінка та вибір площадки, придатної для розміщення АЕС;

¹¹ Цей бар'єр не враховується в документах МАГАТЕ

- розробка проекту на основі консервативного підходу з розвинутою властивістю внутрішньої самозахищеності реакторної установки;
- забезпечення необхідної якості систем (елементів) АЕС і виконуваних робіт;
- експлуатація АЕС відповідно до вимог нормативних документів, технологічних регламентів і інструкцій для експлуатації;
- підтримка у справному стані систем (елементів), важливих для безпеки, шляхом своєчасного виявлення дефектів, вживання профілактичних заходів, заміни устаткування, що відпрацювало ресурс та організації ефективно діючої системи документування результатів робіт і контролю;
- підбір персоналу АЕС і забезпечення необхідного рівня його кваліфікації для дій в умовах нормальної експлуатації та при порушеннях нормальної експлуатації, включаючи аварійні ситуації і аварії;
- формування культури безпеки.

Рівень 2. Запобігання проектних аварій системами нормальної експлуатації:

- своєчасне виявлення відхилень від нормальної роботи і їхнє усунення;
- управління при порушеннях нормальної експлуатації.

Рівень 3. Запобігання аварій системами безпеки:

- запобігання розвитку відмов устаткування та помилок персоналу в проектні аварії, а проектних аварій - у запроектні із застосуванням систем безпеки;
- ослаблення наслідків аварій, які не вдалося запобігти, шляхом утримання радіоактивних речовин, що виділяються, локалізуючими системами безпеки.

Рівень 4. Управління запроектними аваріями:

- запобігання розвитку запроектних аварій та ослаблення їхніх наслідків;
- захист герметичної оболонки від руйнування при запроектних аваріях і підтримка її функціональності;
- повернення АЕС у контрольований стан, при якому припиняється ланцюгова реакція розподілу, забезпечується постійне охолодження ядерного палива й утримання радіоактивних речовин у встановлених границях.

Рівень 5. Планування заходів щодо захисту персоналу та населення:

- установлення санітарної зони й зони спостереження навколо АЕС;
- підготовка та здійснення при необхідності планів заходів щодо захисту персоналу й населення.

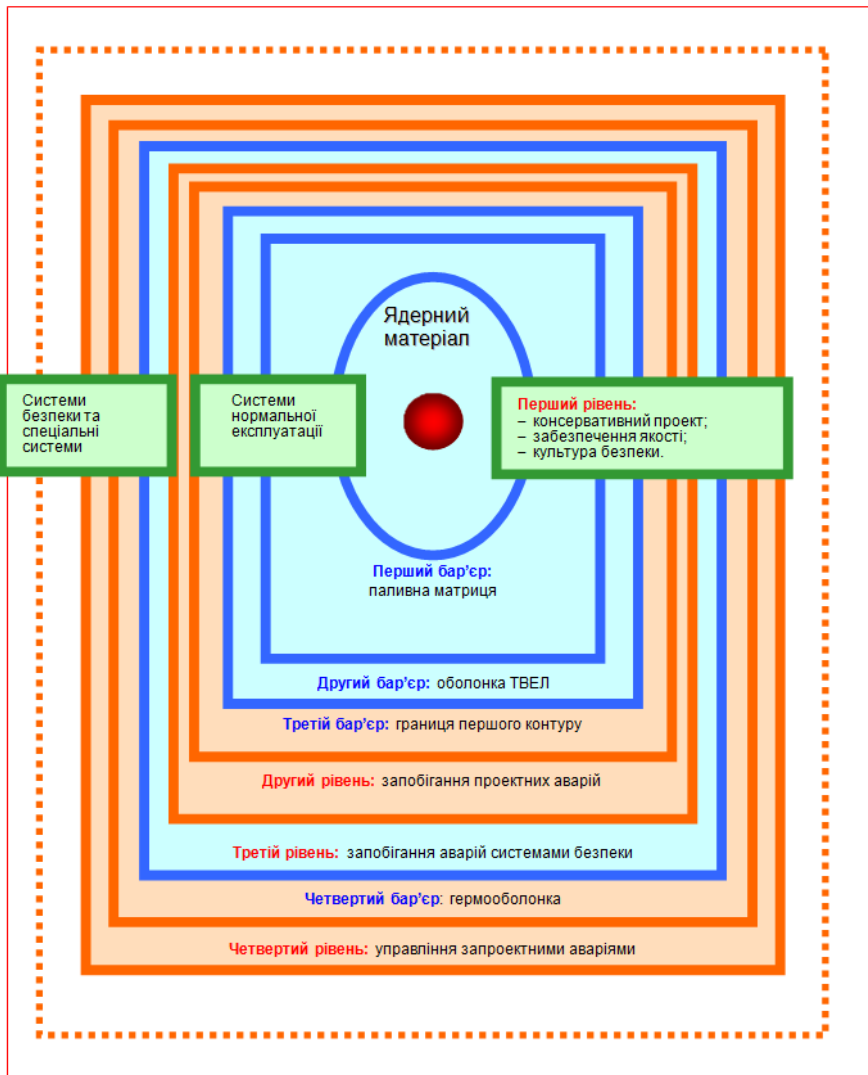


Рис. 3.7. Схема глибокоешелонованого захисту.

3.11.3. Взаємодія між фізичними бар'єрами й рівнями захисту в концепції глибокоешелонованого захисту

Тяжкі аварії в минулому були наслідком великої кількості відмов устаткування та помилок людини через недоліки декількох рівнів ешелонованого захисту. Усі компоненти глибокоешелонованого захисту при нормальній

експлуатації АЕС завжди мають бути працездатні. При відсутності одного з компонентів ешелонованого захисту наявність інших компонентів не є підставою для продовження експлуатації. Немає абсолютного захисту, але кожна лінія захисту зменшує ризик. Подія (аварія) виникає при відмові всіх захистів.

Особлива увага приділяється небезпекам, які можуть потенційно порушити кілька рівнів захисту, таких як пожежа, затоплення, землетруси. Експлуатація, що не вимагає або вимагає в малому ступені функціонування систем безпеки, є найбільш важливим показником ефективності глибокоешелонованого захисту.

Концепція глибокоешелонованого захисту здійснюється на всіх етапах життєвого циклу АЕС. Пріоритетною при цьому є стратегія запобігання вихідних подій, особливо це стосується рівнів захисту 1 та 2.

Таким чином, *формування культури безпеки є елементом найбільш пріоритетного рівня глибокоешелонованого захисту, що є основою сучасної концепції безпеки АЕС.*

Найважливіші цілі та напрямки безпеки відповідно до рекомендацій МАГАТЕ викладаються в заяві експлуатуючої організації про політику в області безпеки. Наведений нижче текст "заяви" відповідає основним сучасним міжнародним принципам безпеки про повну відповідальність ЕО, про безпеку, як вищий пріоритет діяльності, про культуру безпеки як основний принцип забезпечення нормальної роботи. Документи "Заява" і звіт про безпеку відповідають сучасним "ринковим" методам регулювання безпеки.

3.11.4. Колективна доза опромінення - один з показників безпеки

Колективною дозою опромінення називається підсумована по всіх працівниках АЕС поглинена доза випромінювання впродовж певного періоду експлуатації. Колективна доза опромінення є важливим інтегральним показником безпеки та характеризує як надійність захисних бар'єрів, так і підготовку персоналу, його кваліфікацію та досвід проведення радіаційно-небезпечних робіт. Одиницею виміру колективної дози опромінення є «людино-зіверт» (люд.·Зв), поділ колективної дози опромінення на загальне число персоналу дає середню дозу опромінення однієї людини. Колективна доза опромінення відноситься до показників культури безпеки.

На рис. 3.8 представлена колективна доза опромінення персоналу на АЕС України. Як бачимо, майже не існує залежності рівнів колективної дози опромінення персоналу від кількості виробленої електроенергії по ДП НАЕК "Енергоатом" у 1998-2003 роках. При збільшенні виробленої енергії у 2001-2003 роках колективна доза опромінення зменшується, що є позитивним свідченням підвищення рівнів культури виробництва та культури безпеки.

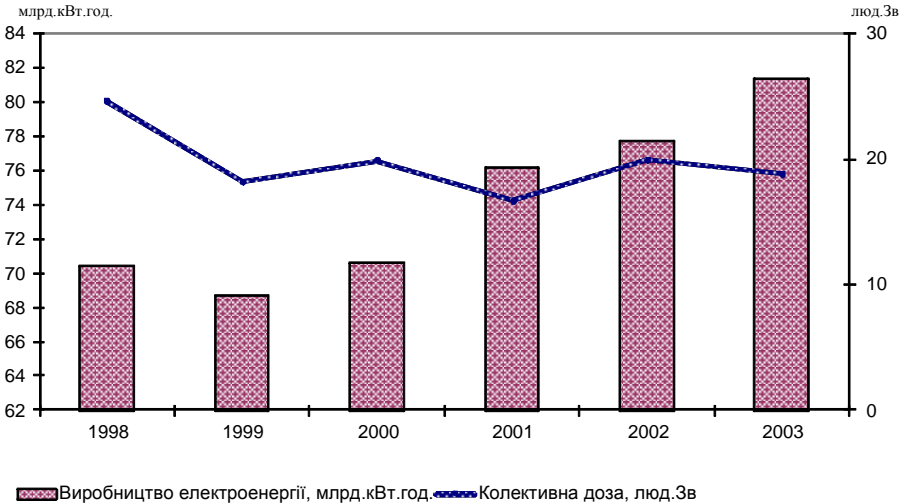


Рис.3.8. Колективна доза опромінення.

Сумарна колективна доза опромінення персоналу АЕС Компанії у 2003 році, склала 18,8 люд.-Зв, що значно менше у порівнянні з попередніми роками. У 2003 році більшість персоналу АЕС Компанії (82%) одержало дозу опромінення менше 2 мЗв. В інтервалі індивідуальної дози 15-20 мЗв зареєстровано тільки 105 чоловік, що не перевищує 1% від загальної чисельності персоналу АЕС Компанії. Розподіл персоналу (разом із особами, які знаходилися у відрядженні) по інтервалах середніх індивідуальних доз опромінення, представлений на рис. 3.8. За 2002-2008 роки по Компанії не зафіксовано жодного випадку перевищення основної межі індивідуальної дози опромінення персоналу - 20 мЗв/рік. При цьому середні індивідуальні дози опромінення персоналу АЕС Компанії перебувають в інтервалі 0,7 мЗв/рік (ХАЕС) - 1,67 мЗв/рік (ЮУАЕС), що не перевищує 9% від встановленого ліміту індивідуальної дози.

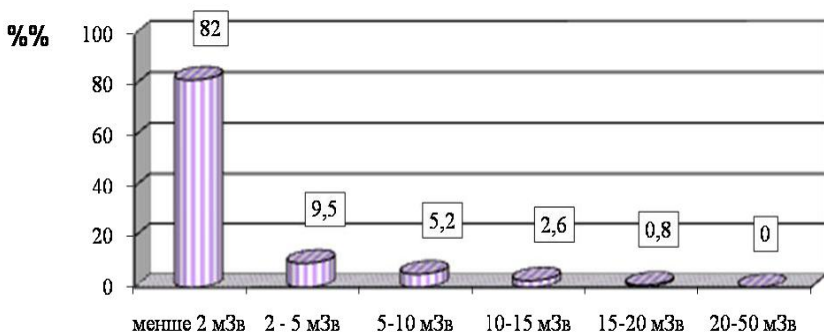


Рис. 3.9. Розподіл персоналу по дозах опромінення.

3.11.5. Заява ДП НАЕК "Енергоатом" про політику в області безпеки

Національна атомна енергогенеруюча компанія "Енергоатом" – експлуатуюча організація АЕС України, повною мірою усвідомлюючи важливість і значимість здійснюваної діяльності, ставлячи над усе безпеку людини та збереження навколишнього середовища, заявляє:

ДП НАЕК "Енергоатом" приймає на себе всю повноту відповідальності за безпеку атомних станцій на всіх етапах життєвого циклу та установлює безумовний пріоритет забезпечення безпеки над іншими завданнями.

Дії експлуатуючої організації спрямовані на підтримку досягнутого рівня безпеки та на постійне розумно досяжне його підвищення.

ДП НАЕК "Енергоатом" приділяє особливу увагу організації контролю та застосуванню ефективних захисних мір від радіаційного впливу атомних станцій на населення і навколишнє середовище.

ДП НАЕК "Енергоатом" гарантує, що для забезпечення безпеки атомних станцій експлуатуюча організація має кваліфіковані кадри в достатній кількості з відповідним рівнем освіти та підготовки.

Діяльність компанії спрямована на створення атмосфери прихильності персоналу цілям безпеки, його особистої відповідальності та формування в нього основних принципів культури безпеки:

- усвідомлення кожним керівником і виконавцем важливості для безпеки виконуваної роботи;
- встановлення чітких меж відповідальності та взаємин;
- виконання роботи тільки відповідно до встановлених вимог;
- систематичної оцінки діяльності, пов'язаною з безпекою;
- підготовки та навчання персоналу, з акцентом на пріоритет безпеки і усвідомлення наслідків помилкових дій для безпеки.

ДП НАЕК "Енергоатом" гарантує, що будь-які ініціативи працівників експлуатуючої організації по забезпеченню безпеки в рамках заявленої політики будуть підтримані та належним чином оцінені.

ДП НАЕК "Енергоатом" закликає всі організації і особи, що займаються діяльністю безпосередньо пов'язаною з використанням ядерної енергії, керуватися вищевикладеними принципами.

3.11.6. Концепція підвищення безпеки діючих енергоблоків атомних електростанцій

Концепція підвищення безпеки діючих енергоблоків атомних електростанцій (далі - Концепція) [24] була основоположним документом для продовження реалізації заходів, передбачених "Комплексною програмою модернізації і підвищення безпеки енергоблоків атомних електростанцій". Виконання заходів щодо реалізації Концепції було розраховано до 2010 року, у тому числі робіт з пілотним проектом - до кінця 2008 року.

На продовження планування після 2010 року ДП НАЕК «Енергоатом» у 2010 році розробив «Комплексну (зведену) програму підвищення безпеки енергоблоків АЕС України», в якій необхідні заходи відсортовані за їх пріоритетністю [5].

Основні напрямки підвищення безпеки енергоблоків АЕС і особливості їхньої реалізації розроблені фахівцями ядерної галузі України відповідно до особливостей АЕС на підставі попереднього досвіду експлуатації, у тому числі проведених аналізів безпеки. Основні напрямки підвищення безпеки енергоблоків:

- управління течєю теплоносія з першого контуру в другий еквівалентним діаметром до 100 мм;
- обмеження залежних відмов устаткування та відмов із загальної причини, викликаних внутрішніми подіями;
- підвищення надійності виконання функцій тепловідводу від реакторної установки через другий контур;
- підвищення надійності захисту першого контуру від високого тиску в холодному стані та від термічного удару;
- підвищення надійності виконання функцій тепловідводу та управління тиском першого контуру;
- підвищення надійності утримання радіоактивних матеріалів у герметичному об'ємі;
- підвищення надійності аварійного електропостачання;
- удосконалення управління аварійними процесами;
- поглиблення аналізу та обґрунтування безпеки АЕС;
- дослідження процесів старіння устаткування й управління процесами старіння устаткування.

Впровадження наведених заходів дозволить:

- підвищити показники безпеки діючих енергоблоків АЕС за пріоритетними напрямками, визначеними за результатами звітів і аналізу безпеки реакторних установок;
- усунути відхилення від вимог нормативно-правових актів, які мають силу після введення в експлуатацію енергоблоків АЕС, або зменшити вплив цих відхилень на безпеку шляхом впровадження компенсуючих заходів;
- впровадити рекомендації МАГАТЕ щодо підвищення безпеки енергоблоків АЕС із реакторними установками типу ВВЕР;
- забезпечити ефективність фізичних бар'єрів безпеки енергоблоків АЕС і засобів їх захисту;
- удосконалити технічні та організаційні заходи, спрямовані на запобігання відмов устаткування, переростанню цих відмов в аварійну ситуацію або аварію;
- мінімізувати наслідки аварії та забезпечити можливість управління аварією;
- продовжити безпечну експлуатацію наявних енергоблоків за межі проектного терміну експлуатації.

3.12. Стратегія розвитку ядерної енергетики України

Цей розділ підготовлений на підставі галузевих документів [139], наводиться з метою ознайомлення з офіційними планами. Стратегією планується збереження впродовж 2006 - 2030 років частки виробництва електроенергії АЕС на рівні, досягнутому в 2005 році (тобто, біля половини від сумарного річного виробництва електроенергії в Україні). Таке рішення обґрунтовується, у першу чергу, наявністю власних сировинних ресурсів урану, а також - стабільною роботою АЕС, потенційними можливостями країни щодо створення енергетичних потужностей на АЕС, наявними технічними, фінансовими та екологічними проблемами теплової енергетики.

Планується підвищення рівня річного виробництва електроенергії в Україні в період 2005-2030 років, відповідно рис. 3.9 (млрд. кВт·год).

Таким чином, для виробництва у 2030 році на АЕС 219,0 млрд. кВт·год електроенергії потрібно мати 29,5 ГВт встановленої потужності при КВВП на рівні 85%. Будівництво нових потужностей АЕС у період до 2030 року визначається кількістю нині діючих енергоблоків, які можуть перебувати в цей період у експлуатації з урахуванням подовження строку їхньої експлуатації на ≈ 15 років. До 2030 року в експлуатації будуть перебувати 9 нині діючих енергоблоків АЕС: 7 енергоблоків із подовженим понад проектний строком експлуатації - № № 3, 4, 5, 6 ЗАЕС, № 3 РАЕС, № 1 ХАЕС, № 3 ЮУАЕС і 2 енергоблоки, які введені в експлуатацію в 2004 році - № 2 ХАЕС і № 4 РАЕС. Таким чином, для забезпечення цілей Стратегії щодо обсягу виробництва електроенергії необхідно ввести до 2030 року в експлуатацію 20-21 ГВт.

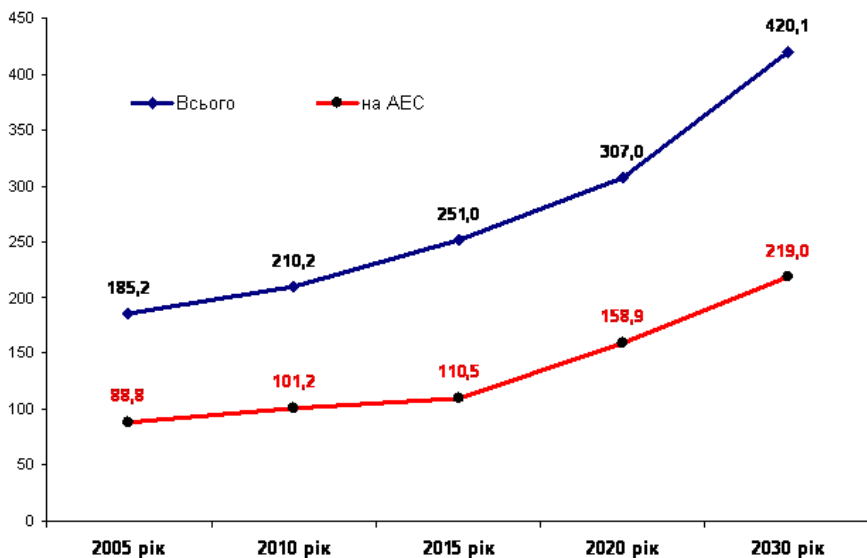


Рис. 3.10. План уведення нових потужностей АЕС

Досвід світової ядерної енергетики та експлуатації реакторних установок водо-водяного типу в Україні дозволяє зробити вибір для нового будівництва на користь енергоблоків з реакторними установками з водою під тиском, тобто, типу PWR/ВВЕР. Передбачуваний рівень одиначної потужності нових енергоблоків АЕС має бути від 1000 до 1500 МВт. Принципове рішення щодо вибору потужності та типів нових енергоблоків буде прийматися на підставі:

- додаткової оцінки умов енергосистеми України;
- порівняння техніко-економічних показників;
- оцінки стану розробки та освоєння в експлуатації енергоблоків в інших країнах.

При виборі типу енергоблоку для конкретної площадки доцільно передбачати однотипні енергоблоки. Варто також керуватися принципом однотипності в рамках тимчасового періоду 3-5 років.

До кінця 2016 року планується ввести в експлуатацію енергоблоки № 3 і № 4 Хмельницької АЕС, з урахуванням наявності розвинутої інфраструктури площадки Хмельницької АЕС і великого обсягу виконаних будівельних робіт з основних споруджень.

При формуванні графіка будівництва та введення генеруючих потужностей, враховувався цикл спорудження енергоблоку (орієнтовно 12 років), що охоплює виконання всіх етапів, починаючи від розробки ТЕО (проектування, будівництво, введення в експлуатацію), а також виконання відповідних дозвільних процедур на кожному з етапів. При цьому для енергоблоків, які бу-

дуть уведені в експлуатацію до 2021 року, тривалість цього циклу передбачається скоротити на 2-3 роки.

План будівництва та введення в експлуатацію енергоблоків з використанням прилеглих площадок АЕС (енергоблоки 1000 МВт і 1500 МВт) представлений на рис. 3.10.

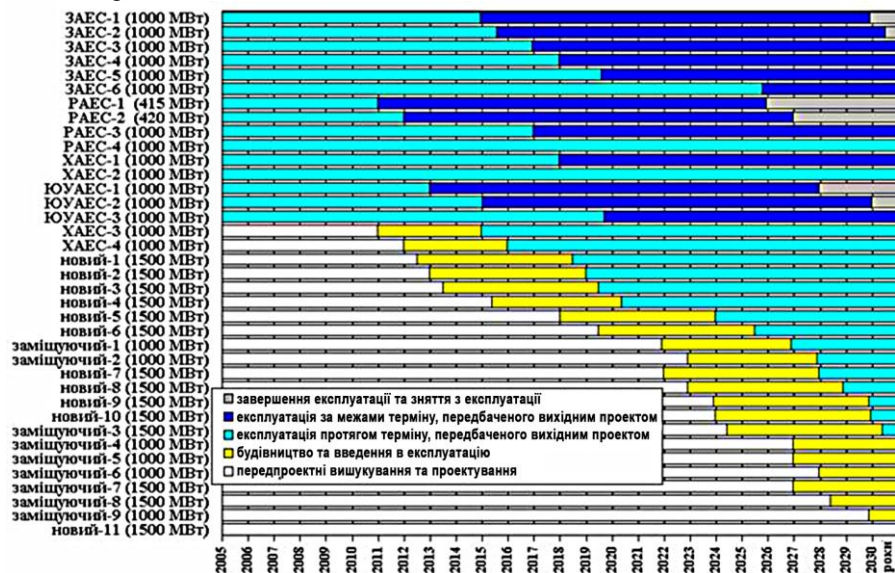


Рис.3.11. План введення нових АЕС в Україні.

Для практичного втілення Стратегії необхідно підвищити ефективність використання ядерного палива шляхом завершення переходу на 4-річний і наступний перехід на 5-річний паливний цикл, скоротити тривалість планово-попереджувальних ремонтів шляхом оптимізації періодичності їхнього проведення та підвищення якості робіт. Важливо виконати заходи щодо модернізації і реконструкції основного устаткування та систем АЕС, виконати в повному обсязі заходи щодо продовження строку експлуатації, насамперед, елементів, заміна яких практично неможлива або вкрай витратна. Необхідно забезпечити ефективне зняття з експлуатації енергоблоків АЕС на етапі завершення їхнього життєвого циклу та своєчасне спорудження нових потужностей на доповнення і заміну тих, що виводяться з експлуатації.

Виходячи із цього в період 2006 - 2010 років необхідно було:

- забезпечити, починаючи з 2006 року, роботи з обґрунтування та вибору 3-4 нових площадок для будівництва АЕС;
- завершити розробку ТЕО на спорудження на нових площадках в 2013-2021 роках енергоблоків загальною потужністю 6 ГВт;
- обґрунтувати та прийняти рішення щодо продовження строків експлуатації енергоблоку № 1 Рівненської АЕС понад проектний строк.

У період 2011-2030 р. необхідно:

- ввести в експлуатацію до кінця 2016 року 2 ГВт нових потужностей на площадці Хмельницької АЕС - енергоблоки № 3 і № 4;
- ввести в експлуатацію в 2019-2021 роках на нових площадках 6 ГВт потужностей АЕС;
- ввести в експлуатацію в період 2024-2030 роках заміщуючі і додаткові енергоблоки загальною потужністю 12,5 ГВт;
- розпочати виконання робіт із зняття з експлуатації 6 енергоблоків АЕС після завершення їх (подовженого) строку експлуатації.

Крім цього, у період 2027-2030 роки необхідно почати будівництво 6,5 ГВт нових потужностей АЕС для введення їх в експлуатацію після 2030 року.

3.13. Моніторинг безпеки енергоблоків АЕС в експлуатуючій організації

Моніторинг (контроль) безпеки енергоблоків АЕС в експлуатуючій організації здійснюється впродовж усього життєвого циклу АЕС. Загальна схема контролю безпеки наведена на рис. 3.12.

У процесі контролю безпеки можна виділити три етапи:

- Обґрунтування безпеки (розробка технічного обґрунтування безпеки - ТОБ);
- Оцінка безпеки (періодична);
- Контроль за безпекою (постійно).

Розробка технічного обґрунтування безпеки (ТОБ) здійснюється при проектуванні енергоблоку та при його модифікаціях. У ТОБ проводиться опис і аналіз функціональності і надійності всіх систем АЕС і блоку в цілому.

Контроль поточного рівня безпеки (ПРБ) енергоблоку здійснюється відповідно до галузевого стандарту щорічно (щокварталу). Мета оцінки поточного стану безпеки енергоблоку атомної станції:

- перевірка стану систем безпеки та інших систем і устаткування, важливих для безпеки АЕС;
- аналіз стану фізичних бар'єрів безпеки та систем локалізації аварій;
- оцінка радіаційної обстановки на АС і в навколишньому природному середовищі;
- перевірка стану ядерної, радіаційної, технічної та пожежної безпеки на АС;
 - розгляд і оцінка порушень, що мали місце, у роботі та помилок персоналу;
- визначення заходів, спрямованих на підвищення надійності і безпеки експлуатації АС.

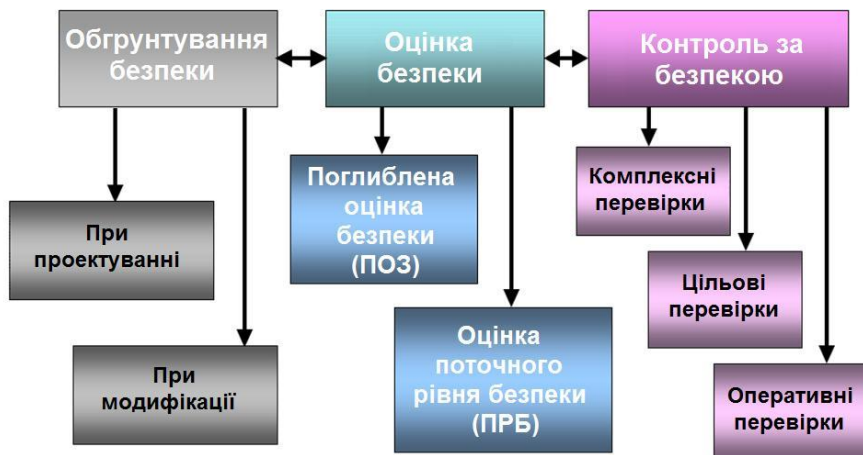


Рис.3.12. Загальна схема контролю безпеки.

Виконання оцінок безпеки АС здійснюється щороку, з оформленням (випуском) звіту з поточного стану безпеки по кожному енергоблоку АС.

Перевірки стану ядерної, радіаційної, пожежної та технічної безпеки проводяться внутрішньостанційними комісіями. Раз на два роки проводяться перевірки стану ядерної, радіаційної, пожежної і технічної безпеки комісіями ДП НАЕК "Енергоатом". Розробка звітів щодо поглибленої оцінки безпеки та звітів з *імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ-1)* [13] виконана для всіх енергоблоків ВВЕР першого покоління. **Імовірнісний аналіз безпеки** - системний аналіз безпеки АЕС, що дозволяє виявити основні джерела аварій, розробити необхідні засоби і заходи для досягнення прийняттого рівня безпеки на проєктній стадії та підтримка досягнутого рівня при експлуатації АЕС. Основною перевагою ІАБ є можливість поглибленого якісного й кількісного дослідження проєкту АЕС із точки зору його внутрішніх властивостей і впливів з боку навколишнього середовища, включаючи виявлення факторів, що вносять найбільший внесок у ризик, а також порівняння різних можливостей зменшення ризику. ІАБ дає можливість побудувати погоджену інтегральну модель поведінки станції з точки зору безпеки. Відповідно ІАБ дозволяє мати погоджену і широкую основу для прийняття рішень в області безпеки. На загальній основі, а саме шляхом кількісного порівняння оцінок ризику, можна проводити зіставлення варіантів запропонованих змін або альтернативних рішень у зовсім різних проєктах і технічних областях атомної енергетики. Більше того, ІАБ являє собою концептуальний і математичний інструмент для проведення числових оцінок ризику в цілому, пов'язаного з атомними станціями і ядерними установками. Поглиблений аналіз безпеки та ІАБ-1 проводяться для кожного блоку АЕС раз на 10 років.

Питання для самоконтролю.

1. Наведіть принципи якісної оцінки ризику.
2. Назвіть сучасну концепцію безпеки АЕС.
3. Наведіть алгоритм розрахунку ризику від АЕС.
4. Перелічіть складові системи фізичних бар'єрів.
5. Перелічіть рівні глибокоешелонованого захисту. Які з них є найбільш пріоритетними?
6. Сформулюйте концепції безпеки, принципи проектування АЕС.
7. Поясніть поняття "Коллективна доза опромінення - один з показників безпеки".
8. Розкажіть про взаємодію між фізичними бар'єрами й рівнями захисту в концепції глибокоешелонованого захисту.
9. Розкажіть про концепцію підвищення безпеки діючих енергоблоків атомних електростанцій.
10. Розкажіть про стратегію розвитку ядерної енергетики України.
11. Перелічіть, які державні документи визначають прихильність безпеці на політичному рівні.
12. Які міжнародні документи розглядають концепцію культури безпеки?

РОЗДІЛ 4. ОСНОВНІ ПОНЯТТЯ СОЦІОНІКИ ТА СОЦІОМЕТРІЇ

Оскільки поняття «культура» до останнього часу відносилось до соціальних, для адекватного розуміння і подальшого вивчення в цілях поліпшення стану складних технічних систем (культура безпеки) необхідно розглянути основні поняття соціоніки і соціометрії. З цією метою наведемо відомості із прекрасної роботи психологів з Омського університету [25].

У техніці неможливо обійтися без вимірювань. Хоча поняття культура безпеки виникло як віддзеркалення деякої соціальної атмосфери, умов (клімату), обстановки – якісних обставин технологічних процесів експлуатації АЕС, зараз, як неминуча умова розвитку, виникла потреба вимірювання (оцінки) рівня культури безпеки. Завдання нове для ядерної галузі, відома в області соціології.

У трактуванні багатьох авторів існує поняття соціального поля. На наш погляд теорія соціального поля більш повно відображає поняття культури безпеки, до того ж, впроваджуючи таку термінологію, з'являється можливість введення кількісних характеристик соціальних явищ (станів) по аналогії з фізичними полями. Наведемо його опис відповідно до принципів соціології.

4.1. Поняття соціального поля

Теорію поля стосовно соціальних наук розвивав психолог Курт Левін [26]. Він писав: "Основний інструмент для аналізу групового життя – представлення групи і її ситуації як "соціального поля". Це означає, що соціальна подія розглядається як те, що відбувається в (і що є результатом сукупності) співіснуючих соціальних об'єктах, таких, як групи, підгрупи, члени, бар'єри, канали комунікацій і т.п. Одна з фундаментальних характеристик цього поля – відносна позиція об'єктів, які є частинами поля. Ця відносна позиція представляє структуру групи і її екологічну обстановку. Вона також відображає основні можливості пересування усередині поля".

Для більш короткої характеристики поняття поля Левін використовував наступне визначення поля, що належить Ейнштейнові.

Сукупність співіснуючих фактів, які розуміються як взаємозалежні, називається полем.

Якщо порівняти дане визначення поля з визначенням системи, яке сформулював фон Берталанфі, то неважко побачити їх схожість. Дійсно, поле може виникати в системі, і, навпаки, система може породжувати поле. Але разом з цим поняття поля відмінне від поняття системи. Для того, щоб переконатися в цьому прокоментуємо абстрактне визначення поля, дане Ейнштейном, перефразовуючи інше його твердження; всі ці факти, узяті разом, створюють в навколишньому життєвому просторі групи певний стан, який, у свою чергу, створює характерну дію на певні об'єкти, що з'являються в даному життєвому просторі. Цей стан простору і є соціальним полем.

Що ж це за об'єкти, на які впливає соціальне поле? Все залежить від типу відповідної соціальної системи, для опису властивостей якої і застосовується

теорія поля або польові моделі. Наприклад, етнічне поле проявляється у поведінці певного типу індивідів, які названі в теорії етнічних систем Гумільова пасіонаріями [29]. У разі гендерної системи, що описує процес утворення сім'ї, поле, яке названо "запахом грошей", позначається на поведінці жінок. Іншими словами, жінки є тими «пробними зарядами», які виявляють дане поле.

Поле в соціології (і психології) – це те, що забезпечує взаємозв'язок різних частин життєвого простору групи, яка вивчається (чи відповідно: індивіда). Життєвий простір визначається таким чином, щоб у будь-який даний момент він включав всі факти, які властиві існуванню, і не включав ті, які не властиві для даної групи індивідів. При цьому, до існування відноситься все, що характеризує процес взаємодії.

Аналітичним засобом дослідження соціальних проблем в рамках теорії поля є поняття фазового простору. Фазовий простір призначений для числової характеристики поля. Фазовий простір – це система координат, кожна з яких відповідає різним характеристикам поля. Розмірність фазового простору визначається кількістю досліджуваних характеристик груп індивідів (чи окремих індивідів). Очевидно, що згадуваний вище життєвий простір, перетворюється при формалізації у фазовий простір.

При цьому поле представляється за допомогою графіків або рівнянь, кількісно залежності між різними характеристиками поля [26]. Математично поле задається функцією потенціалу $F(x_i)$, яка залежить від координат фазового простору (x_i) і визначається як внутрішніми так і зовнішніми факторами. У випадку соціально-технічної системи координатами фазового простору (x_i) можуть бути: характеристики стану виділеної групи (чи окремого індивіда); характеристики взаємодії між виділеними групами (чи окремими індивідами, чи взаємодії група-індивід); можливість виділеної групи чи окремого індивіда виконувати поставлену задачу (наприклад, 0 – неможливо, 1 – можливо); зовнішні впливи; стан обладнання (наприклад, імовірність відмови); ризик виникнення аварії; показники роботи енергоблоку; час.

У кожний конкретний момент часу досліджувана система (виділені групи чи окремі індивіди) знаходиться у точці фазового простору, що визначається вказаними координатами фазового простору. А потенціал поля саме визначає рух системи у фазовому просторі – тобто напрям руху та координати фазового простору, де досліджувана система опиниться у наступний момент часу. Така формалізація дає змогу виділити потенційно безпечні та потенційно небезпечні зони у фазовому просторі та робити прогнози щодо подальшої поведінки досліджуваної системи. Наявність достовірних прогнозів поведінки такої соціально-технічної системи є запорукою запобігання аварій та забезпечення високого рівня культури безпеки.

4.2. Соціальна система «Персонал АЕС»

Розглянемо соціальну систему «Персонал АЕС». Відзначимо, що для АЕС України така група може складати в середньому, 5-10 тисяч осіб – від робо-

чого до оператора БЩУ, керівництва АЕС. У системі легко визначаються підсистеми: оперативний персонал, ремонтний і обслуговуючий персонал, прикомандирований персонал, управлінці. У свою чергу кожна підсистема ділиться по цехах, ділянках, змінах відповідно до структури АЕС, рис. 4.1.

Кожна з представлених на рис. 4.1 підсистем складається з десятків - сотень елементів (індивідів), що утворюють певну групу (колектив), об'єднаних загальними цілями і завданнями. Кожна група виконує певне (регламентоване) завдання, має свою ієрархію і життєвий простір. Безумовно, кожен індивід має свої конкретні обов'язки, але всі є взаємозалежними. Отже, відповідно до приведених визначень соціоніки, можна представити культуру безпеки як соціальне поле (безпеки) представленої групи індивідів. Дійсно, кожен індивід має свою щодо інших позицію, в межах кожної підсистеми і системи в цілому можливе пересування, кожен індивід в принципі зацікавлений у безпеці (у ідеальному наближенні) системи. Ще однією особливістю системи є приналежність деяких елементів (індивідів) до декількох підсистем. Це, перш за все, відноситься до оперативного персоналу, який має подвійне підпорядкування (керівництво). Оператор структурно відноситься (належить) до якогось цеху (наприклад, реакторного), але працюючи в одній із змін, він виконує розпорядження начальника зміни блоку (цеху). Зміна – колектив, в якому оператор працює відносно постійно, фактично весь час, але підготовкою оператора займаються служби цеху. Оператор може працювати і в іншій зміні (тимчасово), але колектив нової зміни сприймає його з настороженістю, його робота (спочатку) контролюється іншими працівниками зміни.

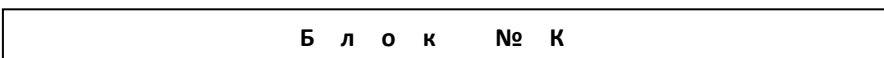
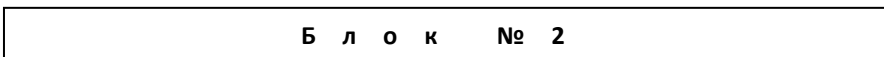
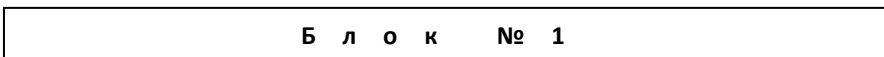
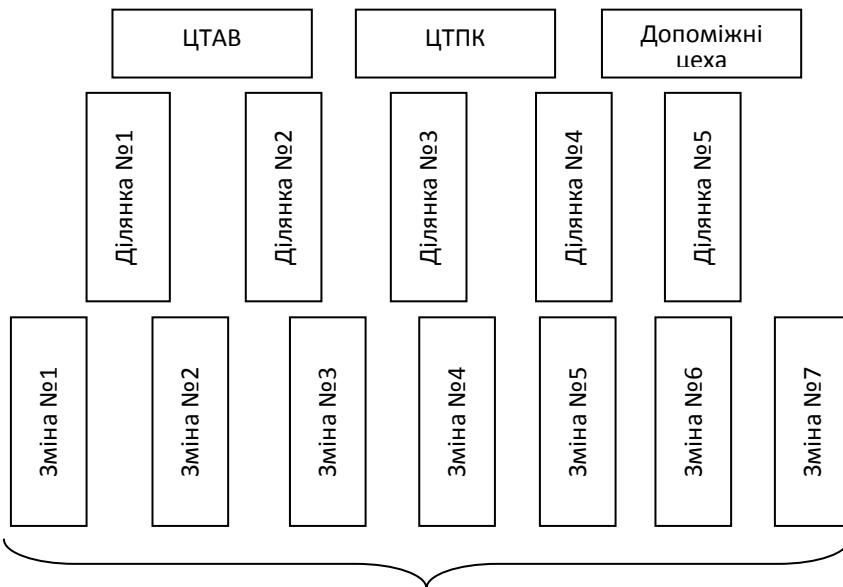
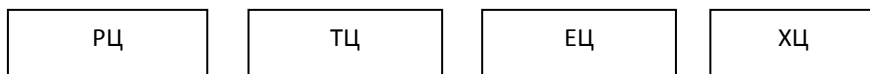
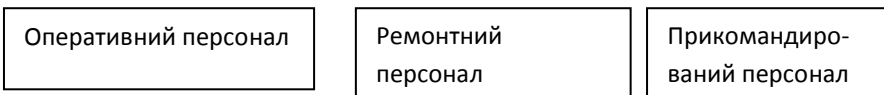
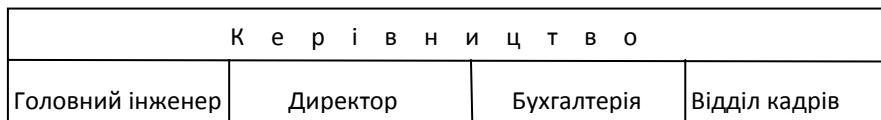


Рис.4.1. Структура персоналу АЕС.

Короткий **опис поля** культури безпеки проведемо по аналогії з фізичними полями. У багатотисячному колективі рівномірне поле культури безпеки може бути у двох крайніх випадках: однаково поганим, або однаково гарним, тобто в загальному випадку воно нерівномірне: на кожній ділянці (колективі) воно різне по силі, залежить від всіх складових (розмірності) поля. Приведемо приклад залежності поля від рівня компетенції. Припустимо, що в колектив (зміну, ділянку) з високим рівнем компетенції прийнятий новий працівник. Відношення до нього на перших порах залежатиме виключно від рівня його компетенції в питаннях, які покладені на ділянку. У разі високих компетенцій новачка, він легко входить в колектив, незалежно від індивідуальних рис характеру, які сприймаються як його додаток: з повагою, гумором, співчуттям - не має великого значення. І навпаки, якщо людина виключно лагідного характеру не має достатніх компетенцій у професії і не здатна набути їх через недолік знань, або, що ще гірше, здібностей – така людина буде знехтувана колективом, не дивлячись на ряд позитивних переваг характеру. Компетентність – головний параметр, що характеризує члена колективу небезпечного (і не тільки!) підприємства.

Потенціал поля і є та характеристика культури безпеки яку необхідно описати. Потенціал поля культури безпеки в будь-якій точці простору відображає ступінь прихильності культури безпеки, яка, у свою чергу, відображена параметрами і індикаторами культури безпеки. Відповідно до рекомендацій МАГАТЕ можна виділити близько 10 параметрів (напрямів, розмірностей) і в кожному напрямі до 10 індикаторів.

Еквіпотенціальні поверхні – такі ділянки соціального поля (колективу), де відношення до безпеки однакове. Не вдаючись до подробиць теорії поля, відзначимо, що такі ділянки можна легко виділити як на рівні первинного колективу (зміна, ділянка, цех) так і на рівні окремого його члена.

Пробний заряд – об'єкт або подія, яка дозволяє виявити дійсне значення поля культури безпеки. У зв'язку з багатовимірністю поля, пробними зарядами можуть служити різні факти і події. Найбільш комплексним (універсальним) є інцидент або подія, пов'язана з безпекою на блоці, або їх імітація в ході тренувань. У разі високої культури безпеки, будь-яка подія повинна бути переведена персоналом в регламентну ситуацію без зниження рівня безпеки. У протилежному крайньому випадку інцидент може перейти в аварію. Можна сказати, що сильне поле культури безпеки, яке відповідає високому рівню культури безпеки, виштовхує негативний пробний заряд, не допускається деформація його силового поля, рис. 4.2. При цьому, як і у фізичних полях (наприклад, електричному), ступінь викривлення силових ліній залежить як від потенціалу поля, так і від величини пробного заряду. На основі цієї залежності побудовані перевірки компетенцій персоналу на учбових заняттях і комплексних тренуваннях.

На рис.4.2 пробний заряд (інцидент) практично не змінив поля, що може бути ілюстрацією сильного поля культури безпеки.

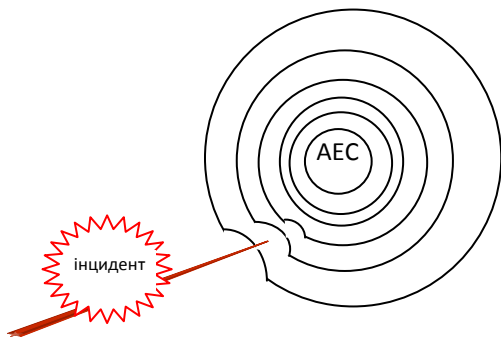


Рис. 4.2. Поле культури безпеки та пробний заряд.

Фазовий простір – багатовимірний простір, що характеризує основну змінну (культура безпеки) по різних напрямках (змінним) - осях координат. Це поняття описане в спеціальних курсах класичної математики (аналітична геометрія) і сучасної теорії імовірності і математичної статистики – багатofакторний дискретний аналіз.

Теорія соціального поля, за умови виділення параметрів фазового простору і змінних, що характеризують культуру безпеки, дозволяє створити функцію, яка характеризує поле залежно від координат точки в даному фазовому просторі. Проте, для вирішення цього завдання необхідні додаткові дослідження даних експлуатації з метою виявлення існуючих залежностей.

4.3. Операціоналізація понять у соціоніці

Операціоналізація понять – це специфічна наукова процедура встановлення зв'язку концептуального апарату дослідження з його методологічним інструментарієм. Іншими словами, операціоналізація – це процес скріплення теоретичного поняття з емпіричними спостереженнями, де останні виступають індикаторами певних властивостей, що відносяться до даного поняття.

Операціоналізація включає наступні стадії:

1. Переведення початкового поняття у показники.

Показник, в широкому сенсі слова, є передавачем соціальної інформації. У вузькому сенсі, показники – такі характеристики досліджуваного або керованого явища, які опосередковують зв'язок між спостережуваними та неспостережуваними характеристиками об'єкту, а, кінець кінцем – між об'єктом і суб'єктом пізнання або управління.

2. Переведення показників у змінні.

Змінною називається поняття, яке може приймати різні значення. Наприклад, вік є змінною. У цієї змінної цілий ряд значень: 6 місяців, 18 років, 47 років і т.д. Більшість соціологічних досліджень прагнуть виявити і виміряти варіації, характерні для одного специфічного явища, а потім пояснити ці варіації дією іншого явища. Перше явище називають залежною змінною. Друге,

таке, що пояснює або служить причиною першого, називають незалежною змінною.

В ході першої і другої стадії, перш за все, виявляються ключові поняття і уточнюється їх зміст.

Теоретичні змінні, на відміну від платонівських ідей, не існують "самі по собі", чекаючи, коли ми наткнемося на них. Вони не мають якогось абсолютного, раз і назавжди визначеного значення. Їх значення визначається контекстом вживання, концептуальною схемою, яку ми використовуємо. Наприклад, якщо ми використовуємо «релігійність» як поняття, що характеризує роль певної конфесії в політичному устрої національної держави, тоді найбільший інтерес для нашого дослідження можуть представляти агреговані (тобто такі, що відносяться до надіндивідуального рівня) змінні, що показують роль церкви у підтримці нормативної системи суспільства, в ухваленні політичних рішень [27].

Описана процедура називається *концептуалізацією* (або *емпіричною інтерпретацією*).

Концептуалізація поняття – послідовна конкретизація змісту поняття, що дає можливість вийти на такі прояви досліджуваних явищ, які безпосередньо недоступні сприйняттю, але які піддаються фіксації і вимірюванню. Головне завдання – уточнити поняття, звівши його до емпіричних ознак (показників).

4.4. Моделі індикаторів

Соціальна реальність і соціологічні поняття багатовимірні, тому знайти точні індикатори складно. Вони повинні відображати цю багатовимірність. Але будь-яка операціоналізація призводить до деякого спрощення і втрати первинного сенсу. Приведемо деякі приклади з області соціальних наук.

Операціоналізація поняття "Економічна свідомість" здійснюється за допомогою наступної таблиці 4.1, у якій пояснюється зв'язок показників і індикаторів.

Спробуємо аналогічно провести операціоналізацію поняття «Культура безпеки». В принципі, і в доповіді МАГАТЕ, і у посібнику ДП НАЕК «Енергоатом» виділені і показники, і індикатори як на рівні «уряд і його організації», «експлуатуюча організація, зокрема рівень атомної станції» так і «підтримуючі організації». Рівень атомної станції частково приведений в табл.4.2, в повному об'ємі, див. розд.2, розд.8, розд.11.

Таблиця 4.1. Зв'язок показників та індикаторів.

Показники	Змінні	Індикатори
<i>Відношення до праці</i>	Розвиток суб'єктивних побудовок і практичних зусиль, спрямованих на самореалізацію у праці.	Мотиви, установки, стереотипи, задоволеність, ініціативність, якість роботи, дисциплінованість, заробіток.
<i>Відношення до власності</i>	Суб'єктивне сприйняття. Реальний збіг.	Моя, наше, чуже.
<i>Відношення до виробництва</i>	Суб'єктивне сприйняття як джерело благ, споживання. Фактична трудова поведінка.	Розуміння, оцінки, установки, події.
<i>Взаємодієвідношення між працівниками</i>	Стан групової солідарності, психологічного мікроклімату, змагальності.	Спілкування, співпереживання, симпатії, загальні ціннісні орієнтації, інтереси, типи поведінки.

На основі приведеного прикладу у табл. 4.2 можна зробити висновок про застосовність принципів соціоніки до поняття, що вивчається.

Стан культури безпеки безпосередньо впливає на безпеку і оцінити ефективність культури безпеки можна за допомогою індикаторів рівня безпеки енергоблоків АЕС.

Основними показниками аналізу і оцінки ефективності культури безпеки, включаючи технічний стан енергоблоку, є:

- показник ефективності використання встановленої потужності;
- коефіцієнт готовності до несення номінального навантаження;
- показник незапланованих автоматичних спрацьовувань АЗ;
- показник частоти порушень в роботі енергоблоків;
- колективна доза опромінювання персоналу;
- кількість радіоактивних викидів і скидів у навколишнє середовище;
- рівень травматизму.

Ці комплексні показники наводяться у щорічних (щоквартальних) звітах по безпеці енергоблоку, вони характеризують рівень безпеки виробництва електроенергії і стан культури безпеки зокрема. Визначення показників наведені нижче.

Таблиця 4.2. Операціоналізація понять культури безпеки.

Показники	Змінні	Індикатори
<i>Рівень компетенцій</i>	Стан проведення профвідбору, проведення підготовки і перепідготовки персоналу.	Існування чітких вимог до рівня підготовки і досвіду роботи на всі посади, наявність програм підготовки на посаді, навчально-методичних матеріалів, адміністративної підтримки і необхідних ресурсів.
<i>Робоча атмосфера</i>	Стан розділення, розуміння і виконання функцій і обов'язків всіх служб організації, експлуатаційного персоналу, допоміжних підрозділів.	Впровадження системи забезпечення якості, її сертифікація, положення про виробничі підрозділи, посадових інструкцій для всього персоналу, впровадження системи аудиту якості і безпеки.
<i>Позиція окремих осіб</i>	Відповідність формальних обов'язків їх реальному статусу, збіг (відповідність) рівня компетенцій функціональним обов'язкам.	Свочасне проведення атестацій персоналу, складання іспитів по ПТЕ, ТБ і РБ, гласність і плановість проведення процедур атестацій.
<i>Висвітлення досвіду станції в області безпеки</i>	Наявність стандартизованих процедур підприємства щодо аналізу порушень, відкритий обмін досвідом з іншими АЕС.	Висвітлення як позитивного, так і негативного досвіду у ЗМІ, проведення та участь персоналу в науково-практичних конференціях і семінарах. Використання досвіду експлуатації при підготовці НМЗ для навчання персоналу у НТЦ, ведення БД по порушенням, проведення перевірок і самоперевірок.

Показник спрацювання аварійного захисту (середній за рік параметр потоку спрацювання АЗ).

$$K_{AZ} = \frac{A+B}{T_0} * 1000 \quad (4.1)$$

де:

B - кількість скидань АЗ вручну.

A – кількість скидань АЗ в результаті сигналів автоматики.

T₀ - час роботи енергоблоку за звітний період, у годинах.

Показник «Коллективна доза опромінення персоналу» розраховується за наступною формулою:

$$K_{\text{КДО}} = \frac{\sum_{i=1}^N N_i \times S_i}{\bar{N}_{\text{ПЕРС}} \cdot \bar{S}} \times 100\% \quad (4.2),$$

де S_i – еквівалентна доза опромінення, i -того працівника із числа персоналу, опромінення якого контролюється на АЕС, за звітний період, Зв;

\bar{S} – ліміт дози опромінення встановлений НРБУ-97 для персоналу категорії А;

N_i – кількість персоналу категорії А., включаючи прикомандирований персонал, осіб;

$\bar{N}_{\text{ПЕРС}}$ – середнесписочна кількість персоналу АЕС, осіб.

Вихідні дані для визначення параметру $K_{\text{КДО}}$.

Джерелом вихідних даних для визначення показника є результати дозиметричного контролю. Зміна колективної дози персоналу АЕС України з реакторами типу ВВЕР за 1995 – 2003 гг., нормована на 1 енергоблок, наведена на рис.4.3 (див. також рис.3.1). Суцільними відрізками на рис. 4.3 показано середню колективну дозу опромінення персоналу на 1 енергоблок АЕС з реакторами типу ВВЕР за даними ВАО АЕС.

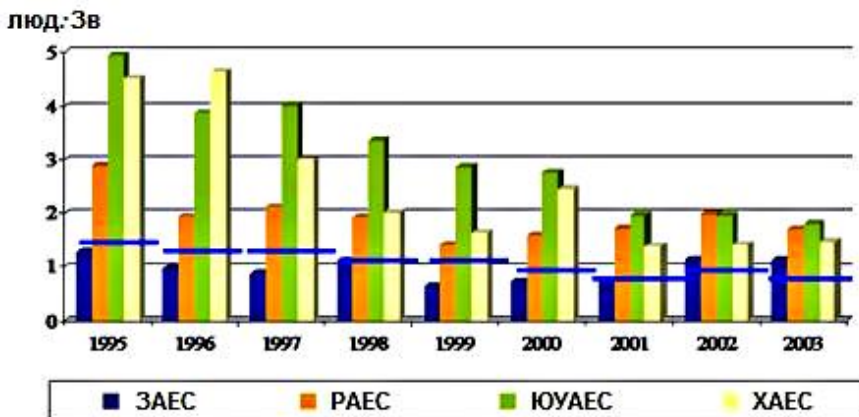


Рис. 4.3. Колективна доза опромінення.

Кількість нещасних випадків в атомній енергетиці України за період 1991-2004 (9 місяців) роки представлено на рис.4.4.

Як видно з наведених ілюстрацій, всі показники культури безпеки мають тенденцію до поліпшення, з чого можна зробити висновок про поліпшення культури безпеки на АЕС України.

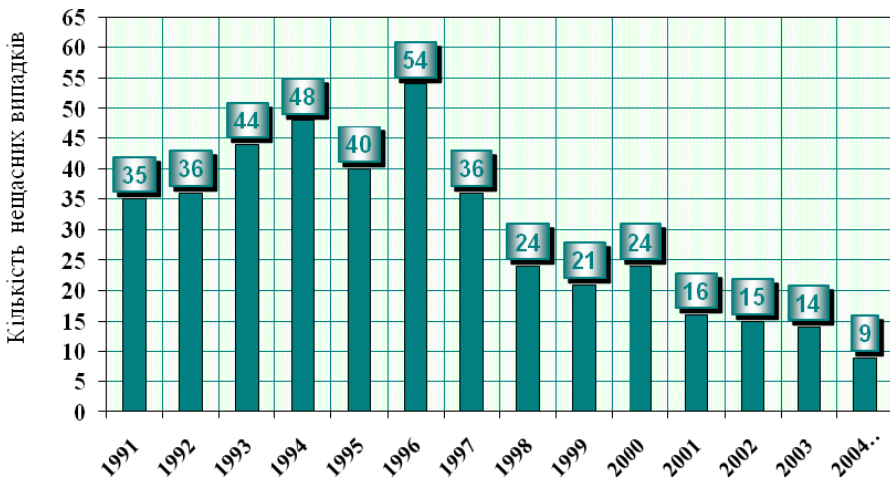


Рис. 4.4. Вимірювання показника травматизму.

Показники аварійної готовності персоналу визначаються трьома коефіцієнтами, що характеризують:

- рівень підготовки персоналу ($K_{\text{рів.підг}}$);
- готовність персоналу до ліквідації порушень ($K_{\text{г.пер}}$);
- аварійну готовність оперативного персонала ($K_{\text{АГП}}$).

Вказані показники розраховуються за наступними формулами.

$$K_{\text{рів.підг}} = \frac{N_{\text{ПОР.ПЕР}}}{T_o} \times 7000, \quad (4.3)$$

$$K_{\text{Г.ПЕР}} = \frac{n_{\text{ПОР}}}{N_{\text{ПОР}}} \times 100\%, \quad (4.4)$$

де $N_{\text{ПОР.ПЕР}}$ – кількість порушень у роботі енергоблоку за звітний період, які виникли за рахунок помилкових дій персоналу;

$n_{\text{ПОР}}$ – кількість порушень у роботі енергоблоку за звітний період, на розвиток яких вплинули помилкові дії персоналу;

$N_{\text{ПОР}}$ – загальна кількість порушень у роботі енергоблоку АЕС за звітний період;

T_o – тривалість звітного періоду, годин.

$$K_{АГП} = \frac{1}{n} \cdot \left(\sum_{i=1}^n \frac{N_{iУСП}}{N_{iЗАГ}} \right) \times 100\% \quad (4.5)$$

де $N_{УСП}$ – кількість оперативного персоналу, що успішно пройшов противоаварійне тренування з першої спроби;

$N_{ЗАГ}$ – загальна кількість оперативного персоналу, що приймала участь у проведенні противоаварійного тренування;

i – номер тренування;

n – загальна кількість проведених за звітний період противоаварійних тренувань.

При розрахунках вказаних показників аварійної готовності персоналу враховуються неправильні дії персоналу, які стали причиною порушення, а також ті, що були допущені у перехідних режимах при порушеннях в роботі АЕС.

При розрахунках враховуються всі види тренувань: індивідуальні, цехові, блокові, загальностанційні, загальносистемні і тематичні (протиаварійні, протипожежні).

Вихідні дані для розрахунку показників аварійної готовності персоналу.

Джерелом початкових даних для розрахунку показників служать звіти про порушення в роботі АЕС, журнали реєстрації противоаварійних тренувань і журнали реєстрації УТЦ.

У соціології часто використовуються наступні моделі визначення індикаторів і вимірювання змінної [27]. Оскільки досліджувані у соціології явища в більшості випадків не можуть бути виміряні прямими методами, що обумовлено їх складною суттю, тому у таких випадках вимірювання носить непрямий характер, зазвичай соціолог використовує декілька індикаторів для кожного досліджуваного явища. Приклад прямих вимірювань у соціології – вимірювання рейтингів кандидатів перед виборами. Рівень культури безпеки через багатогранність цього поняття не може бути виміряний прямими методами.

1. Модель вимірювання латентної змінної декількома ефект-індикаторами.

Використовується для дослідження складних явищ, які неможливо дослідити прямими методами. В даному випадку використовується вплив досліджуваного явища на навколишнє середовище та на оточуючих через процеси взаємодії. Цей метод можна назвати пасивним, оскільки безпосереднього активного впливу на досліджуване явище не здійснюється. При цьому досліджуване явище характеризують латентною змінною, а результати взаємодії досліджуваного явища – ефект-індикаторами. Для цієї моделі характерним є

те, що всі індикатори є наслідками, результатами дії досліджуваної латентної змінної, тобто індикатори відображають результати цих дій (впливів) (рис. 4.5). Наприклад, латентною змінною є рівень культури безпеки групи (чи індивіда), тоді дією на навколишнє середовище та оточуючих (інші групи (індивіди)) будуть виконання виробничих завдань цією групою (чи індивідом).

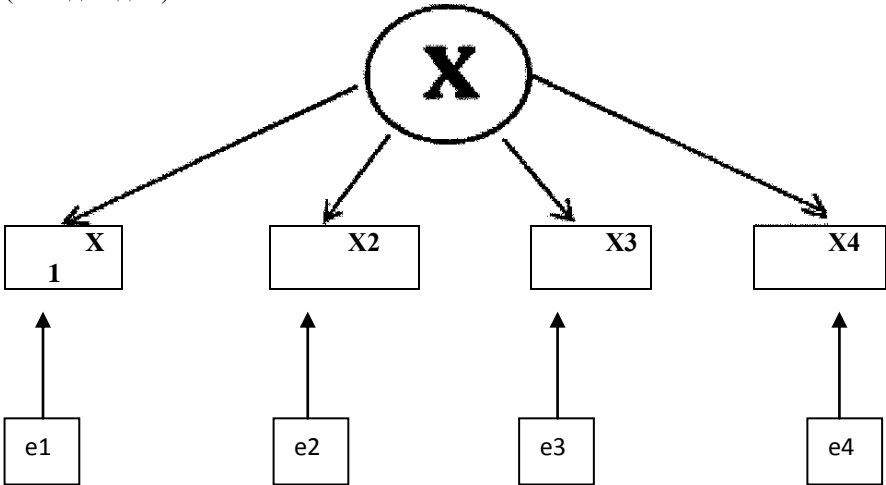


Рис.4.5. Індикатори, які є наслідком дії змінної **X**.

X – латентна змінна; *X1, X2, X3, X4* – ефект-індикатори; *e1, e2, e3, e4* – похибки вимірювання індикаторів.

2. Модель вимірювання латентної змінної причинними індикаторами.

Як і попередня модель використовується для дослідження складних явищ, які неможливо дослідити прямими методами. Але в даному випадку використовується вплив життєвих обставин та навколишнього середовища на досліджуване явище. Тому цей метод можна назвати активним, оскільки дослідження проводиться через спостереження безпосереднього активного впливу на досліджуване явище. В даному випадку досліджуване явище характеризується латентною змінною, яку неможливо виміряти прямими методами, а інтенсивність впливу на досліджуване явище – причинними індикаторами. Така модель використовується в наступному випадку. Наприклад, ми можемо використовувати такі індикатори, як втрата роботи, розлучення, хвороба для вимірювання латентною змінною «життєвий стрес». В цьому випадку ми не припускаємо, що латентна змінна є причиною своїх індикаторів, скоріше травмуючі життєві обставини можуть бути причиною стресу, рис. 4.6.

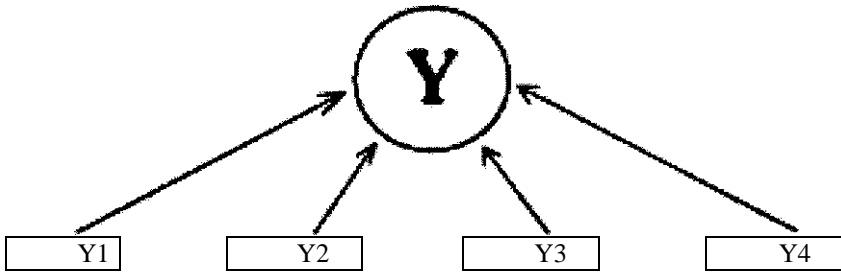


Рис. 4.6. Вимірювання латентної змінної причинними індикаторами.
 Y – латентна змінна, Y1, Y2, Y3, Y4 – причинні індикатори.

На закінчення вкажемо властивості індикаторів:

- Імовірнісний характер. Вимірне значення характеризує теоретичну властивість з певною довірчою імовірністю.
- Неоднозначність індикаторів. Один і той же індикатор може указувати на різні теоретичні властивості.
- Множинність індикатора. Необхідність формування сукупності індикаторів для фіксації теоретичної властивості.
- Контекстуальність індикатора. Індикатор указує на розвиненість теоретичної властивості тільки в певному контексті.

4.5. Вимірювання у соціології

Вимірюванням в соціології називають процедуру, за допомогою якої об'єкти вимірювання, що розглядаються як носії певних відносин, відображаються в певну математичну систему з відповідною взаємодією між елементами цієї системи.

При *вимірюванні* кожному об'єкту приписується певний елемент використовуваної математичної системи (зазвичай дійсні числа). Це означає, що ми можемо кількісно характеризувати те, в якій ступені даний об'єкт спостереження (індивід, група, місто, організація, соціальна система) проявляє властивість, яка представлена через вимірювану змінну. Таким чином, процедура вимірювання припускає використання певної шкали вимірювань.

Шкала – це інструмент вимірювання, який є числовою системою, де властивості емпіричних об'єктів виражені у вигляді властивостей числового ряду. Розрізняють наступні типи шкал:

- **Номінальні шкали** використовуються тільки для якісної класифікації. Це означає, що такі змінні можуть бути виміряні тільки в термінах приналежності до певних істотно різних класів; при цьому ви не зможете визначити кількість у вигляді числової характеристики або упорядкувати ці класи. Наприклад, ви зможете сказати, що два індивідууми розрізняються в термінах змінної А (наприклад, ін-

дивідууми належать до різних національностей). Типові приклади номінальних змінних: стать, національність, колір, місто і т.д.

● **Порядкові шкали** дозволяють ранжувати (упорядкувати) об'єкти, вказавши, які з них більшою чи меншою мірою мають якість, виражену даною змінною. Проте вони не дозволяють сказати "наскільки більше" або "наскільки менше". Типовий приклад порядкової змінної – це соціоекономічний статус сім'ї. Ми розуміємо, що верхній середній рівень вище середнього рівня, проте сказати, що різниця між ними рівна, скажімо, 18% ми не зможемо. Саме розташування шкал в наступному порядку: номінальна, порядкова, інтервальна є хорошим прикладом порядкової шкали. Так само дана шкала вимірює рівень згоди з твердженням, ступінь задоволеності.

● **Інтервальні шкали** дозволяють не тільки упорядковувати об'єкти вимірювання, але і виразити через числові параметри і порівняти відмінності між ними. Дана шкала вимірює в інтервальних значеннях вік, дохід і ін.

● **Відносні шкали** дуже схожі на інтервальні змінні. На додаток до всіх властивостей змінних, вимірюваних в інтервальній шкалі, їх характерною рисою є наявність певної точки абсолютного нуля. Таким чином, для цих змінних є обґрунтованими положення типу: x в два рази більше, ніж y . Типовими прикладами таких шкал є вимірювання часу або простору. Так само, шкала відносин вимірює стаж роботи, вік, дохід і ін.

Вимірювання в соціології зазвичай носить непрямий характер: окремих показник може відображати вплив більш ніж однієї змінної, а кожна змінна може мати безліч індикаторів, тобто операціональне визначення теоретичних понять у соціології відрізняються від таких, скажімо, у фізиці.

Висновок: культура безпеки як соціальне поняття може бути виміряне шляхом створення моделей вимірювання латентної змінної декількома ефект-індикаторами, або моделі вимірювання латентної змінної причинними індикаторами.

4.6. Колективна рефлексологія

Модель «колективної рефлексології», яка стисло описана нижче, демонструє шляхи виховання «правильної» колективної поведінки, вона, на наш погляд, дозволяє вибрати шляхи формування культури безпеки у персоналу.

Для побудови математичної моделі соціально-психічних процесів вчені-соціологи скористалися ідеями В.М. Бехтерева (1857-1927), який пояснював поведінку великих груп індивідів існуванням *колективних узгоджених реакцій*, дій людей на зовнішні впливи. Ці реакції він називав *колективними реф-*

лексами. Теорія В.М. Бехтерева ґрунтується на фізіології вищої нервової діяльності, істотний внесок у розвиток якої внесли російські фізіологи І.М. Сеченов та І.П. Павлов.

І.М. Сеченов в своїх чудових роботах «Рефлексы головного мозга» і «Кому и как разрабатывать психологию?» достатньо аргументовано пояснив, що психічні процеси слід розглядати як нервові. Іншими словами, психічні процеси ми повинні описувати як ланцюги послідовних рефлексів, тобто відгуків організму на зовнішні дії.

Розвиваючи ідеї І.М. Сеченова, В.М. Бехтерев створив рефлексологію і, що особливо цінно для наших цілей, колективну рефлексологію [28].

Окрім поняття «реакція» біхевіористи вводять поняття «стимул». *Стимул* – це група чинників, що є причиною тієї або іншої *реакції*, рис. 4.7.

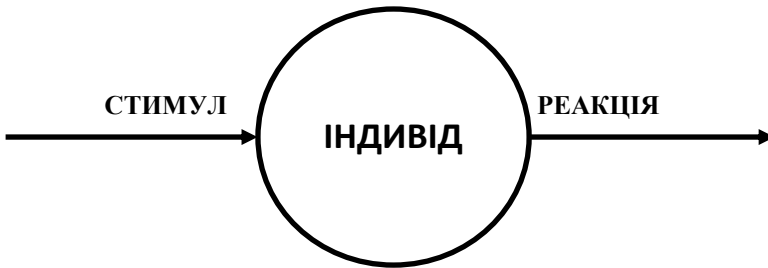


Рис. 4.7. Ілюстрація концепції «стимул-реакція».

Біхевіоризм розглядає як основний механізм суспільного життя механізм умовних рефлексів. Поведінка індивіда є реалізацією однозначної жорсткої послідовності "стимул-реакція" (S→R) (рис 4.7). Згідно біхевіоризму, при народженні у індивіда є певна кількість вроджених «схем поведінки», над якими в процесі навчання настраюються складніші навички, аж до утворення складних «репертуарів поведінки». Теоретична схема (S→R) стала класичною, і явно або неявно присутня в значній кількості наукових досліджень різних областей психіки.

Колективна рефлексологія В.М. Бехтерева є системою поглядів на поведінку великих груп людей, засновану на досягненнях фізіології вищої нервової діяльності.

Предмет колективної рефлексології – це «...вивчення виникнення, розвитку і діяльності зборів та зборищ, які проявляють свою соборну співвідносну діяльність як ціле, завдяки взаємному спілкуванню один з одним належних до них індивідів» [28].

Для пояснення соціальних зв'язків Бехтерев використовував закони неорганічного світу, такі, як тяжіння, збереження енергії і ін. Інакше кажучи, колективна рефлексологія була творінням людини, яка звикла спиратися на природничі науки.

Соціально-психічну діяльність В.М. Бехтерев зводить до комбінацій коле-

ктивних рефлексів. Він виділяє наступні їх групи:

- спадково-органічні рефлекси (інстинкти);
- колективний настрій;
- колективні міміко-соматичні рефлекси;
- колективне зосередження;
- колективне спостереження;
- колективна творчість;
- узгоджені колективні дії.

Колективний рефлекс – це проста синхронна реакція групи людей у відповідь на зовнішній стимул. Поведінка групи являє собою ланцюг послідовних колективних рефлексів. Групи людей або суспільство в цілому здійснюють ті або інші колективні дії у відповідь на зміни, що відбуваються в зовнішньому світі. Ці дії називаються *колективними рефлексами*. Використовуючи підхід запропонований В.М Бехтеревим, перерахуємо колективні рефлекси: спадково-органічні рефлекси (інстинкти); колективний настрій; колективні міміко-соматичні рефлекси; колективне зосередження; колективне спостереження; колективна творчість; і, нарешті, узгоджені колективні дії. Математичні рівняння колективних рефлексів можна подивитися в оригіналі посібника [28].

Висновок з наведеної теорії: поведінку групи людей можна моделювати в часі системою диференціальних рівнянь. Точність моделювання залежатиме в першу чергу від докладності використовуваної моделі і точності вхідних і початкових умов.

Для дослідження шляхів можливого подальшого вдосконалення теорії культури безпеки розглянемо поняття індексів у соціометрії.

4.7. Індокси у соціометрії

Соціометрія – це кількісне вимірювання емоційних відносин в малих групах.

Основним завданням соціометрії є діагностика міжособових і міжгрупових відносин.

На основі аналізу результатів тестування членів групи (респондентів) обчислюються індивідуальні і групові соціометричні індекси.

Соціометричні індекси – це кількісні показники, що характеризують структуру міжособових відносин в малій групі (групові соціометричні індекси) або положення окремих членів групи в цій структурі (індивідуальні соціометричні індекси) [27].

Соціометричні методи можуть використовуватися не тільки для вивчення малих груп. У більш широкому сенсі під соціометричними індексами розуміють будь-які характеристики структури відносин між елементами певної множини соціальних об'єктів.

Найбільш поширеними груповими соціометричними індексами є [30] наступні:

- Соціометрична когерентність;
- Соціометрична напруженість;
- Згуртованість;
- Роз'єднаність;
- Індекс прийнятності;
- Позитивна експансивність і-го члена групи;
- Ступінь конфліктності і-го члена групи;
- Соціометричний статус і-го члена групи;
- Потреба і-го члена групи в спілкуванні;
- Сумісність і-го члена групи;
- Індекс об'єму взаємодії і-го члена групи;
- Ступінь відкидання групою і-го респондента.

Наведемо короткий опис індексів і формули для їх розрахунку.

1. Соціометрична когерентність

$$I = 2 \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_{\gamma} \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N (\delta_{ik\gamma} + \delta_{ki\gamma})}{N(N-1)}, \quad (4.6)$$

де Θ - множина сфер взаємовідносин членів групи, β_{γ} коефіцієнт важливості сфери взаємовідносин γ у діяльності групи, N – кількість респондентів, $\delta_{ik\gamma}$ оцінка міжособистих відносин i -го респондента і k -го члена групи у сфері взаємовідносин γ ,

$$\delta_{ik\gamma} = \begin{cases} -1, & \text{якщо оцінка негативна;} \\ 0, & \text{якщо нейтральна;} \\ 1, & \text{якщо позитивна.} \end{cases}$$

Склад елементів множини Θ визначається цілями та задачами даної структури групи. Наприклад, елементами множини Θ можуть бути такі сфери міжособистого спілкування, як сфера службових взаємовідносин, сфера учбової діяльності, сфера емоційних взаємовідносин, сфера проведення дозвілля, сфера практичної діяльності, сфера комунікаційних взаємовідносин та інші. Коефіцієнти β_{γ} визначаються або експертними оцінками, або на основі спеціально організованого опитування респондентів з наступним аналізом причинно-наслідкових зв'язків сфер взаємовідносин.

Індекс соціометричної когерентності виступає як основний показник при оцінці рівня розвитку міжособових відносин в групі. Він є кількісною мірою зв'язаності групи по виділеному критерію. Цей індекс виражає настійність взаємних контактів без їх знаку і спрямованості. Він характеризує відношення позитивних і негативних виборів до нейтральних виборів. Його високе значення свідчить про достатньо високий рівень розвитку міжособових від-

носин.

2. Соціометрична напруженість

$$H = \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_{\gamma} \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N \delta_{ik\gamma} (1 - \delta_{ki\gamma})}{N(N-1)} \quad (4.7)$$

Характеризує загальну кількість неспівпадань взаємних оцінок членів групи по відношенню до кожного члена групи. Є показником нестійкості внутрішньої структури групи. Має жорсткий зв'язок з успішністю функціонування групи.

3. Густина

$$P = \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_{\gamma} \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N \delta_{ik\gamma}^+}{N(N-1)} \quad (4.8)$$

де $\delta_{ik\gamma}^+$ – значення позитивного відношення i -го респондента до k -го члена групи у сфері взаємовідносин γ ,

$$\delta_{ik\gamma}^+ = \begin{cases} 1, & \text{если } \delta_{ik\gamma} > 0; \\ 0, & \text{если } \delta_{ik\gamma} \leq 0. \end{cases}$$

Густина є мірою співвідношення реальних позитивних комунікативних зв'язків і всіх можливих позитивних зв'язків в групі між її членами. Цей показник відображає реально існуючий рівень прагнень людей один до одного.

4. Згуртованість

$$S_p = \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_{\gamma} \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N \delta_{ik\gamma}^+ \delta_{ki\gamma}^+}{2N(N-1)} \quad (4.9)$$

Це важливий показник міжособових відносин. Він характеризує ступінь переважання симпатій над антипатіями кожного члена групи по відношенню до решти членів групи і свідчить про рівень взаєморозуміння і довіри у міжособових відносинах членів групи.

5. Роз'єднаність

$$R_z = \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_\gamma \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N \delta_{ik\gamma}^- \delta_{ki\gamma}^-}{2N(N-1)} \quad (4.10)$$

де $\delta_{ik\gamma}^-$ – значення негативного відношення i -го респондента до k -го члена групи у сфері взаємовідносин γ ,

$$\delta_{ik\gamma}^- = \begin{cases} 1, & \text{если } \delta_{ik\gamma} < 0; \\ 0, & \text{если } \delta_{ik\gamma} > 0. \end{cases}$$

Роз'єднаність – це протилежна характеристика по відношенню до згуртованості. Є мірою переважання антипатій над симпатіями кожного члена групи по відношенню до решти членів групи.

6. Індекс прийнятності

$$S_n = \sum_{\gamma \in \Theta} \beta_\gamma \frac{\sum_{i=1}^N \sum_{k=1}^N (\delta_{ik\gamma}^+ - \delta_{ik\gamma}^-)}{2N(N-1)} \quad (4.11)$$

Цей індекс діагностує рівень сумісності членів групи.

Найбільш розповсюджені індивідуальні (персональні) соціометричні індекси:

7. Позитивна експансивність i -го члена групи

$$E_i^+ = \frac{\sum_{k=1}^N \delta_{ik}^+}{N-1} \quad (4.12)$$

де

$$\delta_{ik}^+ = \begin{cases} 1, & \text{якщо } i\text{-й респондент обирає } k\text{-го члена групи;} \\ 0, & \text{у протилежному випадку.} \end{cases}$$

Характеризує наскільки дана особа тяжіє до даної групи; як особа відноситься до оточуючих його членів групи; наскільки активною є ця особа у своїх позитивних виборах.

8. Негативна експансивність *i*-го члена групи

$$E_i^- = \frac{\sum_{k=1}^N \delta_{ik}^-}{N-1}, \quad (4.13)$$

де

$$\delta_{ik}^- = \begin{cases} 1, & \text{якщо } i\text{-й респондент відкидає } k\text{-го члена групи;} \\ 0, & \text{у протилежному випадку.} \end{cases}$$

Характеризує наскільки дана особа відкидає групу, наскільки активна ця особа у своїх негативних виборах.

9. Ступінь задоволення *i*-го члена групи

$$U_i^+ = \frac{\sum_{k=1}^N \delta_{ik}^+ \delta_{ki}^+}{2(N-1)}, \quad (4.14)$$

Характеризує задоволеність взаємовідносинами та виражає думку, що члену групи важливо не те, скільки людей, яким він симпатизує, а те, скільки людей із тих, кому він симпатизує, відповідають йому взаємністю. Непрямий показник конфліктності особи.

10. Ступінь конфліктності *i*-го члена групи

$$U_i^- = \frac{\sum_{k=1}^N \delta_{ik}^- \delta_{ki}^-}{2(N-1)}, \quad (4.15)$$

Характеризує незадоволеність взаємовідносинами та виражає думку, що члену групи важливо не те, скільки людей його відкидають, а те, скільки людей із тих, кого він відкидає, відкидають його.

11. Соціометричний статус *i*-го члена групи

$$S_{y_i} = \frac{\Pi_i^+ - \Pi_i^-}{N-1}, \quad (4.16)$$

де Π_i^+ , Π_i^- – число відповідно позитивних та негативних виборів *i*-го члена групи іншими членами групи.

Кількісний показник статусу члена групи у ієрархії неформальних взаємо-

відносин. Є показником авторитетності, популярності того чи іншого індивіду в групі. Чим вище статус, тим вище зв'язність індивіда з іншими членами групи.

12. Потреба *i*-го члена групи у спілкуванні

$$P_{oi} = \frac{E_i^+ - E_i^-}{N - 1}, \quad (4.17)$$

де E_i^+ , E_i^- – відповідно позитивна та негативна експансивність *i*-го члена групи.

Кількісний вираз співвідношення симпатій та антипатій даної особи до членів групи, характеристика психологічного самопочуття особи в даній групі.

13. Сумісність *i*-го члена групи

$$S_{vi} = \frac{U_i^+ - U_i^-}{N - 1}, \quad (4.18)$$

де U_i^+ , U_i^- – ступінь відповідно задовільності та конфліктності *i*-го члена групи.

Відображає, наскільки симпатії та антипатії особи по відношенню до інших членів групи адекватні симпатіям та антипатіям кожного члена групи по відношенню до даної особи. Непрямий показник конфліктності особи.

14. Індекс об'єму взаємодії *i*-го члена групи

$$V_i = \frac{1}{2} (S_{yi} + P_{oi}), \quad (4.19)$$

де $S_{yi} + P_{oi}$ – соціометричний статус та потреба у спілкуванні *i*-го члена групи.

Відображає багатоманітність зв'язків *i*-го члена групи.

15. Ступінь відкидання групою *i*-го респондента

$$v_{yi} = \frac{\sum_{k=1}^N \delta_{ik}^-}{N - 1}, \quad (4.20)$$

Характеризує антипатії членів групи по відношенню до даної особи.

Теорія соціометричних індексів може бути використана для опису взаємовідносин членів колективу, їх відношення до безпеки, що є одним із найбільш значимих індексів культури безпеки.

Питання для самоконтролю.

1. Сформулюйте поняття соціального поля.
2. Сформулюйте поняття соціального поля культури безпеки.
3. Перелічіть елементи соціальної системи "Персонал АЕС".
4. Поясніть операціоналізацію понять у соціоніці.
5. Сформулюйте основні принципи моделей індикаторів.
6. Поясніть принципи виміру в соціології.
7. Поясніть поняття колективної рефлексології.
8. Перелічіть індекси в соціометрії.

РОЗДІЛ 5. АНАЛІЗ ПОРУШЕНЬ НА АТОМНИХ СТАНЦІЯХ

5.1. Загальні положення

Аналіз порушень на АС проводиться відповідно до галузевого стандарту «НД 306.2.100-2004 - Положення про порядок розслідування та обліку порушень в роботі атомних станцій», якій розроблено відповідно до міжнародних вимог.

Робота з розслідування та обліку порушень в роботі атомних станцій є дуже важливою для безпеки. Це елемент культури безпеки. А точніше, розслідування та облік порушень в роботі атомних станцій є елементом професійної культури ядерної галузі з її перших кроків. Не допускається у разі аварійної зупинки (відключення) обладнання (аварійної зупинки блока тощо) повторний пуск його в роботу до виявлення і усунення причини аварійної зупинки. Для проведення розслідування залучаються найбільш кваліфіковані та досвідчені фахівці АС та галузі, з 1995 року всі процедури цієї роботи нормуються згаданим стандартом.

Положення про порядок розслідування та обліку порушень в роботі атомних станцій призначено для встановлення:

- категорій порушень в роботі АС (далі - порушень);
- порядку розслідування порушень в роботі АС (визначення безпосередніх і корінних причин аномальних подій, що призвели до порушень; оцінка з точки зору безпеки; розробка відповідних заходів для ліквідації наслідків порушень і запобігання їх повторенню, підвищення безпеки і надійності АС);
- порядку обліку порушень, форми і порядку повідомлення про порушення до експлуатуючої організації по використанню ядерної енергії, органам державного нагляду, іншим організаціям.

Про кожне порушення в роботі АС з блоку АС до експлуатуючої організації і регулятора передається наступна інформація:

- оперативне повідомлення про порушення в роботі АС;
- попереднє повідомлення про порушення в роботі АС;
- додаткове повідомлення про порушення в роботі АС;
- формуляр класифікації події;
- звіт про розслідування порушень в роботі АС;
- додатковий звіт про розслідування порушень в роботі АС.

Відповідно до міжнародних стандартів з ядерної безпеки і стандартів України не дозволяється пуск блока після порушення в роботі поки не з'ясовані та не усунені причини порушення. Звіт про розслідування порушень передається і в інші супроводжувані підрозділи галузі, всі дані про порушення заносяться в галузеві БД, важливі для безпеки порушення заносяться в БД МАГАТЕ.

5.2. Терміни і визначення, що стосуються теми (відповідно до стандарту)

АНОМАЛЬНА ПОДІЯ - відхилення від нормального режиму експлуатації. Вона може бути викликана відмовою обладнання, помилкою персоналу або недоліками процедури.

ІНЦИДЕНТ - порушення в роботі АС, яке не викликало наслідків, що характеризуються категорією «аварія».

БЕЗПОСЕРЕДНЯ ПРИЧИНА - це явище, процес, подія або стан, що зумовили порушення нормального технологічного процесу.

КОРИННА ПРИЧИНА - це обставина, що спричинила умови для наявності виявлення безпосередньої причини.

ПОРУШЕННЯ В РОБОТІ АС - події на АС, що спричинили відхилення від нормальної експлуатації, відхилення від межі і/або умов безпечної експлуатації АС.

ВІДМОВА обладнання - подія, яка полягає в порушенні працездатного стану обладнання (невиконання функції за призначенням).

ПРАЦЕЗДАТНІСТЬ - стан об'єкта, при якому значення всіх параметрів, що характеризують здатність виконувати функції, відповідають вимогам нормативно-технічної і/або конструкторської (проектної) документації.

НЕПРАЦЕЗДАТНІСТЬ - стан об'єкта, при якому значення хоча б одного параметру, що характеризує здатність виконувати задані функції, не відповідають вимогам нормативно-технічної і/або конструкторської (проектної) документації.

ПОШКОДЖЕННЯ - подія, що полягає в порушенні нормального стану об'єкта при зберіганні працездатності стану.

НАДІЙНІСТЬ - властивість об'єкта зберігати в часі у встановлених межах значення всіх параметрів, які характеризують здатність виконувати потрібні функції в заданих режимах і умовах застосування, технічного обслуговування, зберігання і транспортування.

НОРМАЛЬНИЙ СТАН - стан об'єкта, при якому він відповідає всім вимогам нормативно-технічної і/або конструкторської (проектної) документації.

Основне визначення – «порушення» стандартом уточнюється з метою більш детальної класифікації. А саме, *порушення в роботі атомних станцій* - події на АС, що спричинили відхилення від нормальної експлуатації, відхилення від межі і/або умов безпечної експлуатації, або привели до відхилень від нормальної експлуатації АС, які характеризуються наслідками, переліченими в табл.5.1. Залежно від тяжкості цих наслідків порушення підрозділяються на аварії (категорії А01-А04) і події (категорії П01-П10).

Таблиця 5.1. Категорії порушень в роботі АС

N п/п	Категорія порушень	Наслідки, обставини та ознаки порушень	Рівні подій по шкалі INES
1.	Аварії	Викид в навколишнє середовище радіоактивних речовин радіоактивністю, що еквівалентна 10^5 - 10^6 Ки ($3.7 \cdot 10^{12}$ - $3.7 \cdot 10^{13}$ Бк) I^{131} , в результаті якого можливі гострі променеві ураження населення, вплив на здоров'я населення і забруднення радіоактивними речовинами великої території. Можливе трансграничне перенесення радіоактивності. Тривале діяння на навколишнє середовище.	4,5,6,7
1.1.	A01	<p><i>Примітка 1.</i> Заходи по захисту персоналу і населення здійснюються згідно з планами заходів по захисту персоналу і населення при радіаційних аваріях на АС.</p> <p><i>Примітка 2.</i> Обсяг і характер заходів по захисту населення визначаються згідно з Критеріями для прийняття рішення про заходи захисту населення у разі аварії ядерного реактора (Міністерство охорони здоров'я, 1990 р.).</p>	
1.2	A02	Викид в навколишнє середовище радіоактивних речовин радіоактивністю, що еквівалентна 10^4 - 10^5 Ки ($3.7 \cdot 10^9$ - $3.7 \cdot 10^{11}$ Бк) I^{131} , в результаті якого буде досягнуто верхній рівень дозових критеріїв для прийняття рішення про заходи захисту населення (для дітей і вагітних жінок 50 мЗв (5 бер) зовнішнього опромінення на все тіло або 500 мЗв (50 бер) при інгаляції радіоактивного йоду). Введення в дію планів заходів по захисту населення, що передбачає евакуацію населення або окремих його категорій в населених пунктах.	7,6
1.3	A03	Викид в навколишнє середовище радіоактивних речовин радіоактивністю, що еквівалентна 10^2 - 10^4 Ки ($3.7 \cdot 10^9$ - $3.7 \cdot 10^{11}$ Бк) I^{131} , при якому за межею санітарно-захисної зони АС перевищено нижній рівень, але не досягнуто верхнього рівня дозових критеріїв для прийняття рішення про заходи щодо захисту населення. Введення в дію планів заходів по захисту персоналу АС і населення (реалізуються деякі заходи, крім евакуації - тимчасове укриття, йодна профілактика і т.п.). Руйнування значної частини активної зони, викликане механічним впливом або плавленням з перевищенням максимальної проектної границі пошкодження твелів згідно з ПБЯ РУ АС-89.	5

1.4	A04	Викид на площадку АС і в навколишнє середовище такої кількості радіоактивних речовин, при якому перебільшено значення гранично допустимих викидів і/або допустимих скидів, але радіаційна обстановка за межею санітарно-захисної зони АС не потребує спеціальних заходів по захисту населення. Контроль за радіаційною обстановкою здійснюється відповідно до Регламенту. Можливе опромінення окремих осіб з населення понад дозову квоту, прийняту для АС (0,2 мЗв (20 мбер) за рахунок газозольних викидів або 0,05 мЗв (5 мбер) за рахунок рідких скидів), але не вище 1 мЗв (100 мбер)). Пошкодження активної зони, при якому межу безпечної експлуатації пошкодження твелів згідно з ПБЯ РУ АС-89 порушено, а максимальну проектну межу - ні. Опромінення персоналу дозами (приблизно 1 Зв), що викликають гострі променеві ураження.	4
2	Інциденти		0,1,2,3
2.1	П01/1	Разовий викид в навколишнє середовище радіоактивних речовин, який не перевищує значень гранично допустимих річних викидів і допустимих скидів. Можливі дози опромінення окремих осіб із населення не перевищують сумарної дозової квоти для АС 0,25 мЗв (25 мбер). Забруднення площадки АС і санітарно-захисної зони АС, що призводить до підвищення потужності дози гамма-випромінення більше 240 мікроРенген на годину. Опромінення окремих осіб з персоналу АС дозами, що перебільшують гранично допустимі для персоналу, викликане відмовою обладнання, нестачею процедур і/або неправильними діями персоналу	1,2,3
2.1.1	П01/2	Разовий викид в навколишнє середовище радіоактивних речовин, що п'ятикратно перевищує значення добового допустимого викиду. Підвищення об'ємної активності радіонуклідів в повітрі обслуговуваних приміщень зони суворого режиму АС понад допустимої концентрації для персоналу. Вплив на радіаційну обстановку за межами майданчика АС відсутній	1,2,3
2.2	П02	Порушення меж і/або умов безпечної експлуатації АС в будь-яких режимах експлуатації енергоблоку, що не призвело до аварії, крім подій категорії П03, П04	1,2,3
2.3	П03	Непрацездатність систем безпеки або каналів систем безпеки в кількості, що вичерпує їх резерв, в будь-якому режимі експлуатації енергоблоку АС	1,2,3
2.4	П04	Непрацездатність окремих каналів систем безпеки при збереженні їх резерву в будь-якому режимі	0,1,2,3

		експлуатації енергоблоку АС або нерезервованих елементів систем безпеки впродовж строку, що перевищує дозволений технологічним регламентом	
2.5	П05	Зупинення реакторної установки або відключення енергоблоку від мережі в будь-якому режимі експлуатації АС, викликані відмовою обладнання АС і/або неправильними діями персоналу або зовнішнім впливом штучного або природного походження	0,1,2
2.6	П06	Падіння і/або пошкодження ТВЗ, ТВЕЛів, ПЕЛів при транспортно-технологічних операціях зі свіжим або відпрацьованим ядерним паливом, викликане відмовою обладнання АС і/або неправильними діями персоналу, що не призвели до аварій, або подійми категорій П01-П02.	1,2,3
2.7	П07	Відмови важливого для безпеки АС об обладнання і трубопроводів, що відносяться до груп А і В відповідно до ПНАЕ Г-7-008-89, обладнання 1-го і 2-го класів безпеки по ОПБ-88, органів регулювання СУЗ з приводними механізмами, які виявилися в будь-якому режимі експлуатації, не призвели до аварій і подійми категорій А01-П06, П08-П10	0,1
2.8	П08	Розвантаження енергоблоку АС на величину 25% і більше від рівня потужності, що безпосередньо йому передувало, викликане відмовою обладнання АС і/або зовнішнім впливом природного або штучного походження (за винятком випадків, зазначених в п.2.2 Положення)	0
2.9	П09	Спрацювання будь-якої системи безпеки або каналу системи безпеки за прямим призначенням в режимі, що не пов'язаний з забезпеченням функції безпеки	0,1,2,3
2.10	П10	Непрацездатність каналу (каналів) систем безпеки в будь-якому режимі експлуатації АС впродовж строку, що не перебільшує дозволеного технологічним регламентом (за винятком виведення окремих каналів системи безпеки для проведення регламентних перевірок або планового технічного обслуговування)	0,1

Не вважаються порушеннями в роботі АС наступні події:

а) зниження навантаження енергоблоку з метою виконання планових робіт по технічному обслуговуванню, передбачених технологічним регламентом та інструкціями по експлуатації систем і обладнання АС;

б) зниження навантаження, зупинення енергоблоку, викликані виведенням з роботи обладнання енергоблоку для усунення несправностей і дефектів обладнання АС на час ремонту і післяремонтних випробувань по оперативному замовленню, узгодженому в установленому порядку;

в) зниження навантаження енергоблоку по проектному алгоритму згідно з диспетчерським графіком навантаження.

По кожному порушенню комісією з розслідування складається звіт з аналізу порушення, який складається з 6 наступних розділів та підрозділів, наведених нижче – табл.5.2. Заповнення кожного розділу обов'язкове, не допускаються також скорочення, або пропуски питань. Звіт з аналізу порушень має нормовану форму яка є додатком до стандарту.

Таблиця 5.2. Зміст звіту з аналізу порушень.

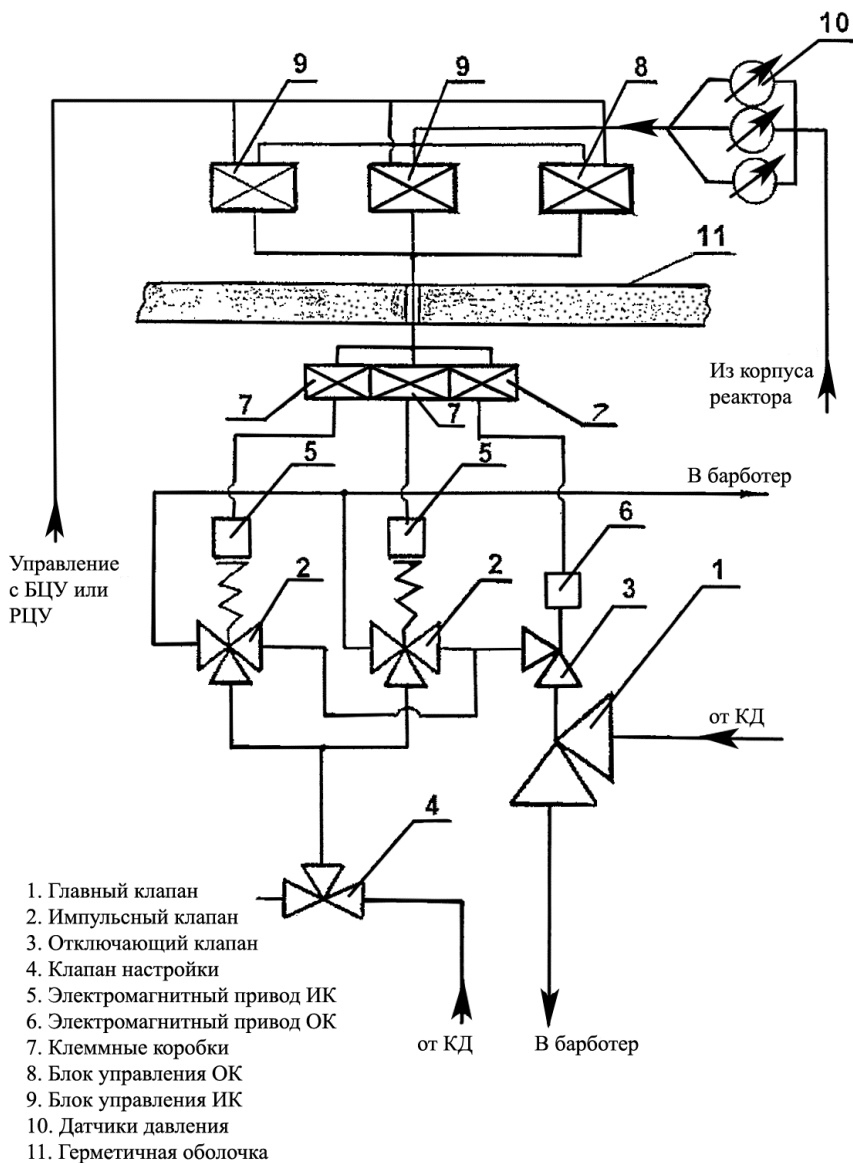
1. ОПИС ПОРУШЕННЯ
1.1. Стан енергоблоку (АС) до виникнення (виявлення) порушення.
1.2. Опис послідовності подій в ході порушення.
2. НАСЛІДКИ ПОРУШЕННЯ
2.1. Порушення меж і/або умов безпечної експлуатації.
2.2. Вихід радіоактивних продуктів за установлені межі.
2.3. Опромінення персоналу, населення.
2.4. Забруднення радіоактивними продуктами обладнання, приміщень і площадки АС, території за межами площадки.
2.5. Час простою енергоблоку.
2.6. Недовироблення електричної енергії.
3. АНАЛІЗ ПРИЧИН ПОРУШЕННЯ
3.1. Логічна послідовність подій ("дерево подій").
3.2. Перелік аномальних подій в ході порушення.
3.3. Дії, здійснені для з'ясування причин подій.
3.4. Попередні аналогічні порушення.
3.5. Типи дефектів (типи помилок персоналу). Супутні фактори.
3.6. Причини аномальних подій і заходи по їх усуненню.
4. ОЦІНКА З ТОЧКИ ЗОРУ БЕЗПЕКИ
4.1. Важливість для безпеки подій в ході порушення.
4.2. Обґрунтування оцінки порушення за INES.
5. ДОДАТКОВІ НЕДОЛІКИ, ВИЯВЛЕНІ ПРИ РОЗСЛІДУВАННІ, І ЗАХОДИ ПО ЇХ УСУНЕННЮ
6. ПЕРЕЛІК ДОДАТКІВ

5.3. Приклад аналізу важливого для безпеки порушення

Для з'ясування процедур аналізу порушення проведемо аналіз порушення, що відбулося на Запорізької АЕС в середині 90-х років. Подія, що відбулася відноситься до вихідних подій аварій групи «малі течії». При неправильних діях персоналу наслідки порушення могли б бути тяжкими, могла статися аварія з ушкодженням активної зони.

Описані події мали місце при проведенні регламентних робіт. Виконаний аналіз не відноситься до процедур ІАБ або ASP, він є ілюстрацією якісного аналізу порушень за методикою, що рекомендує МАГАТЕ.

Розглянемо якісний аналіз порушення “Непосадка ГЗК КТ УР23S01 в період регламентних перевірок перед ППР-95 на блоці №1 Запорізької АЕС 20.04.95” за методикою ASSET.



Рис¹². 5.1. Принципова схема ЗК КТ.

¹² Рис.5.1 скопировано з Російських проектних креслень

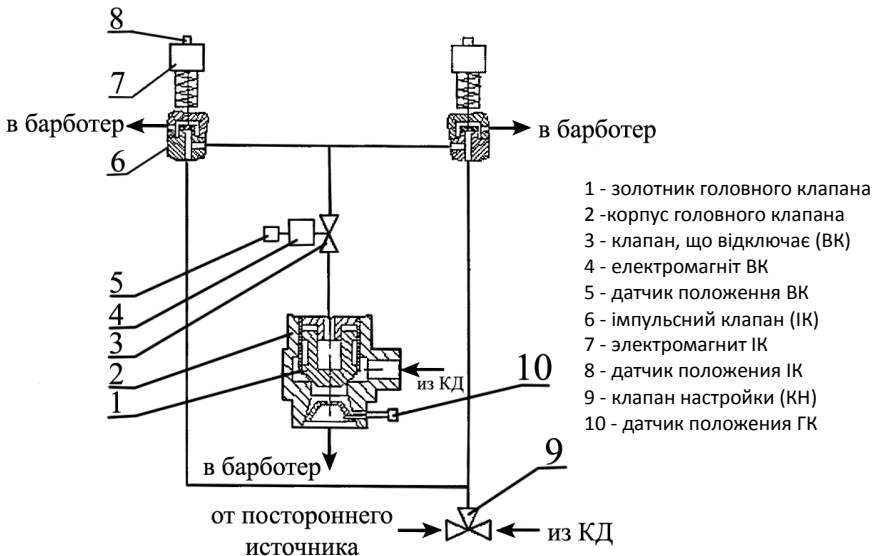
5.3.1. Короткий опис події (незакрыття ГЗК УР23S01 при випробуванні прямим підвищенням тиску)

19.04.95 в 05:07 енергоблок №1 виведений у плановий ремонт. Реакторна установка (РУ) переведена в підкритичний стан у режимі «гарячий останов». $P_{1к}=160 \text{ кгс/см}^2$, $T_{1к}=276^{\circ}\text{C}$. У першому контурі створена стояночна концентрація розчину борної кислоти 16,3 г/кг. В роботі ГЦН - 1, 2, 3, системи вентиляції TL01, 03, 04, 05, 22.

Відповідно до програми “Система захисту 1 контуру від перевищення тиску. Робоча програма регламентних іспитів, випробувань. Перед і післяремонтні випробування устаткування. 234.3Н. РО. УР. ПМ. 013”, оперативний персонал готував устаткування КТ до планових випробувань по перевірці ПУ КТ.

Перед випробуванням ПТУ був проведений розрахунок середньогодишньої сумарної протічки теплоносія 1-го контуру через ПТУ та всіх ліній аварійних здувок у ББ, що складала 416 кг/годину. (через ПТУ КТ проект передбачає 250 кг/годину - граничне значення безпечної експлуатації).

Рис. 5.2 Принципова схема конструкції ПТУ.



20.04.95 в 01:08 розпочата послідовна перевірка ПТУ КТ підйомом тиску в 1 контурі (включенням ТЕН КТ) до вставок їхнього спрацьовування.

Проведено перевірку спрацьовування ГЗК УР21S01 по лінії скидання через УР21S09. УР21S01 відкрився при $P_{1к}=180,5 \text{ кгс/см}^2$ (проект передбачає відкриття при $P_{1к}=185 \text{ кгс/см}^2$).

При $P_{1к}=175,7$ кгс/см² закрилися УР21S09 і УР21S01 (проект передбачає закриття при $P_{1к}=176 \pm 1,5$ кгс/см²).

Не проводилася перевірка спрацьовування імпульсних клапанів УР21S03, S04 (проект передбачає відкриття при $P_{1к}=192$ кгс/см²).

При перевірці ГЗК УР22S01 імпульсні клапани УР22S03,S04 спрацювали при $P_{1к}=173,2$ кгс/см², що привело до спрацьовування УР22S01 (проект передбачає відкриття при $P_{1к}=194$ кгс/см²).

При $P_{1к}=163,9$ кгс/см² підключилися електромагніти ІК УР22S03,S04 на закриття, після чого закрився УР22S01(проект передбачає підключення електромагнітів при $P_{1к}=182 \pm 1,5$ кгс/см²).

При перевірці ГЗК УР23S01 імпульсні клапани УР23S03,S04 спрацювали при $P_{1к}=185,9$ кгс/см², що привело до спрацьовування УР23S01 (проект передбачає відкриття при $P_{1к}=196$ кгс/см²).

При $P_{1к}=175$ кгс/см² підключилися електромагніти ІК УР23S03, S04 на закриття, (проект передбачає підключення електромагнітів при $P_{1к}=182 \pm 1,5$ кгс/см²) ГЗК УР23S01 залишився відкритим. Тиск першого контуру продовжувало знижуватися (непосадка ІПУ КТ після спрацьовування).

Підвищення тиску в ББ системи КТ більше 4,04 кгс/см², розрив мембрани ББ. Підвищення тиску до уставок спрацьовування арматур, що локалізують гермооб'єм, і спрацьовування спринклерної системи.

Далі оперативний персонал, устаткування, системи автоматики діяли відповідно до ІЛА. Докладний опис події викладений у розділі 2 “Хронологічна послідовність порушення” - табл. 5.3.

Аналіз порушення з визначенням і оцінкою аномальних подій, питаннями й зауваженнями до звіту, виводами й рекомендаціями наведені в розділах: 3 - ”Логічне дерево подій”, 4 - “Аналіз аномальних подій”, 5 - “Питання й зауваження до звіту”, 6 - “Рекомендації”.

Таблиця 5.3. Хронологічна послідовність порушення.

Найменування: Незакриття головного запобіжного клапана УР23S01 при проведенні випробувань прямим підвищенням тиску в І контурі.		
Дата: 20.04.95		Категорія: П10
Оцінка по INES: 1		
2. Хронологічна послідовність порушення		
№	Час	Опис
		Невідповідність величин тиску відкриття клапанів УР21, 22, 23S01 і закриття клапана УР22S01 регламентованим значенням.
1	03:37:53	РУ “гарячий останов”. Випробування ІПК КТ прямим підвищенням тиску. Незакриття робочого клапана УР23S01 після зниження тиску І контуру до 175 кгс/см ² і подачі живлення на електромагніти ІК.
2	03:38:52 - 03:39:30	Розрив запобіжної мембрани ББ через підвищення тиску вище 4.04 кгс/см ² . Спрацювало блокування по підвищенню тиску в ГО більше 0.003 кгс/см ² . Закриття арматури, яка локалізує, систем TL22, 42.

3	03:40:12 03:40:20	-	Оперативним персоналом, при $P_{1к}=120$ кгс/см ² , включені на рециркуляцію насоси TQ13-23D01, TQ14-24D01.
4	03:41:34		Почато подачу розчину борної кислоти в I контур. ($P_{1к}=89,8$ кгс/см ²). Зафіксовано мінімальний рівень у КТ (618см)
5	03:42:33		При $P_{1к}=72$ кгс/см ² відбулося спрацювання захисту " $\Delta T_s < 10^0 C$ " із запуском на рециркуляцію насосів спринклерної системи, аварійного розхолодження, аварійної живильної води I-III СБ, закрилася локалізуюча арматура.
6			По блокуванню відкрилася арматури TQ13,23S26 на подачу розчину борної кислоти з бака ГА-201 на вхід насосів TQ13,23D01. По блокуванню й від КУ БЩУ не відкрилася арматури TQ33S26 на лінії подачі бору з ГА-201 на вхід насоса TQ33D01.
7			Почато розхолодження РУ через БРУ-К зі швидкістю $15^0 C$ при природній циркуляції I контуру.
8	03:45:13 03:45:37	-	Відкрилися зворотні клапани на лініях подачі розчину борної кислоти від ГЕ САОЗ 1-4 в I контур. ($P_{1к}=58$ кгс/см ²).
9	03:46:37		Знявся сигнал на дію захисту " $\Delta T_s < 10^0 C$ ".
10	03:49:20		Оперативним персоналом відкриття арматури на лінії звуков з реактора YR01-03S01, ПГ1-4 YR11-41, 12-42S01, КТ YR51-53S01 об'єднані аварійні газові звувки.
11	03:56:28		Оперативним персоналом відключені насоси TQ14, 24, 34D01. Невідключення TQ33D01 при закриті TQ33S26.
12			$P_{1к}=56,3$ кгс/см ² Нкт=1203 см. Розхолодження РУ.
13	03:59:16		Закрито арматури, що локалізує, TL21S10-S13 системи TL21D01 для запобігання виходу радіоактивності за межі оболонки.
14	03:59:40		Оперативним персоналом, при температурі під кришкою реактора $269^0 C$ и $T_{1к}=261,5^0 C$ відкрита арматури YR61, 62,63S01 на лінії скидання пари з-під кришки реактора в ББ.
15	04:03:22		Оперативним персоналом відключений насос TQ33D01 при $T_{подш}=99^0 C$.
16	04:05:00		Оперативним персоналом відключена система вентиляції TL22 (раніше, див. п. 2, закрилася арматури, що локалізує).
17	04:09:22		При $P_{го}=0,2$ кгс/см ² відкриття арматури на напорі насосів TQ11, 21, 31D01. Зрошення гермооб'єму.
18	04:10:00		Спрацювала пожежна сигналізація в приміщеннях гермооб'єму ГА-315, ГА-604,- 605,-606
19	04:10:43		Відключилися вентилятори TL03D02,D03
20	04:11:39		Оперативним персоналом закрита арматури YR61, 62,63S01 і арматури YR11-41S01, YR12-42S01, YR51-53S01
21	04:16:04		Відключилися вентилятори TL01D01,02
22	04:18:06		Оперативним персоналом переведені на рециркуляцію TQ11, 21, 31D01, $P_{го}=0,07$ кгс/см ² .

23	04:20:03	Зафіксований min рівень у ГА-201 (169см)
24	04:22:36 - 04:26:20	Відключено насоси аварійної живильної води ТХ10, 20, 30D01, що працювали на рециркуляцію. Підживлення водою ПГ проводилося за штатною схемою.
25	04:29:00	Відключилися вентилятори TL01D04,05; TL04D02; TL05D03
26	04:30:00	Оперативним персоналом початий прийом розчину борної кислоти з концентрацією 17.1 г/кг зі спецкорпуса-1 у ГА-201
27	04:34:00	Оперативним персоналом переведений на зрошення ГО спринклерний насос TQ31D01, відкриттям арматур TQ31S03,10 $P_{го} > 0.18 \text{ кгс/см}^2$
28	04:44:00	Включений у роботу насос TG13D01 на охолодження відсіків басейну витримки.
29	04:44:19	Переведений на рециркуляцію насос TQ31D01 при $P_{го} = 0.06 \text{ кгс/см}^2$ (надлишковий)
30	05:00:00	Оперативним персоналом повторно відкрито арматури YR61, 62, 63S01.
31	05:03:34	Від КУ БЩУ включені на рециркуляцію насоси ТК23D01,02
32	05:10:00	Після вирівнювання температури під кришкою реактора й 1 контуру закрита арматури YR61, 62,63S01
33	05:13:47	Оперативним персоналом подана ущільнююча вода на ГЦН 1-4, після відкриття що локалізує пневмоарматури ТК50S01, 02, 03 і ТК60S01, 02, 03
34	05:20:00	Включені TL03D01, 02, 03 для відводу тепла від устаткування верхнього блоку реактора.
35	05:39:40	Від КУ БЩУ відключені насоси TQ12,32D01 ($P_{1к} = 31 \text{ кгс/см}^2$, $T_{1к} = 176^{\circ}\text{C}$). Розхолодження I контуру через БРУ-К. У роботі на I контур насоси TQ13,23D01.
36	06:30:35	Від КУ відключений насос TQ22D01 ($P_{1к} = 28 \text{ кгс/см}^2$, $T_{1к} = 173^{\circ}\text{C}$)
37	07:15:00	Спрацювала автоматична система пожежогасіння по напрямку пом. АЭ-506/1 і кабельних шахт 2, 4 СБ - I.
38	08:30:00	Для створення розрядження під гермооболонкою включена система вентиляції TL22D02.
39	10:49:00	Відключено насос TQ13D01. Тиск в I контурі підтримується роботою насоса TQ23D01. ($P_{1к} = 17.5 \text{ кгс/см}^2$, $T_{1к} = 63^{\circ}\text{C}$)
40	13:10:40	Включено насос TQ32D01 і переведений на аварійне розхолодження (Па.з. $= 8.8 \text{ кгс/см}^2$)
41	13:13:00	Відключено насос TQ23D01.
42	13:15:00	Відключені підживлюючі насоси ТК23D01,02. ($P_{1к} = 8.4 \text{ кгс/см}^2$, $T_{1к} = 74^{\circ}\text{C}$)

43	16:59:58	При підключенні лінії планового розхолодження TQ40 закрилася YP23S01. ($P_{a.з.} = 3.6 \text{ кгс/см}^2$)			
44	17:20:00	Включення насоса TQ22D01 на планове розхолодження			
45	17:30:00	Відключення від КУ БЦУ насоса TQ32D01			
46	01:50:00 (21.04)	Під час подачі азоту в КТ, YP23S01 відкрився при $P_{a.з.} = 5.0 \text{ кгс/см}^2$			
47	02:00:00	Переведення РУ в режим "холодний останів", $P_{a.з.} = 4.0 \text{ кгс/см}^2$, $T_{1к} = 67^{\circ}\text{C}$, концентрація розчину борної кислоти 1 контуру 21,7г/кг.			
1.3. Кінцевий стан		Блок у режимі "холодний останів" $P_{a.з.} = 4.0 \text{ кгс/см}^2$, $T_{1к} = 67^{\circ}\text{C}$, концентрація розчину борної кислоти в 1 контурі 21.7 г/кг			
1.4. Час простою: блок у ППР			1.5. Недовиробіток: немає		
1.6. Характеристика з погляду безпеки					
а) Вплив за площиною АЕС		б) Вплив на площадці АЕС		в) Деградація глибоко ешелонованого захисту	
- зовнішній викид радіації	немає	- радіаційне забруднення площадки	немає	- порушення меж безпечної експлуатації	немає
- опромінення населення	немає	- опромінення персоналу	немає	- порушення умов безпечної експлуатації	так

У таблицю вносяться всі події, що відбулися під час аварійної ситуації. Для побудови **логічного дерева подій** - рис. 5.3, відбираються події з порушенням регламентних режимів - аномальні події. Ці події розташовуються на рисунку знизу нагору в логічній послідовності, що відображає причинно-слідчі зв'язки. Нумерація подій на малюнку відповідає таблиці. Унизу прямокутника - аномальної події вказується, яка відбулася відмова: устаткування або помилка персоналу. Так на рис. 5.3 у 7-х випадках відбулися відмови устаткування та у 3-х подіях були допущені помилки персоналу. Ліворуч і праворуч логічного дерева подій наводяться події, що мали місце під час порушення та пояснюють аномальні події. Ці події також мають нумерацію відповідно до табл. 5.3. Початком даного порушення послужили, виявлені при

регламентних перевірок невідповідності величин тиску відкриття клапанів UP21, 22,23S01 і закриття клапана UP22S01 регламентованим значенням. Ці події рознесені за часом, із цієї причини в табл. 5.3 вони не мають номерів.

Аномальні події, що відображувані на логічному дереві подій, прямої аналогії з термінами ІАБ (базисними подіями) не мають, вони відображують яке-небудь порушення.

Кожна аномальна подія аналізується інженерами-експертами. При цьому з'ясовуються **безпосередні й корінні** причини аномальних подій і розробляються коригувальні заходи - табл. 5.4. Форма таблиці також рекомендована методикою. Продовженням аналізу аномальних подій є розділи аналізу: 5 - "Питання й зауваження до звіту" та 6 - "Рекомендації".

Логічне дерево подій.

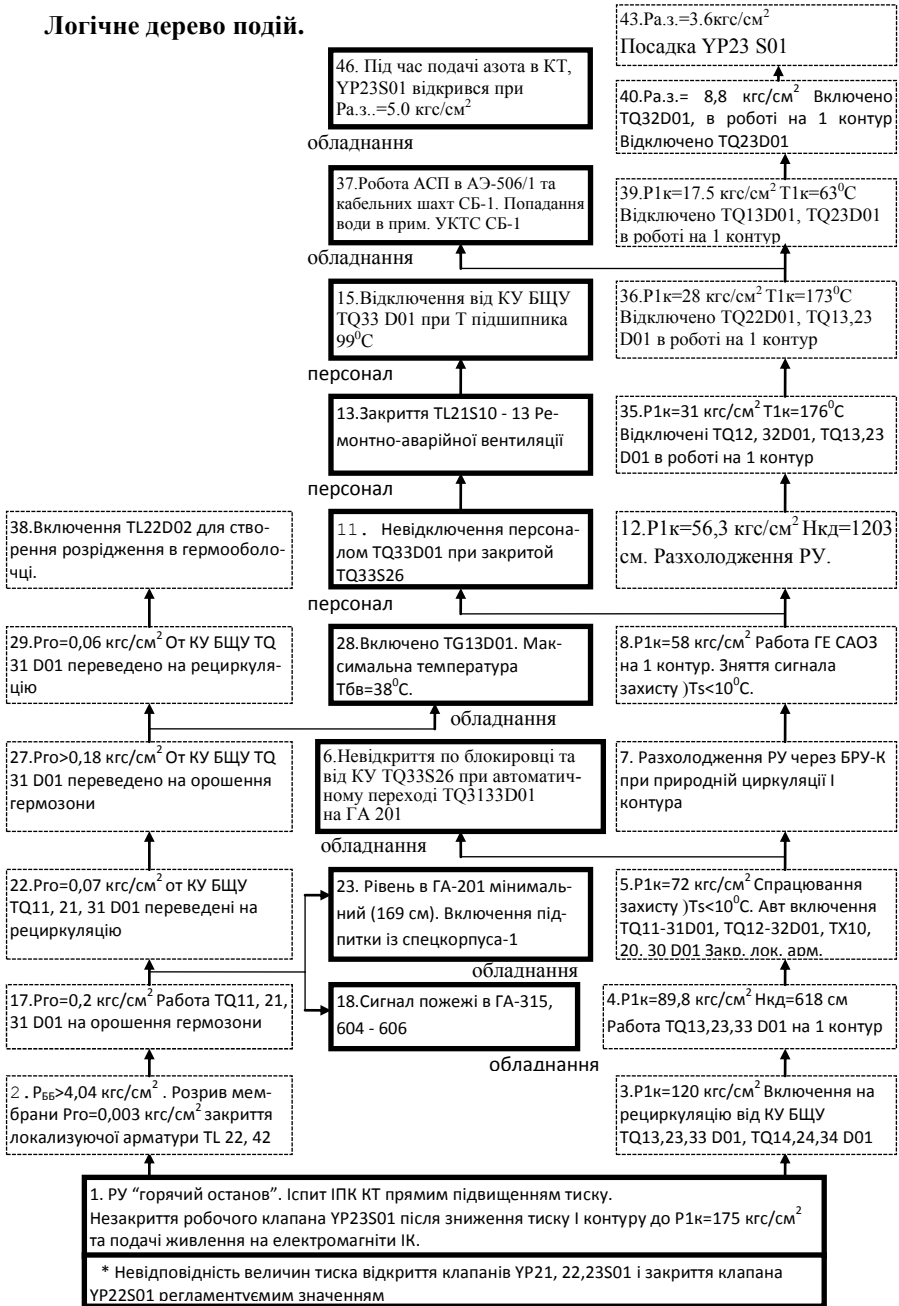


Рис. 5.3. Логічне дерево подій

обладнання

Таблиця 5.4. Аналіз аномальних подій.

Аналіз аномальних подій.		
Аномальна подія * Невідповідність величин тиску відкриття-закриття клапанів YP21, 22,23S01, а також тиску заживлення електромагнітів ІК	Безпосередня причина: Знос внутрішньокорпусних деталей проточної частини клапана - ерозійний знос поверхні сідла тощо. Можливі втрати властивостей пружності пружин ІК	Коригувальні заходи: Проаналізувати результати контрольних вимірів ВКУ ППУ по протоколах ППР-94 і порівняльний аналіз із результатами ремонту ППР-95. Перевірити й перенастроїти уставки по запитці електромагнітів ІК.
	Корінна причина: Відсутність документації щодо технічного обслуговування й перевірок ППУ КТ із урахуванням забезпечення якості	Коригувальні заходи: Не запропоновані На думку ДНТЦ ЯРБ, необхідно проаналізувати протоколи попереднього настроювання й розробити детальну інструкцію з настроювання й перевірки ППУ КТ і погодити з ДКЯРУ.
Аномальна подія №1 (устаткування) Незакриття ГЗК YP23S01 При випробуванні прямим підвищенням тиску, і після подачі живлення на електромагніти ІК	Безпосередня причина: Зависання штока-штовхача імпульсного клапана YP23S04 при посадці тарілки в заточення корпусу	Коригувальні заходи: Виконати заміну внутрішньокорпусних деталей ППУ КТ, які відпрацювали свій ресурс.
	Корінна причина: Неякісна розробка й оформлення техдокументації по техобслуговування та ремонту ППУ КТ код	Коригувальні заходи: Запросити у фірми-розробника ремонтних креслень на вузли й деталі, що вимагають контрольних вимірів. Переробити програму технічного обслуговування та ремонту ППУ КТ
Аномальна подія №6 (устаткування) Невідкриття засувки TQ 33S26 на вході насоса TQ33D01 при зниженні рівня в TQ33 B01 до мінімального	Безпосередня причина: Імовірна причина - заборона на відкриття засувки з моментною муфтою	Коригувальні заходи: Провести ревізію та настройку моментної муфти. Провести перевірку автоматики ланцюгів керування й спрацювання блокування TQS58
	Корінна причина: Недоліки в роботі схеми автоматики ланцюгів керування TQ33S26	Коригувальні заходи: Розробити графік разходження арматури TQ13,23,33 S26, при роботі блоку на потужності
Аномальна подія №11 (персонал)	Безпосередня причина:	Коригувальні заходи:

Невідключення персоналом TQ33D01 при закритій TQ33 S26, що призвело до серйозних дефектів і пошкодженню насоса	Недостатній контроль оперативним персоналом БЩУ за роботою устаткування СБ	Провести перевірку знань оперативним персоналом дій захистів і блокувань і порядку контролю роботи устаткування СБ при виникненні аварійних ситуацій.
	Корінна причина: Недоліки проектної автоматичної схеми захисту насоса	Коригувальні заходи: Поставити за обов'язок проектній організації розробити алгоритм і блокування захисту насоса
Аномальна подія №13 (персонал) У режимі “гарячий останов” TL21S10-13 аварійно-ремонтна вентиляція перебувала у відкритому стані. (повинна бути закрыта див. ТОБ)	Безпосередня причина: Відкритий стан арматур, що локалізує, TL21S10-13 системи ремонтно-аварійної вентиляції при стані РУ “ гарячий останов” під час перевірки ППУ КТ	Коригувальні заходи: Виконати перевірку та коригування (якщо потрібно) експлуатаційної документації. Регламентувати стан ремонтної вентиляції в режим «гарячий останов». Допрацювати заходи пов'язані з порушеннями умов безпечної експлуатації в стані РУ «гарячий останов» при перевірці ППУ КТ.
	Корінна причина: Неуважність оперативного персоналу	Коригувальні заходи: Виконати перевірку оперативним персоналом вент. систем.
Аномальна подія №15 (персонал) Несвоєчасне відключення персоналом насоса TQ33D01 при $T_{подш} = 99^{\circ}\text{C}$, при допустимому $T_{подш} = 85^{\circ}\text{C}$	Безпосередня причина Недостатній контроль оперативним персоналом БЩУ за роботою устаткування СБ	Коригувальні заходи: Провести перевірку знань оперативним персоналом дій захистів, блокувань і контролю аварійної сигналізації при роботі устаткування СБ.
	Корінна причина Недоліки підготовки персоналу	Коригувальні заходи: Провести протиаваріє тренування по темі: “Не закриття ППУ КТ із накладенням відмов СБ”.
Аномальна подія №18 (устаткування) Спрацювала пожежна сигналізація в ГА-315, ГА-604,-605,-606	Безпосередня причина: Погіршення ізоляції в електричних ланцюгах автоматики через запарювання та підвищення температури в гермозоні код - 5.1. 2.7.	Коригувальні заходи: Розробити та реалізувати заходи щодо виключення помилкового спрацювання пожежної автоматики.
	Корінна причина: Недолік проекту у виборі електричних кабелів з даним типом ізоляції.	Коригувальні заходи: Поставити за обов'язок проектній організації обґрунтувати вибір ел.кабелів

Аномальна подія №23 (устаткування) При роботі системи САОЗ зафіксований мінімальний рівень у ГА-201 (169 см)	Безпосередня причина: Непопадання води в ГА-201 із застійних зон приміщень гермооболонки	Коригувальні заходи: Виконати аналіз причин скупчення води в застійних зонах приміщень гермооболонки та її непопадання в ГА-201
	Корінна причина: Недоліки проектування код - 5.2.2.	Коригувальні заходи: Поставити за обов'язок проектній організації ХІЕП розробити заходи щодо реконструкції будівельної частини.
Аномальна подія №28 (устаткування) Включення насоса TG13D01 при збільшенні $T_{\text{БВ}} = 38^{\circ}\text{C}$	Безпосередня причина: Ріст температури через попадання гарячої води з гермооболонки в басейн витримки.	Коригувальні заходи: Провести аналіз причин росту температури басейну витримки
	Корінна причина: Відсутність перекриттів	Коригувальні заходи: Виконати аналіз експлуатаційної документації по ТГО БВ і шахт ревізії
Аномальна подія №37 (устаткування) Спрацювала автоматика системи пожегогасіння прим. АЕ-506/1 і кабельних шахт 2, 4 І СБ. Попадання води в приміщення УКТС СБ-1	Безпосередня причина: Запарювання та підвищення температури в ГО. Спрацювали пожежні датчики ДПП-1.	Коригувальні заходи: Розробити та реалізувати заходи щодо виключення помилкового спрацювання пожежної автоматики.
	Корінна причина: Наявність щілин у будівельних конструкціях приміщень	Коригувальні заходи: Виконати герметизацію будівельних конструкцій
Аномальна подія №46 (устаткування) Під час подачі азоту в КТ, УР23S01 відкрився при Ра.з. = 5.0кгс/см ²	Безпосередня причина: Ймовірна причина, подача напруги в схему керування електромагнітів ІК УР23S03,S04	Коригувальні заходи: Розробити детальну, покрокову інструкцію перевірки та випробувань системи ІПУ КТ.
	Корінна причина: Не визначена	Коригувальні заходи: Не запропоновані.

Питання та зауваження щодо звіту¹³.

- У звіті не зазначено про порушення умов безпечної експлуатації. Згідно акту 01.ЕТ.УР.Ак. 1809 “Проведення випробувань ІПУ КТ на щільність” величина середньогодинного сумарного протікання в барботер УР20У01 через ІПУ КТ перевищила припустиму величину на 166 кг/год та склала 416 кг/год, що є порушенням умов безпечної експлуатації для системи захисту 1 контуру від надлишкового тиску. (Технологічний регламент безпечної експлуатації. п. 5.2.1.3)
- У звіті не розглянуті та не проаналізовані всі аномальні події і, отже, не наведені безпосередні та корінні причини порушень. Не відзначено також, що одною з ано-

¹³ Зауваження й рекомендації сформульовані фахівцями ДНТЦ ЯРБ під час аналізу звіту СА

мальних подій є недоліки програми випробувань ІПУ КТ, яка не враховує вимоги ТРБЕ по величині протікань через клапани.

3. Персонал порушив вимоги ТРБЕ та не перевів РУ в “холодний” стан, після того як була виявлено протікання через ІПУ КТ, що перевищує 250 кг/год. (Технологічний регламент безпечної експлуатації. п.п. 6.1.3.6.3, 7.3.2.)

4. Комісією не визначені причини невідповідності значень тисків відкриття-закриття ІПУ КТ і включення електромагнітів ІК регламентованим таблицею 5.2.1.3-1 ТРБЕ.

Для клапана УР21S01 величина тиску відкриття склала 180,5 кгс/см² (182 кгс/см² по оперативних записах НСБ і ВІУР) при регламентованому 185 кгс/см². Тиск закриття відповідає регламентному.

Для клапанів УР22,23S01 величини тиску відкриття склали відповідно 173,2 кгс/см² і 185,9 кгс/см² (173 кгс/см², 187 кгс/см² по оперативних записах НСБ і ВІУР) при регламентованому 196 кгс/см². Величина тиску закриття клапана УР22S01 склала 163,9 кгс/см² (162 кгс/см² по оперативних записах НСБ і ВІУР) при регламентованому 182 кгс/см².

5. Необхідно відзначити, що перевірка настроювання ІК УР21S03,S04 контрольного клапана УР21S01, а також визначення величин тиску, при яких запитувались електромагніти ІК, не проводилася (проектні величини тиску спрацьовування ІК 192 кгс/см² і підключення електромагнітів 180 кгс/см² відповідно).

6. При описі послідовності подій порушена хронологія, а саме, тиск у гермооболонці повинен підвищуватися після розриву мембрани ББ. У звіті показано, що розрив мембрани відбувається пізніше (через 38 сек після підвищення тиску в гермооболонці).

7. Система TL21 не повинна перебувати в роботі при стані реакторної установки “гарячий останов”. Включення системи в роботу повинне відбуватися тільки при холодному стані реактора перед виводом блоку на ІППР.

8. По хронологічній послідовності подій, яка представлена у звіті, зниження рівня в баку-приямку ГА-201 до мінімального (169 см) відбулося в період роботи:

- 2-х насосів TQ13,23D01 впродовж 38 хв, з витратою 170м³/год кожен, в І контур;
- 3-х насосів TQ11, 21, 31D01 впродовж 9 хв, з витратою 700м³/год кожен, на зрошення гермооб’єму.

Крім цього, у гермооб’ємі за цей період надійшло порядку:

- 40м³ розчину борної кислоти з баків TQ13,23, 33У01;
- 160м³ розчину борної кислоти з 4-х гідроємностей САОЗ;
- 15м³ води І контуру

У такий спосіб з бака ГА-201 було викачано близько 240м³ води насосами TQ13,23D01 і 330м³ води насосами TQ11, 21, 31D01, усього 570м³. Сумарне надходження води в гермообсяг з інших ємностей склало близько 210м³.

У звіті не приводиться інформація про те, куди надходила накопичена вода з гермооб’єму.

Не виконаний огляд і фіксація застійних паразитних зон, що обумовлюють не попадання води в ГА-201.

9. У звіті комісії, при описі хронології подій, не відображені стан ІК УР23S03,04 після подачі живлення на електромагніти. По пояснювальній ВІУБ від 20.04.95 слідує, що напруга була подана на електромагніти ІК УР21S03,04 контрольного ІПК. У прикладеній до звіту копії оперативного журналу ВІУР, інформація із цієї операції відсутня. У такий спосіб можливі помилкові дії персоналу, які призвели до неможливості примусового закриття клапана.

Рекомендації

На думку ДНТЦ ЯРБ експлуатуюча організація і Запорізька АЕС повинні зобов'язати проектні організації розробити:

- проекти реконструкції вузлів обв'язки ППУ КТ із усіма типами реакторів типу ВВЕР;
- технічні заходи щодо відключення спорожнювання бака ГА-201 при роботі САОЗ і спринклерної системи по прямому призначенню, включаючи проект реконструкції будівельної частини з виключення застійних зон;
- проекти реконструкції систем АПТ для виключення їхнього помилкового спрацьовування при аваріях із запарюванням гермооб'єму;
- у випадку появи води в суміжних з гермооб'єм приміщеннях, виконувати хімічний аналіз на наявність бору й контроль радіоактивності.

5.4. Порядок розслідування

Кожне порушення, що підлягає обліку відповідно до Положення, розслідується комісією впродовж 15 діб з моменту його виникнення.

Склад комісії з розслідування порушень залежить від його тяжкості. За порушеннями в роботі АЕС категорій:

- А01, А02, А03, А04, П01 комісія з розслідування порушення в роботі АЕС створюється Міністерством палива та енергетики України за участю органів державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки та інших міністерств і відомств.
- П02, П03, П04, П06 комісія з розслідування порушення в роботі АЕС створюється адміністрацією АЕС за узгодженням з експлуатуючою організацією.
- П05, П07, П08, П09, П10 комісія з розслідування порушення в роботі АЕС створюється адміністрацією АЕС.

Склад комісії по розслідуванню і її голова визначаються наказом відомства, підприємства, яке створює комісію. Залучення до роботи в комісії представників організацій, підприємств, які брали участь у конструюванні, проектуванні, спорудженні АС, виготовленні, монтажу, налагоджуванні і ремонті обладнання, яке відмовило, пошкоджене, проводиться при необхідності (визначає голова комісії).

До початку проведення розслідування керівництво АС зобов'язане вжити заходів щодо збереження обстановки в місці порушення такою, якою вона була на момент порушення; припинити всі роботи на установках і обладнанні, де сталося порушення, якщо це не становить небезпеки для життя людей і не викликає подальшого розвитку порушення.

Пуск енергоблоку після зупинки, пов'язаної з пошкодженням або непроектною роботою обладнання, важливого для безпеки, дозволяється після письмового підтвердження керівництвом АС про усунення причин порушення і виконання необхідних коригуючих заходів, визначених комісією по розслідуванню порушення, і узгодження з ДІЯРУ.

В окремих випадках допускається введення в роботу енергоблоку до закінчення з'ясування причин, якщо обладнання, відмова і пошкодження якого призвели до порушення, можна тимчасово вивести з експлуатації або

замінити. Рішення з цього питання приймається керівництвом АС за погодженням з ДІЯРУ.

При аналізі причин, оцінці порушення в роботі АС з точки зору безпеки, розробці коригуючих заходів по ліквідації наслідків порушення, запобіганню їх повторення комісія по розслідуванню повинна керуватися вимогами Положення до змісту звіту про розслідування порушення в роботі АС (див. додаток N 2 до положення) і Методики аналізу порушень в роботі АС. В Методиці представлена систематизована послідовність дій, рекомендованих при проведенні розслідування порушення, розроблена на основі методології ASSET, яка концентрується на визначенні та усуненні недоліків у станційній програмі нагляду за обладнанням, документацією і персоналом.

Розслідування вважається закінченим після підписання звіту всіма членами і головою комісії.

5.5. Аварія на АЕС Фукусіма-1

5.5.1. Загальні відомості

11 березня 2011 року в 14:46 за місцевим часом у Японії відбувся землетрус силою до 9 балів по шкалі Ріхтера - самий потужний і руйнівний за весь період спостережень на території Японії. Епіцентр перебував в океані, східніше острова Хонсю, тому основний удар стихії (ударної хвилі а також 14-метрової хвилі цунамі) довівся на житлові та промислові райони саме на північно-східному узбережжі острова [140-150].

Крім величезних руйнувань і великої кількості жертв стихія стала причиною великої ядерної аварії на атомній електростанції Фукусіма-І. Підземні поштовхи привели до автоматичної зупинки більше десятка енергоблоків 4-х АЕС, розташованих у відносній близькості друг від друга: це Фукусіма-І, Фукусіма-ІІ, Онагава і Токай. Однак, подальший розвиток подій мав катастрофічний характер тільки на АЕС Фукусіма-І.

АЕС належить японській корпорації ТЕРСО - "Tokyo Electric Power Corporation". Всі шість ядерних реакторів станції BWR (Boiling Water Reactor) - киплячі реактори корпусного типу в одноконтурному виконанні, побудовані або американською фірмою "Дженерал електрик", або компанія-ми з її участю, разом з "Hitachi" і "Toshiba". Їхня електрична потужність:

Блок № 1 - 439 МВт, запущений у березні 1971 року;

Блок № 2 - 760 МВт, запущений у липні 1974 року;

Блок № 3 -760 МВт, запущений у березні 1976 року;

Блок № 4 -760 МВт, запущений у жовтні 1978 року;

Блок №5 - 760 МВт, запущений у квітні 1978 року;

Блок №6 - 1067 МВт, запущений у жовтні 1979 року.

На момент початку землетрусу на АЕС Фукусіма-І в роботі перебували енергоблоки № 1, 2, 3. Енергоблоки № 4, 5, 6 були виведені на плановий ремонт, тобто перебували в режимі "холодна зупинка" (тиск у корпусі реакторів

незначно відрізняється від атмосферного, а температура в активній зоні для теплоносія не перевищує 100°C).

Японські АЕС спроектовані з розрахунком на певну інтенсивність землетрусу. Як проектні параметри, при яких повинна зберігатися безпека, для АЕС "Фукусіма-I" було встановлено горизонтальне прискорення ґрунту 438-489 Гал (1 Гал = 1 см/с^2 , або $0,001018\text{ g}$), для АЕС "Фукусіма-II" - 415-434 Гал, імовірна висота цунамі - 5,7 м і 5,2 м відповідно. При землетрусі 11 безрезна висота цунамі склала 14м.

5.5.2. Опис конструкції

Загальний вид реакторного відділення (РВ) енергоблоку з BWR-3, 4 представлений на рис.5.4. Його особливістю є відносно компактні розміри будинку РВ. Це пояснюється відсутністю парогенераторів у складі реакторної установки. Пара виробляється прямо в активній зоні реактора, завдяки кипінню теплоносія, рухається висхідним потоком у верхню частину корпусу реактора, послідовно проходячи через сепаратор пароводяної суміші (зборка сталевих жалюзі), а потім через паросушник (збірка циліндричних циклонів). Далі суха насичена пара по головних паропроводах подається на турбогенератор і на інші споживачі пари паротурбінної установки.

Захисна оболонка або система контейнента першого контуру, складається зі сталевих боксу (drywell), що має форму цибулини або корпусу контейнента, оточеного залізобетонною оболонкою та зв'язаного з розташованою нижче камерою (wetwell) у формі тора, призначеної для зниження тиску в контейненті. При нормальному функціонуванні АЕС простір контейнента і камери зниження тиску заповнені азотом, і вода в камері перебуває при температурі навколишнього середовища. При аварії із втратою теплоносія (loss-of-coolant accident - LOCA) пара із сухого боксу по вентиляційних трубах скидається в басейн камери зниження тиску (рис. 5.7), де вона конденсується. Пара з корпусу реактора також може скидатися в камеру через запобіжні клапани та відповідні трубопроводи. Водень у камері перебуває в газоподібному стані, що веде до підвищення тиску в системі. При закипанні води в камері утворюється пара; у цьому випадку активізуються аварійні системи охолодження камери. Надлишковий тиск у камері може скидатися при відкритті клапана у вторинний контейнент, яким є реакторний будинок, або через вентиляційну трубу.

Вторинний контейнент (реакторний будинок) не розрахований на високий тиск. У ньому розміщуються аварійні системи охолодження і басейн із ВЯП. Є також система охолодження оболонки активної зони (АЗ) (Reactor Core Isolation Cooling - RCI) з енергопостачанням від невеликої парової турбіни, що використовує пару, яка утворюється при відводі залишкового тепло-

виділення радіоактивного розпаду. Вода, інjektується в реактор системою RCI, надходить із резервуара конденсатора або з камери зниження тиску.

Аварійна система охолодження (Emergency Core Cooling System - ECCS) є наступною резервною системою охолодження і складається із двох інжекційних підсистем високого та низького тиску. Насоси системи інжекції охолодженої води високого тиску (High Pressure Coolant Injection - HPCI) приводяться в дію паровими турбінами. Вода надходить із камери зниження тиску або зі спеціального резервуара. У системі низького тиску (менше ніж 700 кПа) використовуються електронасоси. Вода надходить із камери зниження тиску і системи упорскування в АЗ (також з електроприводом). Для обох підсистем потрібне електроживлення для керування клапанами та іншими операціями. Для цього на додаток до генераторів використовуються електроакумулятори. В 1990 році ТЕРСО встановила систему інжекції води з пожежної системи в систему RHR (інжекція через сопла струминних насосів) у рамках заходів по керуванню великою аварією[140].

Для барботажу пара подається по опускних патрубках, заглиблених на кілька метрів під шар води в баку-барботері. Більш докладно схема реакторного відділення і гермооболонки показана на рис.5.5. Тут же зазначене і функціональне призначення основних елементів конструкції реакторної установки. Проектом реакторної установки передбачені системи для організації відводу залишкових енерговиділень. Так, на рис.5.7 з функціональною схемою ЯЕУ показана основна система відводу залишкових тепловиділень зі своїм електронасосом і теплообмінником, охолоджуваним технічною водою. Умовою її використання є наявність напруги змінного струму для забезпечення їм циркуляційного насоса і насоса перекачування технічної води.

Крім того, проектом передбачені:

- автономна система відводу залишкових тепловиділень від ядерного палива, що використовує генеруєму в активній зоні пару для роботи турбоприводу насоса, призначеного для підживлення реактора чистою водою з бака барботера;

- система очищення теплоносія, що принципово дозволяє відводити залишкові тепловиділення від ТВЗ при відносно невисокій їхній потужності, відповідно до теплової потужності теплообмінника системи очищення. Обов'язковою умовою використання системи є наявність напруги змінного струму для забезпечення їм циркуляційного насоса системи очищення і насоса перекачування технічної води;

- система аварійного введення бору при виявленні відмов у роботі рухливих поглиначів нейтронів (стрижнів регулювання та аварійного захисту). Однак ємкість із запасом борного концентрату може бути використана для підживлення реактора у випадку аварійного зниження рівня в ньому.

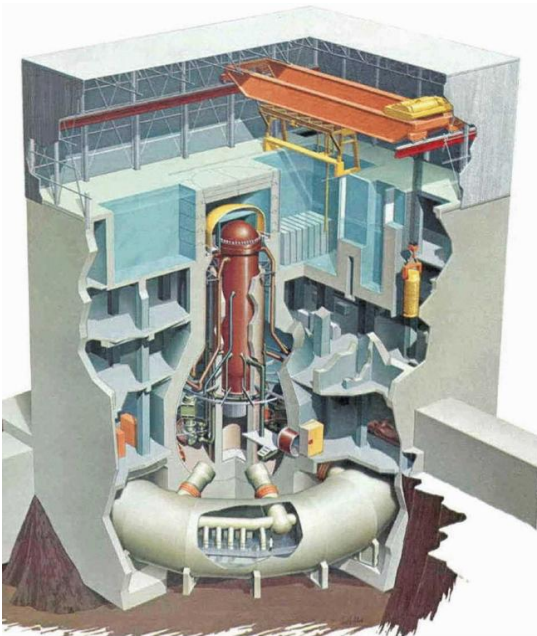


Рис. 5.4. Загальний вид реакторного відділення енергоблоку з BWR-3, 4.

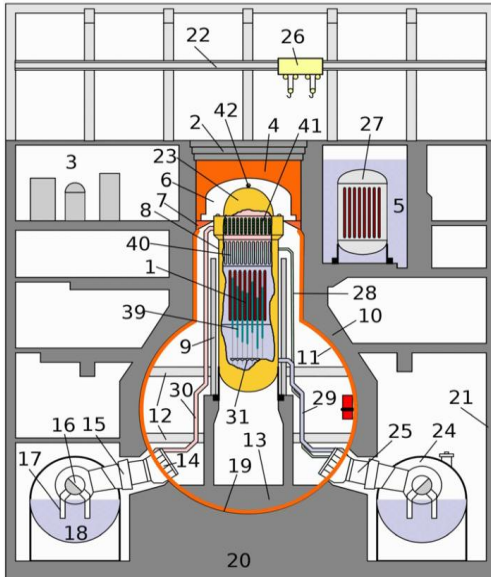


Рис.5.5. Основні елементи конструкції РУ енергоблоку з BWR-3, 4.

1	Активна зона
2	Бетонна заглушка
3	Бокс допоміжного устаткування
4	Голівка шахти реактора
5	Басейн витримки відпрацьованого ЯТ
6	Перевантажувальний люк
7	Бурт шахти реактора
8	Корпус реактора
9	Біологічний захист
10	Бетонна оболонка (зовнішня)
11	Сталеве облицювання шахти реактора
12	Радіальні балки
13	Бетонний моноліт
14	Напрямний козирок
15	Сільфонний компенсатор
16	Вентиляційний колектор
17	Опускна труба
18	Вода в барботері
19	Заставна частина облицювання
20	Фундамент
21	Оббудовуння реакторного відділення
22	Рейки перевантажувальної машини
23	Люк для перевантаження ЯП
24	Бак-барботер
25	Збросний патрубок
26	Кран перевантажувальної машини
27	Відпрацьоване паливо
28	Подача охолодж. води
29	Подача живильн. води
30	Пара на турбіню
31	Приводи стрижнів СУЗ
39	Стрижні СУЗ
40	Сепаратор пари
41	Паросвіщик
42	Клапан скидання тиску з корпусу реактора

Неодмінною умовою використання цієї системи також є наявність напруги змінного струму для забезпечення їм циркуляційного насоса аварійного введення бору.

5.5.3. Опис аварії

Таким чином, головною перешкодою для організації нормального відводу залишкових тепловиділень з активних зон реакторів і басейнів витримки відпрацьованих ТВЗ впродовж перших десяти днів з початку аварії на АЕС Фукусіма-І була відсутність джерел електропостачання енергоблоків достатньої потужності для забезпечення їм штатних систем безпеки, рис.5.6. Справа в тому, що мобільні дизель-генератори невеликої потужності з'явилися на площадці АЕС ще в перший день аварії 11 березня, однак з їхньою допомогою не можна було вирішити проблему запровадження в дію досить потужних насосів штатних систем відводу залишкових тепловиділень.

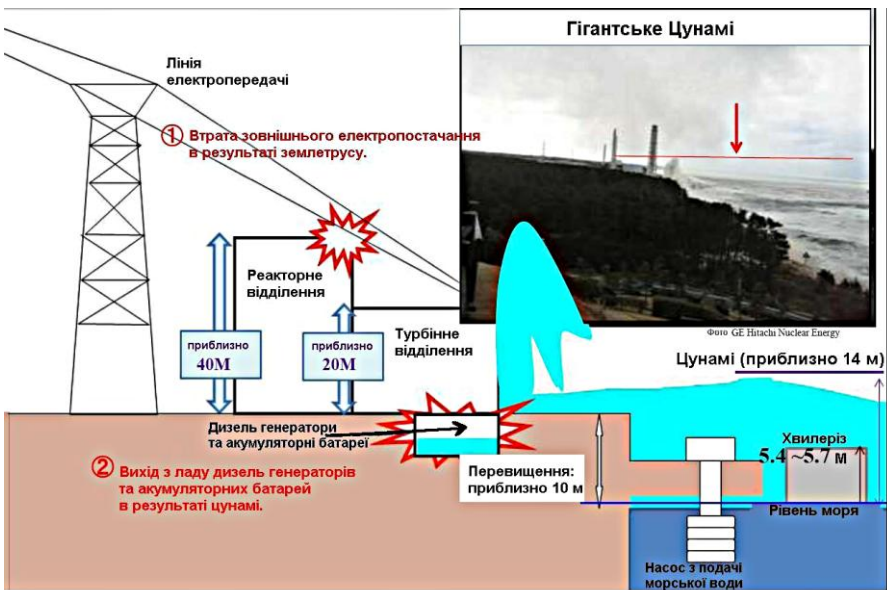


Рис.5.6. Втрата зовнішнього та аварійного електропостачання.

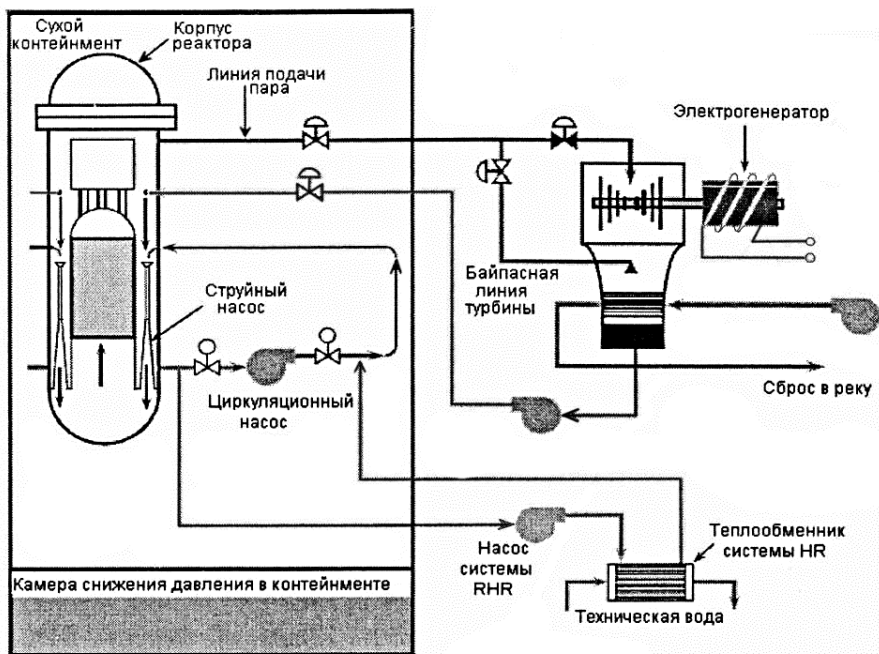


Рис.5.7. Схема охолодження ВВР.

По оцінювальним розрахункам на енергоблоці № 1 АЕС Фукусіма-І через 1 годину після зупинки в активній зоні реактора щосекунди випаровувалося 11.4 кг води. Для підтримки рівня води в активній зоні реактора на одній і тій же висотній позначці було потрібно подавати в активну зону таку ж кількість холодної води для компенсації тієї, що випаровувалася. Масова витрата в 11.4 кг/с відповідає 41 тонні в годину. Саме така витрата повинна була бути забезпечена насосом для підживлення реактора, щоб не допустити зниження рівня теплоносія в корпусі реактора і його активній зоні. У протилежному випадку зниження рівня в активній зоні та оголення поверхні, що гріє твєли, приводить до кризи тепловіддачі, коли через занадто низьку теплопровідність пари потік тепла від твєлів до пари падає в десятки разів. При цьому відбувається нагромадження енергії усередині таблеток ядерного палива і швидке зростання температури аж до досягнення температури плавлення, тобто до термічного руйнування активної зони реактора.

Для реакторів енергоблоків № 2 і № 3 АЕС Фукусіма-І, що мають теплову потужність майже вдвічі вищу, ніж на блоці № 1, для оцінки потужності залишкових тепловиділень і необхідної витрати холодної води в реактор - досить збільшити вдвічі дані, отримані для 1-го енергоблоку.

Нажаль, вода що охолоджує, в зазначених кількостях на енергоблоки № 1, 2, 3 і 4 не подавалася - не вистачало потужностей, що призвело до плавлення ядерного палива у ТВЗ на всіх зазначених вище блоках.

Підтвердженням тому є ще одне вкрай неприємне і небезпечне природне явище: пароцирконієва реакція. При значному підвищенні температури ядерного палива, а внаслідок цього - і цирконієвих оболонок тепловиділяючих елементів ТВЗ (більше 1000°C) починається хімічна реакція цирконію з водою парою - пароцирконієва реакція, при якій відбувається окислювання цирконію з одночасним виділенням вільного водню і кисню з можливим утворенням "гримучої" суміші.

Саме вибухи "гримучої" суміші привели до руйнування верхніх поверхів будинків реакторних відділень енергоблоків № 1, 2, 3 і 4.

Щораз це відбувалося після вентиляції (скидання в атмосферу) радіоактивної пари з гермозон обговорюваних енергоблоків при підвищенні в них тиску до 8 кг/см² - тобто вище проектної межі в 4 кг/см².

На момент землетрусу на АЕС "Фукусіма-І" в експлуатації перебували енергоблоки №№ 1-3. Реактори були автоматично заглушені, але під час землетрусу були ушкоджені трубопроводи, арматури та інші конструкції. Цей висновок зроблений на підставі високих рівнів потужності дози, обмірюваних у реакторних будинках дистанційно керованими роботами і персоналом у квітні-травні. Відведення залишкового тепловиділення здійснювала система RHR, обладнана електронасосами, які через втрату основного джерела енергопостачання через землетрус замінили аварійні дизель-генератори, але вони зупинилися після впливу цунамі, що привело до розвитку надзвичайної ситуації та евакуації персоналу. Приблизно через дев'ять годин на АЕС були доставлені пересувні джерела живлення. Для функціонування системи RHR на енергоблоках №№ 1-3 потужності акумуляторів було недостатньо, і, мабуть, їхньої ємності були вичерпані приблизно впродовж 8 годин.

Приблизно через годину після автоматичної зупинки реакторів тепловиділення АЗ становило 1,5% від номінальної теплової потужності, тобто приблизно 22 МВт на енергоблоці № 1 і 33 МВт - на енергоблоках №№ 2 і 3. Без відводу тепла це привело до утворення великої кількості пари в АЗ. Пара конденсувалася в камері зниження тиску під реактором усередині контейнера, але температура і тиск усередині камери і реактора швидко збільшилися. В 16:36 на енергоблоках №№ 1 і 2 інжекція води з використанням аварійної системи ECCS припинилася [140].

Затоплення станції хвилиною цунамі, що пішло через 45 хвилин (15:30), привело до відключення джерел живлення і погіршенню аварійної ситуації. Втрата охолодження реакторів і басейнів з ВЯП викликала перегрів і розплавлення палива. На енергоблоках №№ 1-4 відбулися вибухи водню.

Енергоблок № 1. На енергоблоці № 1 аварійна ситуація, що виникла у зв'язку із частковою втратою теплоносія ще до впливу цунамі, найбільш швидко розвивалася. У конструкції енергоблоку № 1 передбачена аварійна система охолодження за допомогою конденсаторів пари (isolation condenser -

ІС), що вводиться в дію при відсіканні подачі пари на турбіну під час відключення реактора (ізоляції реактора). Охолоджений конденсат вертається в реактор. Охолоджена вода в конденсаторах нагрівається і википає, тому необхідно постійне підживлення холодної води за допомогою насосів. Ця система псевдопасивна тому, що для роботи насосів використовується джерело постійного струму. Система ІС була активізована в 14:52, але через 10 хвилин (в 15:03) клапани подачі конденсату в реактор були вручну закриті оператором, імовірно, через занадто різке зниження тиску і температури в реакторі при надходженні холодної води. При закритті клапанів подачі пари на турбіну тиск у реакторі збільшився з 6,8 МПа (робочий рівень) до 7,2 МПа, але при активізації системи ІС різко впав до 4,5 МПа, а температура знизилася з 272 до 122-140 °С (за даними двох датчиків). Однак по інструкції темпи зміни температури корпусу реактора не повинні перевищувати 55°С/год. внаслідок можливого порушення цілісності першого контуру, викликаного підвищенням напруг у конструкційних матеріалах. Після відключення системи ІС тиск у реакторі став підвищуватися, але надходження конденсату припинилося, і рівень води знизився за хвилину з 120 до 80 см (до аварії рівень становив 91 см). Аварійні дизель-генератори, розташовані на нижніх поверхах реакторного будинку, були залиті водою під час цунамі, і в 15:37 відбулася повна втрата джерел змінного струму і знеструмлення вимірювальних приладів, тому точних даних про функціонування системи ІС немає. Згідно даним ТЕРСО, система ІС енергоблоку № 1 перебувала в активному стані з 18:10 до 18:25 і з 21:30 до 1:48 12 березня (по інших повідомленнях, підключення і відключення в цей період здійснювалися через 30 хв.) і була остаточно відключена внаслідок розрядки акумулятора. Система розрахована на розхолодження реактора приблизно впродовж 8 годин навіть у випадку повної втрати зовнішнього енергопостачання, і якби вона функціонувала в штатному режимі, це могло б відстрочити розплавлення палива [141, 142].

Повна втрата охолодження на першому енергоблоці після цунамі призвела до википання води і різкого підвищення температури палива. Комп'ютерне моделювання, проведене в ТЕРСО, показує, що до 18 год. 11 березня рівень води знизився до верхнього краю АЗ, через годину паливо виявилось практично повністю відкритим, і внаслідок перегріву почалося руйнування оболонок твелів (рис 5.8).

Близько 19:30, через 4,5 години після підземного поштовху, у центрі нижньої частини АЗ з'явилися перші ушкодження твелів. Через 40 хв. значне ушкодження і розплавлення палива торкнулося всієї центральної частини АЗ (рис. 5.9). Приблизно через дві години температура в АЗ досягла 2800 °С. подача води в реактор за допомогою пожежного насоса відновила в 5:50 12 березня, але до цього часу, тобто через 15 годин послу землетрусу, все паливо розплавилася і стекло до низу реактора, утворився коріум. подача несолоної води в реактор припинилася в 14:50 12 березня. Через п'ять годин, в 20:20, почата інжекція морської води, але ця операція тільки підтримувала охолодження коріуму [140-142].

Руйнування паливних оболонок та утворення водню привело до значного росту тиску в реакторі. Персонал робив спроби скидати пару, що надходить у камеру зниження тиску (басейн-барботер). Скидання надлишкового тиску з камери здійснюється в реакторний будинок або через вентиляційну трубу. У результаті плавлення палива могло утворитися приблизно 800 кг водню (рис.5.10). Скидання тиску почали занадто пізно, коли паливо вже почало плавитися. Через 12 годин після відключення реактора тиск у контейненте досяг 850 кПа (надлишковий), що у два рази перевищує проектний рівень (430 кПа). У результаті 12 березня в 15:36 відбувся сильний вибух, що зруйнував верхню частину будинку. Вибух міг відбутися внаслідок відмови в системі вентилявання блоку. ТЕРСО припускає, що клапан, призначений для запобігання зворотного потоку водню в будинок контейнента, не був закритий 12 березня.

У ТЕРСО думають, що розплавлене паливо пропало невеликі отвори в днищі корпусу реактора (ушкодження можливі в місцях зварювання і введення регулюючих стрижнів). По оцінках, через 18 годин після землетрусу відбулося ушкодження контейнента з утворенням отвору діаметром 3 см, що збільшився до 7 см через 50 годин після землетрусу.

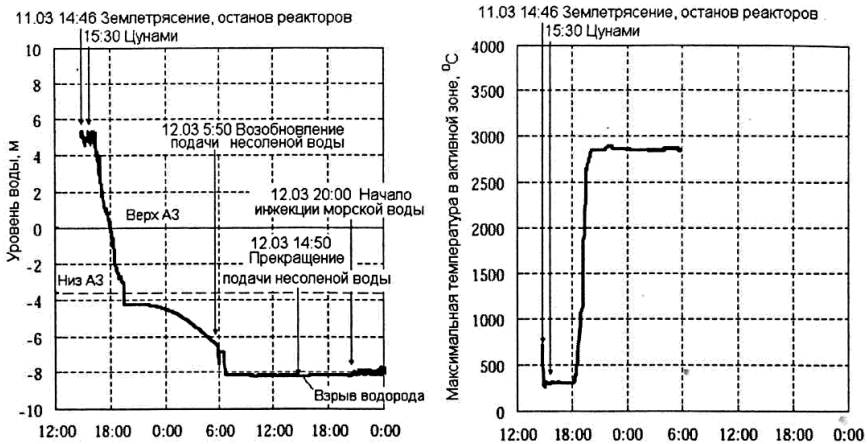


Рис.5.8. Зміна рівня води (а) і температури палива (б) у реакторі енергоблоку №1.

5.5.4. Моделювання ушкоджень активної зони

Розплавлення палива через 15 годин, ушкодження дна реактора, за результатами моделювання представлено на рис. 5.9. Моделювання зміни температури та кількості водню, що утворився, у реакторах №№ 1-3 представлено на рис. 5.10 (у дужках зазначений час після землетрусу).

Однак, на думку ТЕРСО, зміна показань по тиску може також пояснюватися відмовою вимірювальних приладів. Температура контейнента збільшилася до 300 °С (припустима проектна температура - 138 °С). При цьому могли бути ушкоджені металеві й гумові ущільнення, що привело до витoku пари й води, що подається для охолодження. Вода, що містить розчинні радіоактивні речовини (РВ), накопичувалася у цокольному поверсі. У реакторному будинку енергоблоку № 1 спостерігався найвищий рівень радіації, що перешкоджало доступу в ряд приміщень. Спочатку в ТЕРСО припускали, що високий фон пов'язаний з виходом радіоактивної пари, але, за останніми оцінками, у якості однієї із причин називається ушкодження конструкції реактора при землетрусі, що призвело до дуже швидкого витoku води [143].

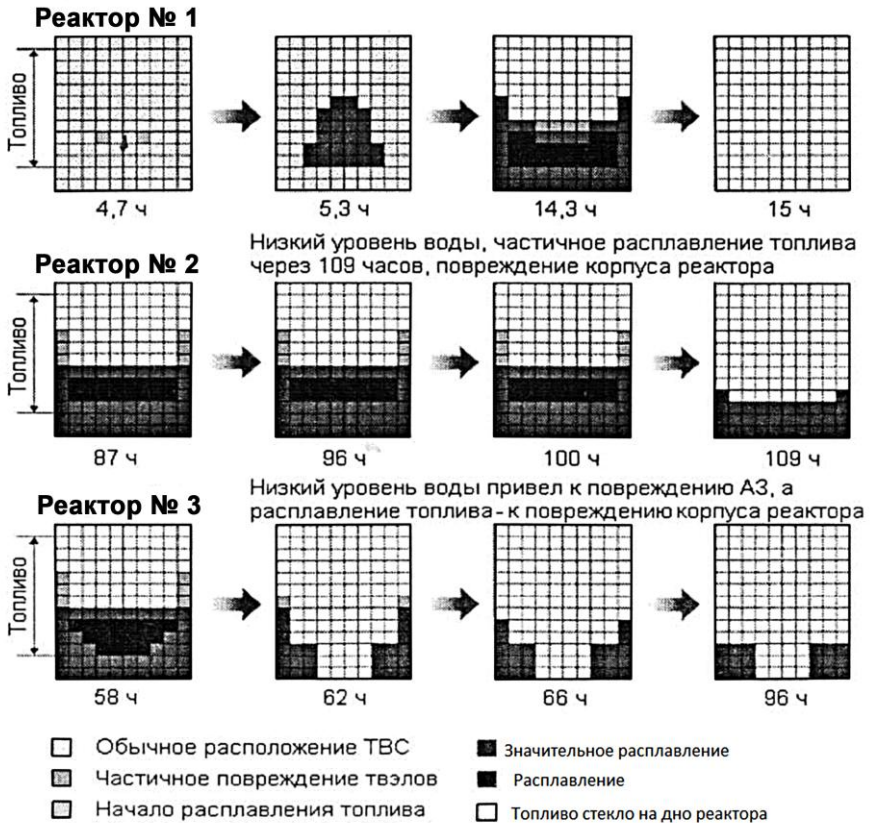


Рис.5.9. Моделювання ушкоджень активної зони реакторів № 1,2 і 3 (зазначений час від моменту землетрусу)

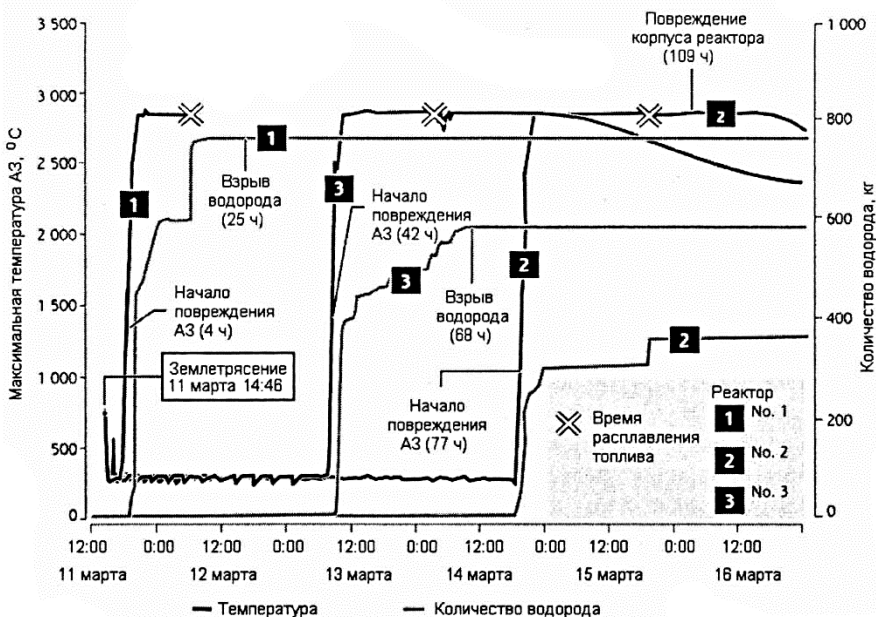


Рис. 5.10. Моделювання зміни температури і кількості водню, що утворився, у реакторах №№ 1-3 (у дужках зазначений час після землетрусу)

5.5.5. Енергоблоки №№ 2 і 3

На енергоблоках №№ 2 і 3 ступінь ушкодження палива менша, ніж на першому енергоблоці, але більша частина палива також піддалася розплавленню (рис. 5.9 і 5.10). Також передбачається ушкодження корпусів реакторів, але паливо продовжує втримуватися усередині реактора. Точні дані про рівень води в реакторах відсутні, і розрахунки ТЕРСО припускають два сценарію: по першому - нижня частина ТВЗ занурена у воду, по другому - паливо повністю оголене.

На енергоблоці № 2 аварійні системи охолодження так само, як на першому енергоблоці, відключилися із втратою енергопостачання після цунамі. Система охолодження ІС функціонувала впродовж трьох днів, до 13:25 14 березня. Оператори періодично відключали її залежно від коливань рівня води в реакторі. У той же день в 16:34 почалося накачування морської води, але рівень води в реакторі продовжував знижуватися. До 18 години рівень води знизився до верху АЗ, і через годину вона повністю відкрилася (через 75 годин після землетрусу). По першому сценарію, паливо почало плавитися через 77 годин, почалося утворення водню (по розрахунках - від 350 кг до 800 кг), і 15 березня в 6:14 (через 87 годин після землетрусу) відбувся вибух у камері зниження тиску. Вибух на другому енергоблоці був менш сильним,

можливо, через те, що на ньому був раніше відкритий вентиляційний люк у даху будинку.

По оцінках, через приблизно тиждень близько 50% палива могло перетворитися в розплавлену масу. При повному відкритті АЗ плавлення палива швидко прогресувало після вибуху водню, і 80% палива розплавалося і стекло на дно реактора через 109 годин. При цьому, можливо, відбулося ушкодження корпусу реактора. Аналізуючи дані про флуктуації тиску в контейнменті, фахівці ТЕРСО прийшли до висновку про можливе утворення тріщини або отвору діаметром 10 см у стіні контейнмента, через яке відбувся викид пари через 21 годину після землетрусу. Якби не було витоку, зростання тиску було б більш швидким. Однак це припущення ще не підтвержене [144].

На енергоблоці № 3 погіршення умов охолодження АЗ почалося через 36 годин після землетрусу. Після відключення дизель-генераторів використовувалася система ІС (до 11:36 12 березня) і система охолодження високого тиску, що перестала функціонувати в 2:42 13 березня після падіння тиску в реакторі. За другу годину тиск у реакторі виріс з 0,58 до 7 МПа. Після скидання пари почалося плавлення палива. Подача води була відновлена в 9:25, через 7 годин після втрати охолодження, але, на думку фахівців компанії, умови в реакторі продовжували погіршуватися. При обох розглянутих сценаріях зниження рівня води нижче верху ТВЗ відбулося через приблизно 40 годин після землетрусу та через 42 години почалося розплавлення палива. У сценарії з повною відсутністю води в АЗ розплавлення палива відбулося, приблизно через 60 годин, і корпус реактора міг бути ушкоджений через 66 годин після землетрусу.

Можливе також ушкодження камери зниження тиску після витікання розплавленого палива з реактора. Незважаючи на спроби скидання пари з контейнмента 12 і 13 березня, кількість водню, що утворився, досягла близько 600 кг, і 14 березня в 11:01 відбувся вибух водню у верхній частині будинку. По оцінках, у гіршому варіанті приблизно 59% цирконію прореагувало з водою з утворенням водню. Якщо б охолодження було більш ефективним, то корпус реактора міг бути не ушкоджений, але тоді з водою прореагувало б близько 70% цирконію [144].

ТЕРСО представила дані, на підставі яких передбачається можливе ушкодження важливого трубопроводу подачі води в аварійній системі охолодження високого тиску на енергоблоці № 3 під час землетрусу. Система була підключена незабаром після півночі 12 березня, і через 6 годин тиск у реакторі впав з 75 до 10 атм., що можна пояснити ушкодженням у системі трубопроводів. Тиск у контейнменті в цей час також знизився. Ушкодження ключової системи аварійного охолодження порушує питання про перегляд проектних показників сейсмостійкості на всіх АЕС Японії. Однак компанія відмовилася підтвердити, що це пов'язане із впливом підземних поштовхів, і припускає неправильне показання датчиків.

5.5.6. Енергоблок № 4

Вибух на енергоблоці № 4 АЕС Фукусіма-І", що відбувся 15 березня, міг бути викликаний попаданням водню з енергоблоку № 3. Спочатку передбачалося, що причиною вибуху на блоці № 4 послужило виділення водню з ушкоджених ТВЗ у басейні з ВЯП. Однак фотографії басейну, зроблені у квітні, показали відсутність ушкодження ТВЗ. Фахівці компанії думають, що в процесі вентиляції контейнента енергоблоку № 3 водень міг потрапити усередину реакторної будівки енергоблоку № 4 через загальний повітровід. У результаті скупчення водню у верхній частині будівки реактора енергоблоку № 4 могло привести до вибуху, а пожежа, що пішла за ним, могла бути викликана пально-мастильними матеріалами [140].

5.5.7. Басейни витримки ВЯП

Зниження рівня води в приреакторних басейнах створило додаткові проблеми на АЕС "Фукусіма-І". Основною причиною, імовірно, послужило підвищення температури внаслідок порушення циркуляції охолодженої води, особливо, у найбільш завантаженому басейні енергоблоку №4. З 15 березня заповнення запасу води в басейнах енергоблоків №№ 3 і 4 стає більш важливою проблемою на АЕС. Вода заливалася через отвори в даху і захисній оболонці. Для подачі води із землі використовувалися пожежні машини, потім 22 березня була задіяна машина з бетононасосом і стрілою довжиною 58 м, що дозволило більш точно заповнювати водою басейни енергоблоків №№ 1, 3 і 4, стіни яких частково зруйновані. За станом на 22 березня повідомлялося, що в басейнах енергоблоків №№ 2-4 запаси води поповнені. 19 березня температура води в басейні енергоблоку № 4 знизилася до 48°C [140].

АЕС "Фукусіма-ІІ". Енергоблоки №№ 1- 4 були автоматично зупинені після землетрусу, але при впливі цунамі відбулося порушення охолодження. До 16 березня всі чотири енергоблоки були переведені в режим "холодної зупинки", при якому температура АЗ не перевищує 100 °С при атмосферному тиску (101 кПа), але потрібна циркуляція води [140].

Обстановка за межами площадки АЕС "Фукусіма-І". Надзвичайна ситуація на АЕС "Фукусіма-І" була оголошена 11 березня в 19:03, після цього почалася евакуація населення в межах 2-кілометрової зони. 12 березня в 18:25 зона евакуації була розширена до 20 км. 25 березня була запропонована

добровільна евакуація з 30-кілометрової зони. Максимальна потужність дози на відстані 1 км від площадки АЕС "Фукусіма-І" становила 146 мкЗв/год. За інформацією групи експертів МАГАТЕ, у зоні від 30 до 41 км від аварійної АЕС "Фукусіма-І" потужність дози змінювалася від 0,9 до 17 мкЗв/год. (від 90 до 1700 мкР/год.). За станом на ранок 28 березня у восьми з 47 префектур Японії зафіксовано поверхнєве забруднення території ізотопами ¹³¹I і ¹³⁷Cs. У шести префектурах (Тиба, Ібаракі, Саїтама, Точигі, Токіо і Ямагата) поверхнєве забруднення території ізотопом ¹³¹I досягало більше 20 тис. Бк/м². Висока концентрація РН зафіксована в морі до півночі від АЕС

"Фукусіма-І": гранично припустима концентрація ^{131}I була перевищена в 1150 разів. Через кілька днів підвищена концентрація ^{131}I була виявлена до півдня від станції.

5.5.8. Ліквідація наслідків аварії

18 березня в дахах енергоблоків №№ 5 і 6 були зроблені по три отвори діаметром 7,5 см для випуску водню, хоча температура води в басейнах збільшилася тільки до 69 °С.

19 березня були введені в дію насоси системи RHR, і температура в басейнах знизилася. 22 березня до всіх енергоблоків АЕС "Фукусіма-І" було підведено енергопостачання від зовнішньої мережі. До 25 березня на всіх енергоблоках, за винятком третього, була відновлена подача електроенергії для живлення контрольно-вимірювального встаткування. З 25 березня було почато накачування прісної води з борною кислотою спочатку в реактор енергоблоку № 2, потім і блоків №№ 1, 3. У зв'язку з виявленими потужними джерелами радіації на площадках енергоблоків №№ 1-4 спочатку накачування здійснювалося дистанційно, за допомогою пожежної та іншої спеціальної техніки, потім замість пожежних насосів почали використовувати тимчасові електричні насоси енергоблоку.

Перехід від охолодження морською водою до прісної пов'язаний з тим, що безперервна подача солоної води на корпуси реакторів і в басейни з ВЯП може привести до виникнення корозії, а сіль із морської води, осаджуючись, утворює кірку, що буде перешкоджати циркуляції води усередині конструкцій і погіршить охолоджувальні властивості. З 25 березня прісна вода також стала подаватися в басейни з ВЯП.

Температура води в центральному сховищі ВЯП, заповненому на 60%, після припинення циркуляції до моменту відновлення енергопостачання підвищилася до 73 °С. Поповнення запасу води в басейні було проведено 21 березня. Охолодження басейну було відновлено 24 березня, і температура знизилася.

2 квітня був виявлений витік води в море із тріщини в бетонній стіні кабельного колодязя поблизу водозабору енергоблоку № 2. Потужність дози в колодязі становила більше 1000 мЗв/год. Теча була усунута до 6 квітня шляхом закачування силікату натрію ("рідкого скла") у шар гравію під дном колодязя, звідки приблизно пророчувалася вода. ТЕРСО припускає, що витік води в море почався 1 квітня, і до моменту її усунення в море витекло 520 м³ радіоактивної води, що містить 4,7 ПБк радіоактивних речовин. Це в 20 тис. разів перевищує річний припустимий ліміт для скидань із АЕС. Після усунення витоку компанія звела підводні бар'єри в районі водоприймачів, щоб не допустити подальшого поширення забрудненої води. Між енергоблоками №№ 1-4 перед водозабірними ґратами насосних відділень були зроблені мулисті загородження і покладені мішки з піском, що містять цеоліт. Перед ґратами насосного відділення енергоблоку № 2 були також установлені сталеві пластини.

У цілому в приміщеннях і тунелі енергоблоку № 2 скопилося приблизно 25 тис. тонн води, що містить 3 МБк/см³ ^{131}I й 13 МБк/см³ ^{137}Cs . Ці концент-

рації приводять до дуже високої дози над поверхнею води - 1000 мЗв/год. Для порівняння: компанія одержала дозвіл на скидання в море 11,5 тис. тонн середньоактивної води, що містить $1,5 \cdot 10^{11}$ Бк РР; така ж кількість активності втримується в 10 л забрудненої води на енергоблоці.

19 квітня ТЕРСО почала відкачування, через добу рівень води в тунелі знизився на два сантиметри. Передбачалося переміщати в добу 480 тонн води; при цьому для видалення 10 тис. тонн води було потрібно 26 днів.

17-19 квітня ТЕРСО провела виміри потужності дози, температури, вологості і змісту кисню усередині реакторних будинків енергоблоків № 1-3. Для цього використовувалися роботи з дистанційним управлінням виробництва США. Виміри, виконані роботами, показали, що в будинках першого і третього енергоблоків спостерігається високий радіаційний фон, що накладає обмеження на виконання робіт, а в будинку енергоблоку № 2 - висока вологість. ТЕРСО думає, що причиною високої вологості є пара, що виходить із uszkodженої ділянки басейну-барботера реактора. Зміст кисню в повітрі в приміщеннях становить близько 21%, що дозволяє доступ персоналу.

З 1 квітня на обмеженій площі проводилися випробування емульсії, що широко використовується на будівельних майданчиках для осадження пилу. Шаром емульсії покривали дрібні уламки, розкидані в районі загальностанційного басейну з ВЯП після вибухів водню в перші дні аварії, що зруйнувала дахи і стіни енергоблоків №№ 1 і 3.

За станом на 18 квітня на АЕС були також виконані наступні роботи. Дизель-генератори були підняті на 20 м вище рівня моря, щоб захистити їх від можливих хвиль цунамі в майбутньому. Розподільні щити насосів, що подають воду в реактори енергоблоків №№ 1-3, також підняті на більш високий рівень. На території АЕС проводилося видалення uszkodжених конструкцій (кількість еквівалентно восьми контейнерам) з використанням спеціальних машин з дистанційним керуванням. Відбудовні роботи на АЕС кілька разів переривалися під час сильних вторинних підземних поштовхів магнітудою від 5 до 7 балів.

ТЕРСО з 26 квітня почала розбризування хімічного реагенту, що твердіє, над зруйнованими конструкціями енергоблоків АЕС для запобігання подальшого поширення РР, що осіли на частках пилу та ґрунту. За інформацією ТЕРСО, вплив полімеру приводить до затвердіння пилу та осколків. Роботи з розбризування хімічного реагенту біля будинків енергоблоків планувалося завершити до кінця травня, а в цілому на всіх ділянках площадки АЕС до кінця червня. Після цього ТЕРСО планує накрити будинки енергоблоків спеціальною фільтруючою тканиною, щоб запобігти подальшому поширенню РР [140-142].

Питання для самоконтролю.

1. Назвіть основні стадії й принципи розслідування порушень на АЕС.
2. Порядок розслідування порушень.
3. Охарактеризуйте причини й протікання аварії на АЕС Фукусіма-1.

РОЗДІЛ 6. ФОРМУВАННЯ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ – ФУНДАМЕНТАЛЬНИЙ ПРИНЦИП УПРАВЛІННЯ БЕЗПЕКОЮ

Основним методом формування культури безпеки є навчання, підвищення професійного рівня, професійних і загальнокультурних компетенцій. Під час навчання фахівець здобуває *знання*, знання, при сприятливих умовах, переростають у *уміння*, уміння можуть стати *навичками*. Поглиблення знань і вдосконалювання вмінь і навичок, знову ж, при сприятливих умовах, формують *світогляд*. Світогляд формує *внутрішні переконання*. І тільки правильні, відповідні принципам безпеки переконання можуть стати основою культури безпеки.

Взаємозв'язок понять: *знання, уміння, навичка*, і їхня значимість для безпеки проілюструємо на простому прикладі. Уявіть собі, що Ви приїхали до незнайомого міста і вирішили добиратися від вокзалу до пункту призначення на таксі. Машин багато, та при цьому є варіанти:

1. При посадці в машину водій чесно зізнається, що він знає як водити машину, але не вміє їздити - їде перший раз (не будемо говорити як він дістав права);

2. Водій говорить, що він знає як їздити, в принципі, уміє, але навички в нього відсутні – «учора дістав права»;

3. Водій говорить, що в нього великий стаж роботи таксистом у цьому місті (отже, є *знання, уміння та навичка*).

Очевидно, перевага буде віддано третьому водієві, тобто Ви усвідомлюєте небезпеку поїздки в перших двох варіантах і припускаєте, що з ним буде найбільш безпечно та комфортно в дорозі. Але вже в шляху Ви спостерігаєте, що водій значно перевищує припустиму швидкість, не дотримує вимог дорожніх знаків і неодноразово порушує правила дорожнього руху. Поїздка закінчується благополучно, але Ви фіксуєте низьку *культуру безпеки* водіння. На питання водієві, чому він так їздить, відповідь, швидше за все, буде, що *так усі їздять*. Тобто культура водіння формувалася в цьому місті під впливом несприятливих факторів та обставин і не задовольняє умовам безпеки.

На інтуїтивному рівні, поняття: *знання, уміння, навичка* легкодоступні для розуміння, але для об'єктивних оцінок необхідні чіткі критерії, наукові визначення наведених і пов'язаних з ними понять.

6.1. Основні визначення сфери навчання

Робота - певні завдання та обов'язки, які виконуються чи мають бути виконані однією особою (працівником). Робота є статистичною одиницею, що класифікується відповідно до кваліфікації, необхідної для її виконання.

Знання - результат діяльності процесу пізнання, перевірене суспільною практикою і логічно упорядковане відображення її у свідомості людини.

Знання - категорія, яка віддзеркалює зв'язок між пізнавальною й практичною діяльністю людини. Знання виявляються в системі понять, уявлень та образів, орієнтовних основ дій тощо, яка має певний обсяг і якість. Знання

можливо ідентифікувати тільки за умови їх проявлення у вигляді вмінь виконувати відповідні розумові або фізичні дії.

Уміння - здатність людини виконувати певні дії на основі відповідних знань. Система умінь різних видів формують компетенції. Уміння поділяються за видами.

- **Предметно-практичні** - уміння виконувати дії щодо переміщення об'єктів у просторі, зміни їх форми тощо. Головну роль у регулюванні предметно-практичних дій виконують перцептивні образи, що відображають просторові, фізичні та інші властивості предметів і забезпечують керування робочими рухами відповідно до властивостей об'єкта та завдань діяльності.

- **Предметно-розумові** - уміння щодо виконання операцій з розумовими образами предметів. Ці дії вимагають наявності розвиненої системи уявлень і здатність до розумових дій (наприклад, аналіз, класифікація, узагальнення, порівняння тощо).

- **Знаково-практичні** - уміння щодо виконання операцій зі знаками та знаковими системами. Прикладами цих дій є письмо, прокладання курсу по карті, одержання інформації від пристроїв тощо.

- **Знаково-розумові** - уміння щодо розумового виконання операцій зі знаками та знаковими системами. Наприклад, дії, що є необхідні для виконання логічних та розрахункових операцій. Ці дії дозволяють вирішувати широке коло задач в узагальненому вигляді.

Навичка – уміння, що внаслідок численних повторень стають автоматичними і виконуються без свідомого контролю.

Компетентність – інтегрована характеристика якостей особистості, результат підготовки випускника вузу для виконання діяльності в певних професійних та соціально-особистісних галузях (компетенція), який визначається необхідним обсягом і рівнем знань та досвіду у певному виді діяльності.

Компетенція - включає знання й розуміння (теоретичне знання академічної області, здатність знати та розуміти), знання як діяти (практичне і оперативне застосування знань до конкретних ситуацій), знання як бути (цінності як невід'ємна частина способу сприйняття й життя з іншими в соціальному контексті). Предметна область, у якій індивід добре обізнаний, і в якій він проявляє готовність до виконання діяльності.

В сучасних європейських проектах (TUNING [151]) поняття *компетенції* включає **знання й розуміння** (теоретичне знання академічної галузі, здатність знати і розуміти), **знання як діяти** (практичне і оперативне застосування знань до конкретних ситуацій), **знання як бути** (цінності як невід'ємна частина способу сприйняття й життя з іншими в соціальному контексті). Поняття «компетенція» включає не тільки когнітивну та операційно-технологічну складові, але й мотиваційну, етичну, соціальну, поведінкову сторони (результати освіти, знання, уміння, систему ціннісних орієнтацій). У формуванні компетенції вирішальну роль відіграє не тільки зміст освіти, але також і освітнє середовище вузів, організація освітнього процесу, освітні те-

хнології, включаючи самостійну роботу студентів, тощо. Треба підкреслити узагальнений, інтегральний характер поняття «компетенція» стосовно понять «знання», «уміння», «навички».

В світі сучасних уявлень існують *загальноосвітні* компетенції і *професійні* компетенції. Рекомендації Єврокомісії по 8 ключовим компетенціям, якими повинен володіти кожний єропесць:

- ✓ компетенція в галузі рідної мови;
- ✓ компетенція в сфері іноземних мов;
- ✓ математична та фундаментальна природничо-наукова та технічна компетенції;
- ✓ комп'ютерна компетенція;
- ✓ навчальна компетенція;
- ✓ міжособистісна, міжкультурна та соціальна компетенції, а також громадянська компетенція;
- ✓ компетенція підприємництва;
- ✓ культурна компетенція.

Професійні компетенції – ці компетенції можуть мати узагальнений характер, притаманний професіоналу (фахівцю) взагалі або з певного класу (підкласу, групи) професій, а також визначаються вимогами конкретних професійних стандартів певної професії або (в разі їх відсутності) експертним шляхом за пропозиціями відповідних робочих груп на основі європейських аналогів та кваліфікаційною характеристикою професії працівника. Професійні компетенції виділяють: *загально-професійні* та *спеціалізовано-професійні*.

Професійні компетенції відображуються в *кваліфікаційних характеристиках*, які викладені в галузевих довідниках кваліфікаційних характеристик.

Вміщені у Довіднику кваліфікаційні характеристики забезпечують єдність у визначенні посадових обов'язків працівників щодо певних категорій та посад. Кваліфікаційні характеристики професій працівників є обов'язковими під час перерозподілу праці між виконавцями та тарифікації робіт. Довідник служить підставою під час:

- розробки посадових інструкцій працівників, які закріплюють їхні обов'язки, права та відповідальність;
- добору та розстановки кадрів, здійснення контролю за правильним їх використанням у відповідності із фахом та кваліфікацією;
- конкурсного добору та атестації працівників;
- формування дійового кадрового резерву;
- кваліфікаційних випробувань з метою оцінювання повноти, відповідності змісту та якості виконання робіт працівником певної професії та відповідного розряду (категорії) з урахуванням вимог охорони праці;
- організації поточних та перспективних робіт підрозділу;
- застосування у навчальній, нормативно-технічній, технологічній та сертифікаційній документації;

– розробки та вдосконалення програм підготовки та підвищення кваліфікації працівників відповідно до змісту їх професійної діяльності.

У кваліфікаційних характеристиках визначено перелік, головним чином, основних робіт, які притаманні тій або іншій посаді у відповідному структурному підрозділі. Конкретний перелік посадових обов'язків визначається посадовими інструкціями працівників, які розробляють і затверджують на підставі зазначених характеристик відповідні структурні підрозділи, враховуючи крім цього обов'язки, завдання, функції та повноваження, встановлені чинними нормативно-правовими актами та штатним розписом.

Кожна кваліфікаційна характеристика складається із 3 розділів: "Завдання та обов'язки", "Повинен знати", "Кваліфікаційні вимоги", що відповідає нормативним положенням розроблення кваліфікаційної характеристики. У розділі "Завдання та обов'язки" подається опис робіт, властивих відповідній професії працівника. Для визначення професійних завдань та обов'язків застосовано посилання на галузь необхідних знань, устаткування, машини, інструменту тощо.

У розділі "Повинен знати" наводяться основні вимоги до спеціальних знань, необхідних працівнику для виконання відповідних завдань та обов'язків, а також знань законодавчих актів, положень, інструкцій та інших нормативних документів, методів і засобів, які працівник повинен вміти застосовувати під час виконання посадових обов'язків.

У розділі "Кваліфікаційні вимоги" відповідно до певної професії визначено вимоги до освітнього та освітньо-кваліфікаційного рівня працівника, стажу його роботи за професією та вимоги до післядипломної перепідготовки і підвищення кваліфікації.

Кваліфікація - здатність виконувати завдання та обов'язки відповідної роботи.

Кваліфікація визначається рівнем освіти та спеціалізацією. Необхідний рівень освіти досягається завдяки реалізації освітніх, освітньо-професійних та освітньо-наукових програм підготовки і має в цілому відповідати колу та складності професійних завдань та обов'язків.

У документах про освіту, чи інших документах про професійну підготовку, кваліфікація визначається через професійну назву роботи за класифікацією професії.

Рівень професійної діяльності – характеристика професійної діяльності за ознаками певної сукупності професійних завдань та обов'язків (робіт), що виконує працівник. У сфері праці розрізняють такі рівні професійної діяльності:

- **стереотипний рівень (рівень використання)** - уміння використовувати налагоджену систему (об'єкт діяльності) під час виконання конкретних задач діяльності, та знання призначення об'єкта і його основних (характерних) властивостей;

- **операторський рівень** - уміння готувати (налагоджувати) систему і керувати нею під час виконання конкретних задач діяльності та знання прин-

ципу (основних особливостей) побудови й принципу дії системи на структурно-функціональному рівні;

- **експлуатаційний рівень** - уміння під час виконання конкретних задач діяльності тестувати та аналізувати роботу системи з метою виявлення та усунення пошкоджень і знання методів аналізу функціонування системи та методів аналізу, пошуку та усунення пошкоджень;

- **технологічний рівень** - уміння під час виконання конкретних задач діяльності здійснювати розробку систем, що відповідають заданим характеристикам (властивостям), і знання методів синтезу та технологій розробки систем та способів їх моделювання;

- **дослідницький рівень** - уміння проводити дослідження систем із метою перевірки їх відповідності заданим властивостям, уміння вибирати з множини систему, що дозволяє найбільш ефективно вирішувати задачі діяльності, знання методики дослідження систем та методів оцінки ефективності їх застосування під час вирішення конкретних задач діяльності.

Безперервний характер навчання має сприяти постійному поєднанню теоретичних знань із практичними навичками, оволодінню передовими методами та засобами роботи.

6.2. Вимоги документів МАГАТЕ

Як наголошувалося вище, термін «культура безпеки» вперше введений в доповіді INSAG-1, подальший розвиток отримав в подальших доповідях INSAG-3, INSAG-4, INSAG-12, INSAG-15 і інших документах МАГАТЕ.

У доповіді INSAG-3 вперше були чітко сформульовані цілі і принципи безпеки для АЕС. Цілі проголошують, що має бути досягнуте для безпеки, а принципи – як досягти цього. Одним з основних принципів управління визначена культура безпеки:

Всі особи і організації, причетні до ядерної енергетики, керуються в своїх діях і взаєминах встановленою культурою безпеки.

Вираз «культура безпеки» відноситься до загального поняття прихильності і особистої відповідальності за безпеку всіх осіб, що займаються будь-якою діяльністю, яка впливає на безпеку АЕС. Необхідність уважного відношення до питань безпеки лежить в діяльності керівництва всіх організацій. Встановлюється і реалізується політика, яка не тільки забезпечує здійснення правилної практики, але і створення атмосфери усвідомлення безпеки. Встановлюються чіткі межі відповідальності і лінії зв'язку, розробляються обґрунтовані керівництва; забезпечується строге виконання цих керівництв; проводиться внутрішня експертиза діяльності, пов'язаної з безпекою. При підготовці і навчанні персоналу, перш за все, підкреслюються причини встановлення прийнятої практики забезпечення безпеки, а також наслідки для безпеки, до яких ведуть недоліки у способах виявлення помилок в професійній діяльності.

Ці питання особливо важливі для експлуатуючої організації і персоналу, що безпосередньо займається експлуатацією АЕС. Для персоналу на всіх рівнях підкреслюється значення індивідуальних обов'язків з точки зору розуміння і знання станції і устаткування, що знаходиться в їх веденні, особливо підкреслюються причини встановлення меж безпеки і наслідки їх порушень для безпеки. Необхідно формувати атмосферу відвертості, що забезпечує вільну передачу персоналом інформації, що відноситься до безпеки станції; особливо слід заохочувати визнання помилок в роботі, якщо вони здійснені. Таким чином, досягається загальний психологічний настрій на безпеку, який припускає самокритичність і самоперевірку, виключає благодущність і передбачає розвиток відчуття персональної відповідальності і загального саморегулювання в питаннях безпеки.

Культура безпеки передбачає, щоб всі роботи, які впливають на безпеку, мають виконуватися точно, з обережністю, осмислено, на основі повних знань, здорового глузду і відповідальності.

У своїх проявах культура безпеки складається з двох загальних компонентів. Рамки одного визначаються політикою організації і діями керівників, а другий виявляється у діяльності окремих осіб, які працюють в цих рамках. Успіх, проте, залежить від прихильності і компетентності, що визначаються обома компонентами. Принцип культури безпеки розповсюджується на всіх, оскільки вищий рівень безпеки досягається тільки тоді, коли кожен прагне до загальної мети.

Високий рівень безпечної експлуатації існуючих і майбутніх атомних електростанцій, згідно доповіді INSG-12 [35], досягається за рахунок:

- високого рівня культури безпеки і глибоко ешелонowanego захисту;
- виконання дій персоналом відповідно до встановлених вимог;
- підтримка належного стану устаткування;
- використання самооцінки і незалежних оцінок;
- обміну експлуатаційним досвідом із світовою спільнотою;
- розширеного застосування ІАБ;
- реалізації управління тяжкими аваріями.

Культура безпеки стосується як сфери відносин, так і структурної сфери, і відноситься в рівній мірі і до організації, і до особи. Структурний аспект культури безпеки включає організаційні заходи щодо безпеки, які зазвичай описуються як система управління безпекою в організації.

Організації, що володіють високим рівнем культури безпеки, матимуть ефективну систему управління безпекою за підтримки і участі всього персоналу. Система управління безпекою створює основу, за допомогою якої організація забезпечує гарні результати роботи щодо безпеки і надає засоби, за допомогою яких організація розвиває і укріплює культуру безпеки. Зокрема, вона формує середовище, в якому працюють люди, і таким чином впливає на їхню поведінку і відношення до питань безпеки. Для цього потрібно визначити і запровадити в життя необхідні заходи щодо безпеки.

Система управління безпекою включає комплекс заходів, що проводяться організацією з метою досягнення високого рівня культури безпеки і безпечної роботи АЕС.

Система управління безпекою має дві головні мети:

- поліпшити показники безпеки роботи організації за допомогою планування, контролю і спостереження за діями, пов'язаними з безпекою, в нормальних, перехідних і надзвичайних ситуаціях;
- досягти і підтримувати високий рівень культури безпеки шляхом розвитку і зміцнення належного відношення до безпеки і поведінки індивідів і колективів.

Ефективність системи управління безпекою у виключно високому ступені залежить від внеску кожного індивіду, який відповідає за цю систему.

Стадії процесу управління безпекою, можуть виглядати таким чином.

Політика.

Розробляється чітка політика безпеки, що демонструє прихильність організації високим стандартам безпечної роботи.

Організація.

Структури управління, ступені відповідальності і звітності за безпеку чітко визначаються для експлуатуючої організації і постачальників послуг.

Планування і впровадження.

Планування, впровадження і контроль роботи мають бути ефективними і безпечними, включати наступні питання:

1. стандарти;
2. оцінка безпеки;
3. планування роботи;
4. оперативне управління;
5. аварійне планування.

Визначення характеристик.

Показники безпеки організації постійно контролюються з метою забезпечення підтримки і удосконалення безпеки за допомогою наступних методів:

- самоспостереження;
- незалежне спостереження;
- аудит.

Основні елементи управління безпекою представлені на рисунку 6.1.

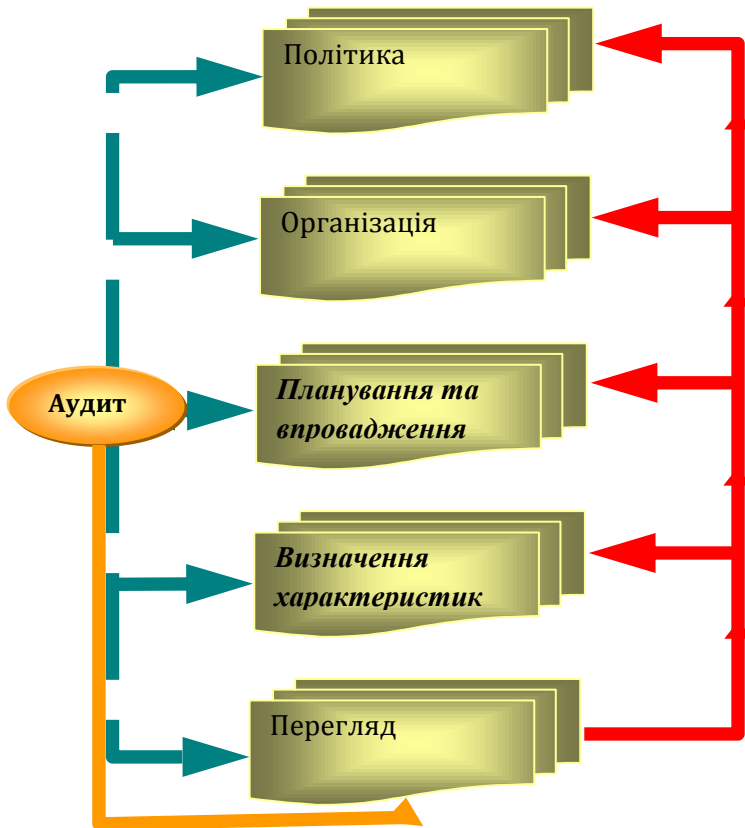


Рис. 6.1. Елементи управління безпекою.

Докладний опис елементів управління безпекою наведений у подальших розділах.

Відповідно до ОПБ-2008, у ЕО і на кожній АЕС має бути розроблена і реалізовуватися програма конкретних дій, направлених на становлення та розвиток культури безпеки. Така програма має включати три рівні:

- технічну політику керівництва в області безпеки;
- відповідальність і обов'язок керівництва із забезпечення безпеки АЕС;
- відповідальність і обов'язки кожного працівника із забезпечення безпеки АЕС.

6.3. Розслідування порушень – процедура культури безпеки

Розслідування порушень є невід'ємною частиною технологічного процесу експлуатації АЕС. Проведення подібного аналізу вимагають нормативні документи з ядерної і радіаційної безпеки. При цьому з'ясується робота сис-

тем та елементів АЕС під час порушення і проводиться порівняння алгоритмів їхньої роботи з проектом, виявляються всі відмови устаткування і з'ясовуються їхні причини. Якщо виявляються важливі, з погляду експерта, відмови, може бути виконана оцінка значущості подій по методиці «попередників аварій» (технології ІАБ). Основним нормативним документом, що визначає порядок розслідування є: «Положення про порядок розслідування і обліку порушень в роботі атомних станцій - НД 306.2.100-2004 (нормативний документ регулюючого органу)». Положення визначає:

- Категорії порушень і класифікацію відмов.
- Порядок розслідування порушень, оцінку з погляду безпеки, розробку і контроль впровадження коригуючих заходів.
- Порядок обліку порушень, терміни розслідування, форму і строки передачі повідомлень про порушення.

Положення, передбачає побудову логічного дерева подій для розбору порушень, виділення на ньому всіх аномалій в роботі устаткування, або помилок персоналу і обов'язкове з'ясування **безпосередніх і корінних** причин цих відхилень. По кожній з причин мають бути розроблені заходи з їх усунення, без чого дозвіл на подальшу роботу може бути виданий тільки як виняток. Є чіткі вказівки щодо класифікації причин, класифікатор причин. Усунення корінних причин призводить до змін технологічного процесу, які не допускають повторного прояву порушень, що мали місце. Наведемо приклад, припустимо, що загазованість приміщення відбулася внаслідок порушення ущільнення газового крану (безпосередня причина). Корінна причина – неякісний матеріал прокладки. Рішення з корінної причини – заміна постачальника прокладок, з безпосередньої причини – заміна прокладок. Дії і рішення по усуненню корінних причин в інших подібних ситуаціях поступово призводять до значного, у декілька разів, скорочення кількості порушень, що і спостерігається в області атомної енергетики.

Отже, метою розслідування порушень в роботі АЕС є:

- Визначення всіх обставин, що призвели до порушення в роботі АЕС і його розвитку.
- Визначення безпосередніх і корінних причин порушення.
- Розробка адекватних коригуючих заходів, які гарантують недопущення повторення подібних порушень або їх запобігання.

При проведенні розслідування і аналізі порушень на АЕС необхідно відповісти на наступні питання:

- Які проблеми безпеки вимагають вирішення при виникненні порушення (повторюваність порушень, дія порушень на рівень безпеки)?
- Яка їх важливість (оцінити значущість порушення для безпеки, надійного виробництва електроенергії)?
- Чому це відбулося (виконати аналіз безпосередніх причин)?
- Чому не вдалося запобігти (виконати аналіз корінних причин)?

- Як усунути існуючі проблеми безпеки, що приводять до порушень (розробити корегуючі заходи)?

- Як запобігти їхньої повторюваності (розробити програми підвищення надійності і безпеки) ?

- Як оцінити ефективність коригуючих заходів?

При аналізі корінних причин порушень на АЕС використовуються рекомендовані МАГАТЕ методики:

- метод аналізу змін;
- метод аналізу цілісності бар'єрів;
- метод аналізу дерева відхилень (відмов);
- метод аналізу подій і причинних чинників;
- метод аналізу помилок управління і дерево ризику.

У експлуатуючій організації мають застосовуватися як адміністративні заходи по усуненню причин порушень, так і створення ефективно діючої системи, яка має гарантувати якісне розслідування порушень в роботі АЕС і запобігання повторенню аналогічних порушень. **Кожне** порушення в роботі АЕС підлягає розслідуванню відповідно до вимог нормативних документів. По кожному порушенню в дирекції ДП НАЕК «Енергоатом» проводиться аналіз II-го рівня, що включає оцінку **якості проведеного розслідування**, аналіз корінних причин, розповсюдження прийнятих коригуючих заходів на інші АЕС, розробка загальновідомчих коригуючих заходів. Для цієї мети в дирекції ДП НАЕК «Енергоатом» створена робоча група з фахівців технічних підрозділів для проведення аналізу II-го рівня порушень.

З метою запобігання повторенням порушень в роботі АЕС у ДП НАЕК «Енергоатом» розроблена і встановлена на всіх АЕС галузева інформаційна система по станційних подіях (база даних – БД). БД дозволяє проводити облік порушень з початку експлуатації блоків, пошук аналогічних порушень на інших АЕС, оцінку ефективності прийнятих раніше коригуючих заходів тощо. Розроблений також комплект відомчих документів, які визначають єдиний порядок проведення розслідувань порушень у роботі АЕС, у тому числі цехового рівня, відповідальність учасників розслідування та аналізу порушень, методики з аналізу корінних причин. Метою проведення аналізу корінних причин є вироблення однозначного розуміння того, чому і як відбулася подія. На підставі адекватного тлумачення події представляється можливість правильного вибору (призначення) коригуючих заходів з метою запобігання подібним подіям або виникненню аналогічних проблем на АЕС у майбутньому.

На підставі аналізу причин порушень в роботі АЕС вносяться також необхідні зміни в програми підготовки і підтримки кваліфікації персоналу, проводяться навчання і протиаварійні тренування персоналу, розробляють коригуючі заходи для недопущення і запобігання повторенню порушень у роботі АЕС.

При розслідуванні порушень, що призвели до нещасного випадку з травмування персоналу, необхідно керуватися і іншими міжвідомчими документами, зокрема «Положенням про розслідування і облік нещасних випадків, професійних захворювань і аварій на підприємствах, в установах і організаціях», затверджених постановою КМУ №623 від 10.08.93.

На рис. 6.2 і рис. 6.3 представлено аналіз корінних причин порушень внаслідок помилки персоналу на АЕС Росії у 2004 році.

Як бачимо, має місце увесь спектр причин, але більше значення мають причини, які пов'язані з керівництвом і розстановкою персоналу, тобто професійна компетентність.

На рис. 6.4 представлено розподіл корінних причин порушень на АЕС України по виду відмов: відмови устаткування – 1 стовпчик; недоліки процедур – 2 стовпчик; помилки персоналу – 3 стовпчик; 4 стовпчик – невизначені відмови. Як бачимо, загальна кількість відмов має тенденцію до скорочення. Помилки персоналу також значно скоротилися, що свідчить про підвищення культури безпеки.

6.4. Облік та розповсюдження досвіду експлуатації

Облік і розповсюдження досвіду експлуатації – ще одна важлива процедура (елемент) формування культури безпеки. Як і всі важливі процедури формування культури безпеки вона також стандартизована. У **експлуатуючій організації** існує положення з обміну інформацією на відомчому рівні і розподілу відповідальності по зворотному зв'язку з досвіду експлуатації.

Цей нормативний документ визначає:

- Перелік необхідних документів, що регламентують функціонування відомчої системи обміну досвідом експлуатації.
- Учасників процесу обміну досвідом експлуатації і їхню відповідальність.
- Загальну схему функціонування системи.
- Критерії відбору подій для аналізу на рівні Компанії.
- Організацію робіт по аналізу звітів щодо порушень і відхилень в роботі АЕС на рівні Дирекції Компанії.
- Методику проведення аналізу подій у Дирекції Компанії.
- Вимоги до змісту документів, що оформлюються.

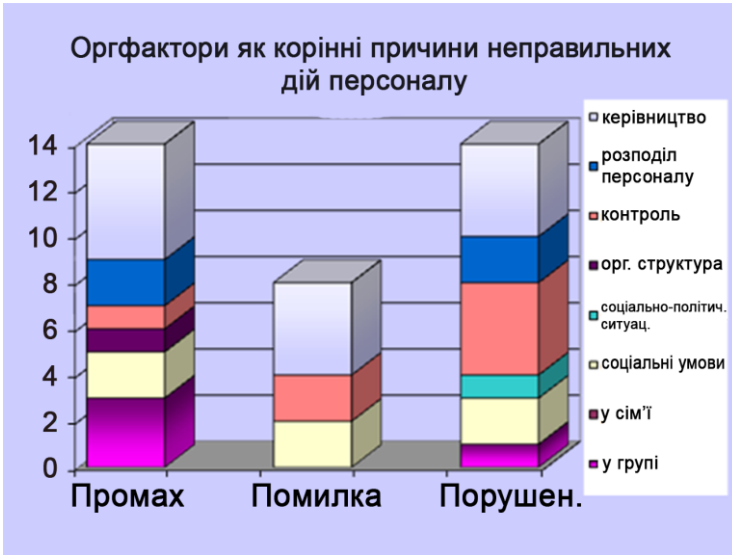


Рис. 6.2. Причини помилок персоналу – зовнішні фактори.

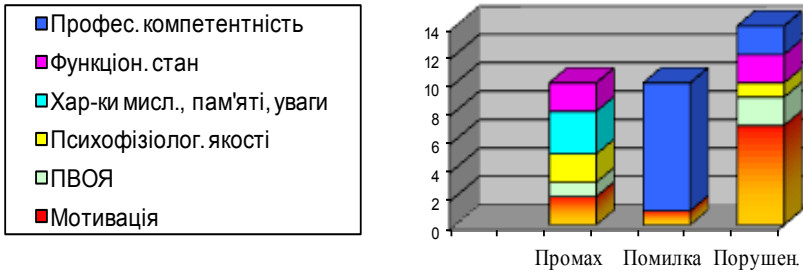


Рис. 6.3. Причини помилок персоналу – внутрішні фактори.

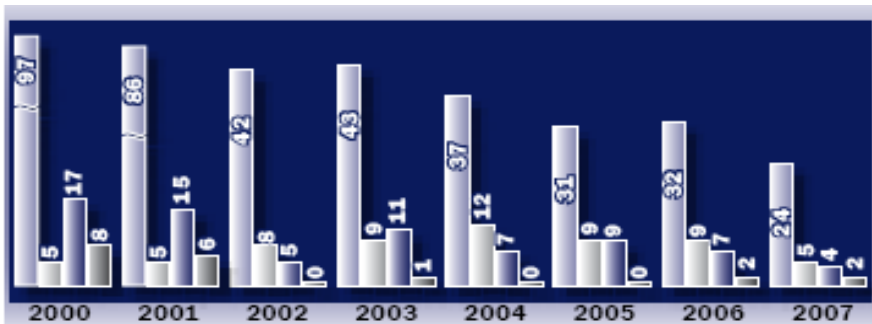


Рис. 6.4. Розподіл корінних причин порушень на АЕС України.

Існуюча система звітності у процедурі зворотного зв'язку з досвіду експлуатації визначає:

- Класифікацію подій, зокрема цехових порушень (відхилень).
- Порядок і форми повідомлень АЕС про порушення і відхилення.
- Послідовність дій персоналу при розслідуванні станційних і цехових порушень в роботі АЕС.
- Послідовність дій персоналу дирекції ДП НАЕК «Енергоатом» при отриманні повідомлення про подію на АЕС, проведенні аналізу причин порушення, контролю за впровадженням коригуючих заходів.

- Методи аналізу інформації про порушення і відхилення у роботі АЕС.

З метою обліку і розповсюдження досвіду експлуатації створюється інформаційна система щодо експлуатаційних подій на АЕС. Така система існує як на міжнародному рівні (МАГАТЕ), так і на рівні експлуатуючої організації. У свою чергу інформаційна система на рівні експлуатуючої організації має також два рівні:

1 – галузева база даних по порушеннях і відхиленнях (цехові порушення), яка встановлена у дирекції ДП НАЕК «Енергоатом», основні завдання:

- облік і зберігання інформації про події на АЕС;
- пошук інформації щодо порушень в базі даних по заданих критеріях;
- пошук інформації щодо подій, що повторюються;
- облік і контроль виконання коригуючих заходів;
- формування і передача звітної документації.

2 – станційна частина інформаційної системи, зокрема:

- АРМ інспектора по розслідуванню (формування звіту з розслідування);

- АРМ адміністратора бази даних;
- АРМ інспектора по контролю коригуючих заходів;
- АРМ по досвіду експлуатації;
- АРМ користувача інформаційною системою.

Інформація щодо порушень від кожної АЕС передається до галузевої бази даних. Атомні станції мають свій доступ до центрального сервера, встановленого у дирекції компанії.

БД МАГАТЕ по інцидентах на АЕС – Удосконалена інформаційна система по інцидентах (УІСІ) – може використовуватися як довідкова.

Інформаційна система по інцидентах носить багатогранний характер: текстовий, числовий і графічний. База даних Удосконаленої інформаційної системи по інцидентах є комп'ютеризованою системою для підготовки, зберігання, розповсюдження, запиту і пошуку представлених учасниками УІСІ звітів щодо подій (повного тексту, ілюстрацій і анотацій).

Мета бази даних УІСІ полягає в наданні експертам з ядерної безпеки більш широких можливостей робити висновки на основі зібрання звітів, в яких дається опис і класифікація значущих з точки зору безпеки подій, що відбулися на АЕС світу за останні роки.

УІСІ складається з трьох призначених для користувача підсистем, які направляються державам-членам МАГАТЕ на CD-ROM дисках. Це – підсистема підготовки звітів щодо події, підсистема представлення звітів щодо події і підсистема пошуку і анотування. CD-ROM направляється шокквартилу і містить найсучаснішу базу даних з повним текстом та зображеннями і даними щодо надійності.

Обмін досвідом експлуатації сприяє вивченню уроків із подій, важливих для безпеки, які відбулися на інших АЕС, для запобігання повторенню цих подій на даній АЕС. Оператори вчаться на чужих помилках, оскільки відносяться до категорії розумних людей. Та все ж таки, однією з найважливіх проблем на АЕС є **події (порушення), що повторюються**, відбуваються через неповне вивчення уроків з порушень, що трапилися раніше. Тому процес вивчення уроків із порушень, що раніше відбулися, – це основний резерв (зона поліпшення) підвищення ефективності реалізації принципу зворотного зв'язку. Обмін досвідом експлуатації сприяє також розширенню знань з експлуатаційних характеристик устаткування і систем, отриманню інформації щодо надійності і економічності роботи АЕС.

Аварії легше запобігти, чим ліквідувати її наслідки, принаймні, стратегія запобігання за вартістю у 7÷20 разів дешевша за стратегію ліквідації наслідків.

Функціональна схема обміну досвідом експлуатації представлена на рис.6.5. На даному рисунку представлена функціональна схема зворотного зв'язку по досвіду експлуатації (дирекція ДП НАЕК «Енергоатом» – АЕС).

Наведемо деякі пояснення до роботи схеми.

Інформація по станційних і цехових порушеннях (оперативні, попередні повідомлення і звіти), що поступає до виробничо-технічного департаменту (ВТД) ДП НАЕК «Енергоатом»:

- Заносяться до БД «Інформаційна система по експлуатаційних подіях на АЕС».

Обирається напрям аналізу звіту про розслідування (відмова електротехнічного устаткування, КВПіА тощо) і направляється до робочої групи, що утворена із фахівців інженерних підрозділів Дирекції ДП НАЕК «Енергоатом»):

- Робоча група проводить аналіз II рівня порушень з метою оцінки якості проведеного розслідування, проведення аналізу корінних причин і розробляє загальновідомчі коригуючі заходи (для запобігання аналогічним порушенням на інших АЕС).
- ВТД узагальнює результати аналізу, оформлює і розсилає на АЕС інформаційні листи з картою зворотного зв'язку (КЗЗ) з повідомленням про необхідність дорозслідування, або з вказівками щодо впровадження додаткових або відомчих коригуючих заходів.
- АЕС повертає КЗЗ до ВТД з вказаними запланованими термінами виконання призначених заходів.
- Інформація з КЗЗ заноситься до БД і ставиться на контроль терміни виконання.

ФУНКЦІОНАЛЬНА СХЕМА ОБЕРНЕНОГО ЗВ'ЯЗКУ ПО ДОСВІДУ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ДП НАЕК «ЕНЕРГОАТОМ» - АЕС

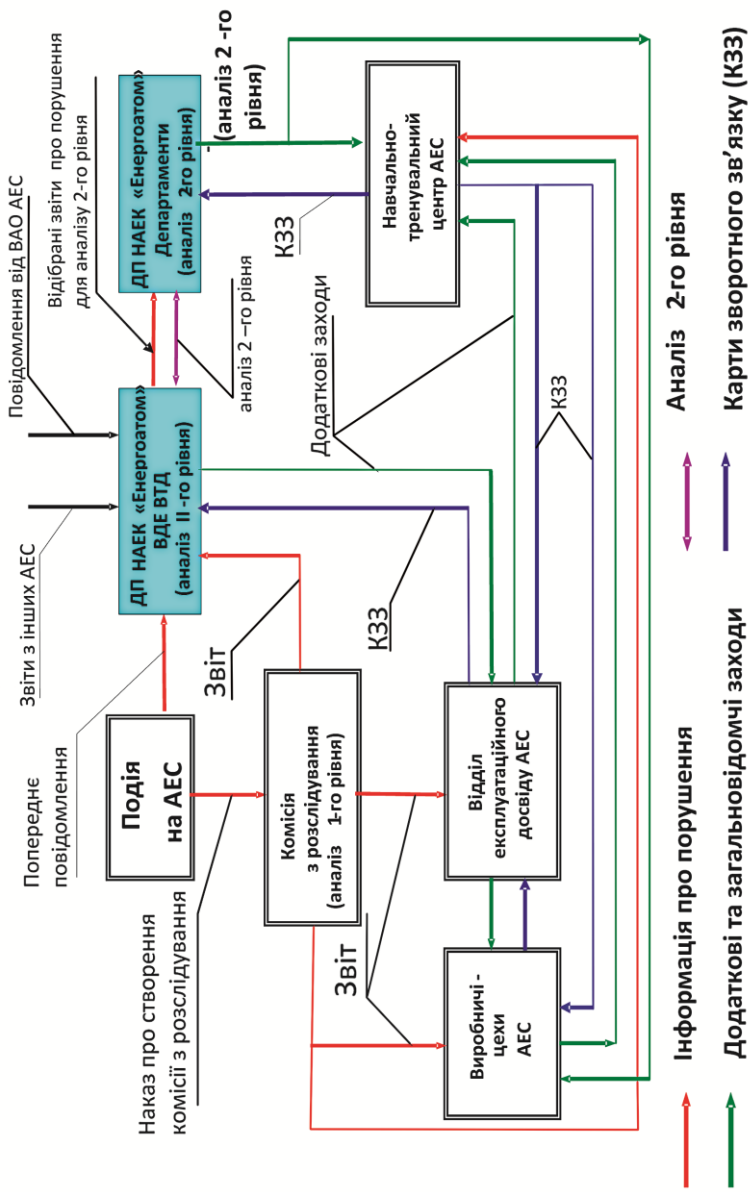


Рис. 6.5. Схеми зворотного зв'язку

6.5. Аналізи та звіти з безпеки

Аналізи і звіти з безпеки сприяють підвищенню культури безпеки, оскільки послідовно виявляють недоліки проекту, малонадійне устаткування, недоліки підготовки персоналу.

Оцінка ризику і управління ним в ядерній галузі проводиться на всіх стадіях функціонування АЕС. Можливі сценарії шляхів розвитку аварії на АЕС визначаються і аналізуються в рамках процесу, який називається імовірнісний аналіз безпеки (ІАБ, в нинішній термінології МАГАТЕ – імовірнісною оцінкою безпеки – ІОБ). ІАБ були проведені на більшості станцій світу, в тому числі і на АЕС України. На основі отриманих результатів розробляються всеосяжні і структуровані моделі надійності, що дозволяють проводити імовірнісні оцінки ризику. Тому ІАБ є ефективним засобом оцінки ризиків, що асоціюються з конкретною станцією.

У ядерно-енергетичній сфері існує загальна згода щодо того, що ІАБ станції повинен бути динамічною оцінкою безпеки. Іншими словами, він повинен оновлюватися по мірі необхідності з метою врахування сучасних конструктивних особливостей і експлуатаційних характеристик, а також в рівній мірі використовуватися проектувальниками, працівниками енергопідприємств і регулюючих органів. Зростає число станцій, на яких проводиться ІАБ з метою контролю коефіцієнтів надійності/ризиків, визначення пріоритетів удосконалень в області безпеки і оптимізації експлуатаційної безпеки.

Недоліки проекту, виявлені проведеними розрахунками ІАБ, а також інші недоліки виявлені в результаті експлуатаційного досвіду, на початку 90-х років були оформлені групою користувачів реакторів ВВЕР-1000/320 у пропозиції з модернізації. Ці пропозиції, неодноразово переглянуті та відревізовані, були оформлені в заходи з модернізації, які успішно виконуються.

Процес реконструкції на АЕС України не відрізняється у великій мірі від того, який продовжується на станціях, що діють, у всьому світі, зокрема на тих, які були побудовані за раніше діючими стандартами. Основними напрямками для підвищення безпеки на станціях з реакторами ВВЕР-1000/320 були (станом на 1997 рік)¹ [44]:

– Віднесення до сценарію проектної аварії пошкоджень колекторів парогенератора, оскільки в них були виявлені серйозні дефекти. При пошкодженні колектора відбувається переповнювання парогенератора і паропроводу, який не розрахований на потік гарячої води. Якщо в результаті відбувається пошкодження перед запірним відсічним клапаном головного паропроводу зовні гермооболонки, або якщо клапан ШРУ-А, не розрахований на роботу на воді і не закривається, гермооболонка шунтуватиметься, що може викликати тривале зниження тепловідведення від активної зони за рахунок витоку води першого контуру в навколишнє середовище.

¹ Більшість запланованих заходів успішно виконано

– Проблема застрягання регулюючих стрижнів, що може понизити надійність зупинки реактора. В цьому випадку поява позитивної реактивності в активній зоні не може достатньо компенсуватися через уповільнення занурення або заклинювання регулюючих стрижнів. Це може призвести до максимальних рівнів потужності, погіршити охолодження палива і призвести до максимального збільшення тиску в першому контурі.

– Проблема безпеки з збереження і контролю цілісності границь першого контуру пов'язана з корпусом реактора. Навіть якщо радіаційне окрихчування не представляє серйозної проблеми в даний час, воно може розвиватися швидше, ніж очікується через підвищені концентрації Ni в зоні зварювального шва трубопроводу. При цьому залишаються проблеми захисту корпусу реактора від термічного удару під тиском і захисту від перевищення тиску.

– Необхідно удосконалювати системи інспекцій і системи діагностики, які були недостатньо розроблені під час проектування реактора.

– Невирішеною проблемою до теперішнього часу є також загроза забивання баків-приямків у контейнменті під час аварії з великою течєю першого контуру і, як наслідок, – втратою води САОЗ в період повторної циркуляції в аварійних умовах і відповідно можливого пошкодження активної зони.

– Повинні бути вивчені стан безпеки і устаткування, пов'язаний із забезпеченням безпеки в контрольно-вимірювальних і електричних системах. Необхідно врахувати, що технічні проектні рішення 70-х років не відповідають сучасним вимогам і стандартам, а також, що ресурс устаткування часто вже відпрацьований.

– Необхідною основою підвищення безпеки є всебічний аналіз безпеки на кожному енергоблоці, що дозволить підготувати повний звіт з аналізу безпеки [44].

Більшість вказаних заходів успішно виконана.

Як уже згадувалося, за результатами ІАБ, а також відповідно до результатів НДР, проведених у 1992-1996 роки інститутом АЕП під егідою EDF-GRS були розроблені заходи щодо підвищення безпеки українських АЕС [45]. Ця робота упорядкувала пріоритети заходів, визначила детальний склад кожної роботи і її вартість. Потім, у 1997 році були розроблені базові проекти завершення будівництва і модернізації енергоблоку №2 Хмельницької АЕС і енергоблоку №4 Рівненської АЕС. Дані проекти розглядаються як «Технічні рішення по підвищенню безпеки і надійності відповідно до програми модернізації» і містять опис технічних рішень, які визначають цілі проекту, значення основних характеристик застосованого устаткування, значення вартісних характеристик, визначення термінів реалізації заходів і зв'язок проекту з іншими заходами.

Виконання цих базових проектів передбачав виконання подальших опрацювань теми, на підставі яких будуть розроблені детальні проектні документи. Всього було розроблено більше сотні проектів, в числі яких, наприклад, були:

- Використання ІЗП КТ для примусового зниження тиску в першому контурі з метою виконання процедури “Feed and bleed” по першому контуру.
- Реалізація на АЕС вибраного технічного рішення, що забезпечує відведення залишкових тепловиділень у випадку розриву першого контуру.
- Розробка і впровадження на кожному енергоблоці системи представлення узагальнених параметрів безпеки і критичних функцій безпеки (SPDS).
- Заміна запобіжних клапанів парогенераторів на імпульсно-запобіжні пристрої, що відповідають вимогам нормативних документів.
- Аналіз можливості збереження функцій безпечної зупинки реактора і підтримки його в тривалому підкритичному стані при пожежі під БПУ і РПУ, а також в розподільчому пристрої 6,0 кВ.

Таким чином проекти конструкції 70-х років були вдосконалені на підставі аналізів безпеки. Як бачимо, з наведених прикладів, діапазон робіт був дуже широкий і охоплював всі відомі недоліки проекту. Зупинимося детальніше на описі двох з названих проектів.

1. Проект «Використання ІЗП КТ для примусового зниження тиску в першому контурі з метою виконання процедури «feed and bleed» («скидання-підживлення») по першому контуру» розроблений згідно сучасної концепції ядерної безпеки, для зниження імовірності розплавлення активної зони при аваріях з втратою живильної води.

Існуюча конструкція і схема управління ІЗП не дозволяє примусово понизити тиск у 1-му контурі до $0,5 \div 1,0$ МПа для здійснення названої процедури. Процедура «Feed and bleed» («скидання-підживлення») полягає у примусовому зниженні тиску першого контуру шляхом скидання пари із компенсатора тиску до величини, що дозволяє подати воду в перший контур від систем, які мають робочий тиск нижче за номінальний тиск (насосами уприскування розчину борної кислоти). Для виконання функцій розвантаження необхідно створення спеціальної лінії, яка дозволить впродовж тривалого часу скидати пару, пароводяну суміш і холодну воду в широкому діапазоні тиску. Функцію розвантаження виконує спеціальний імпульсний-розвантажувальний клапан, який комбінується спільно із запірним клапаном для ізоляції РУ у разі закриття імпульсно-розвантажувального клапану.

Нове технічне рішення полягає у використанні існуючої системи захисту 1-го контура від перевищення тиску з ІЗП старої конструкції без реконструкції трубопроводів підведення і скидання середовища від ІЗП. Реконструкції

підлягає головний клапан ІЗП – під'єднується додаткова лінія управління головним клапаном.

ІЗП з додатковою лінією управління забезпечує управління запроектною аварією, пов'язаною з припиненням відведення тепла через другий контур, і ослаблення її наслідків шляхом примусового відкриття головних клапанів ІЗП та зниження тиску у 1-му контурі до величини менше 1,0 МПа, що відповідає вимогам ОПБ-88 і забезпечує таким чином виконання процедури «скидання-підживлення» відповідно до міжнародних норм.

2. Система SPDS призначена для представлення узагальнених параметрів безпеки і критичних функцій безпеки ідентифікує межі безпечної експлуатації енергоблоку і порушення критичних функцій безпеки, забезпечує оператора інформацією для аналізу і надає йому допомогу у виконанні відповідних дій по приведенню енергоблоку в нормальний стан або безпечної зупинки.

В даний час операторів вітчизняних АЕС для діагностики і аналізу нештатних і аварійних ситуацій і ухвалення правильних і швидких рішень використовує показання на відеограмах дисплеїв РМОТ, вторинних приладів, табло сигналізації, регламент і технологічні інструкції, особистий накопичений досвід. Сконцентровану інформацію з поточного стану безпеки, а також порад з відновлення критичних функцій безпеки оператор не отримує. Дана обставина ускладнює процеси управління аварією, робить їх сильно залежними від практичного досвіду оператора і його спеціальної підготовки. Окрім цього, складні процеси діагностики ситуацій не дозволяють в даний час запровадити покрокові симптомно-орієнтовані інструкції по ліквідації аварій, що не відповідає загальноприйнятій світовій практиці і діючим на даний час НД (Загальні положення безпеки атомних станцій від 25 січня 2008 року). Системи SPDS існують на АЕС США, Франції, Японії і інших промислово-розвинених країн з середини 80-х років, в Росії ведеться розробка для Калінінської АЕС.

Система SPDS забезпечує видачу наступних узагальнених критеріїв:

- контроль реактивності;
- охолодження активної зони і відведення тепла з 1-го контура;
- цілісність системи теплоносія;
- цілісність контейнменту;
- радіоактивність.

Після виявлення аварійного стану система забезпечує оператора (інтегральною) інформацією для аналізу і діагностики причин аномального (аварійного) стану і надає йому допомогу у здійсненні адекватних коригуючих заходів з приведення енергоблоку до нормального стану або безпечної зупинки.

Із впровадженням на АЕС центру технічної підтримки операторів БПУ (TSC) стане можливим впровадження покрокових симптомно-орієнтованих інструкцій з ліквідації аварій (COAI). Система SPDS використовуватиметься відповідно до вимог НТД на додаток до основного контролю.

Система SPDS отримує інформацію з ІОС по блокової магістралі, абонентом якої вона є. Додаткові параметри (сигнали) в кількості, приблизно 50,

необхідні для виконання функцій SPDS, але відсутні у БД ІОС за існуючим проектом, будуть додатково підведені до ІОС на штатні УЗО, що значно спрощує структуру SPDS.

Зовнішніми споживачами інформації системи будуть: БПУ, РПУ, центр технічної підтримки операторів БПУ (TSC), представники регулюючого органу на АЕС, кризовий центр АЕС. На БПУ встановлюються дві операторські робочі станції (робоча і резервна). У TSC встановлюється одна робоча станція, комп'ютерна система кризового центру АЕС отримує інформацію через блокову магістраль.

Впровадження системи SPDS буде реалізовано на засобах обчислювальної техніки, сумісних з новою ІОС і отримуючих інформацію з інформаційної мережі АСУ ТП.

Впровадження системи SPDS підвищить надійність і безпеку експлуатації енергоблоку за рахунок раннього розпізнавання і попередження аварійних ситуацій.

6.6. Концепція компетенцій

Концепція компетенцій стосовно професій АЕС розроблена психологами ОНДЦ «Прогноз» (Росія) в даний час і наводиться у посібнику з метою ознайомлення з ідеями професійних психологів щодо можливості формування у персоналу культури безпеки [46, 47]. Дослідження ОНДЦ «Прогноз» базуються на багаторічних статистичних даних з експлуатації АЕС, вони доповнюють і конкретизують розробки МАГАТЕ в частині методів і способів досягнення мети, з погляду психолога уточнюють деякі терміни і поняття культури безпеки. Розробки ОНДЦ «Прогноз» широко використовуються службами АЕС на всьому пострадянському просторі.

У табл.6.1 як узагальнення наведені заходи, запропоновані співробітниками ОНДЦ «Прогноз», які необхідно проводити на АЕС, з метою підвищення рівня культури безпеки та їх виконавці.

Таблиця 6.1. Заходи для підвищення рівня культури безпеки.

Фактори, які підвищують рівень культури безпеки	Заходи, які підвищують рівень культури безпеки	Виконавці та учасники заходів
1. Культура виробництва, що включає культуру безпеки.	<p>Точне знання структури організаційних зв'язків – психологічні і соціальні механізми персоніфікації функцій організаційного управління у діяльності людини і колективу (управління задіяністю співробітників у виконанні функції; формування і контроль системи спілкування людей; оптимізація взаємин).</p> <p>Впровадження системи дисциплінарного регулювання. Підвищення ефективності системи контролю за якістю виконуваних робіт.</p> <p>(Визначення і використання точних критеріїв по санкціях до працівників, що допустили навмисне порушення у роботі).</p> <p>Вдосконалення організації праці (ергономічна експертиза робочих місць і технологічних процесів на АЕС, вдосконалення умов праці, естетика виробництва).</p>	Адміністрація, керівний персонал концерну і його філіалів, інспекція з безпеки, ВЯБ, ВТВ, ВК, ПС (психологічна служба).
2. Соціально-психологічний самоконтроль.	<p>Навчання по курсу «Культура безпеки» і тренування з розвитку психологічних установок на пріоритети безпеки в системі особових цінностей у виробничій діяльності.</p> <p>Навчання комунікативним навичкам роботи.</p>	ПС, керівний персонал концерну та його філіалів, СПП (служба підготовки персоналу).
3. Психофізіологічний самоконтроль.	<p>Типовий психологічний тренінг з розвитку самоконтролю і підтримки персоналом працездатного стану.</p> <p>Дотримання режиму праці і відпочинку.</p>	ПС, працівники концерну та його філіалів.
3.1. Тренування уваги та пам'яті.	Навчання прийомам тренування пам'яті та уваги.	ПС, працівники концерну та його філіалів.
3.2. Тренування стійкості до стресу.	<p>Підвищення психологічної стійкості і стійкості до стресу – психотерапія.</p> <p>Оптимізація взаємин у колективах.</p>	ПС, керівний персонал концерну та його філіалів.
3.3. Тренування стійкості до монотонності у роботі.	Укріплення соматичного та психологічного здоров'я.	ПС, керівний персонал концерну та його філіалів.

<p>3.4 Функціональний та психічний стан працівника.</p>	<p>Підвищення функціональних можливостей (активізація невикористовуваних резервів). Профілактика нервово-психічної напруги. Реабілітаційні заходи щодо індивідуальних цільових програм з урахуванням рекомендацій лікарів і результатів ПФВ. Аутогенне тренування.</p>	<p>ПС, керівний персонал концерну та його філіалів.</p>
<p>4. Професійна компетентність керівного персоналу концерну та його філіалів.</p>	<p>Ліквідація недоліків знань персоналу, вдосконалення тренувань персоналу АЕС. Залучення психологів до участі у проведенні противарійних тренувань. Розробка і застосування гнучкої системи заохочень професійної компетентності, особливо компетентності у питаннях безпеки. Заохочувальні установки на аналіз і обмін інформацією за матеріалами аналізу порушень в роботі АЕС при участі людського чинника.</p>	<p>Адміністрація, керівний персонал концерну та його філіалів, ПС.</p>
<p>4.1 Підвищення кваліфікації (Удосконалення учбових програм у ВНЗ, в НТЦ та НТП, СПП, ІПК).</p>	<p>Освоєння учбових курсів: Культура безпеки АЕС. Соціально-психологічні дослідження проблем управління на АЕС, «Психічна саморегуляція». Вдосконалення психолого-педагогічного забезпечення формування мотивації безпеки персоналу АЕС. Вдосконалення роботи керівників з персоналом атомних станцій за результатами психологічного аналізу причин неправильних дій персоналу. Застосування знань про психологію людей у практиці роботи з персоналом.</p>	<p>Інструкторско-викладацький склад НТП, НТЦ, СПП.</p>
<p>4.2. Документація, що регламентує діяльність персоналу атомних станцій.</p>	<p>Проведення технічної і психологічної експертизи інструкцій і іншої нормативної документації персоналу атомних станцій.</p>	<p>Розробники документації, ВТВ, ПС за участю користувачів документації.</p>
<p>5. Зовнішні соціально-економічні умови, які формують систему цінностей у роботі, в тому числі пріоритети безпеки АЕС.</p>	<p>Дослідження динаміки організаційних чинників забезпечення безпеки в атомній енергетиці. Соціально-психологічний моніторинг клімату у колективах АЕС. Визначення системи моральних цінностей у колективах і у окремих працівників, що впливають на безпеку. Виявлення груп ризику. Проведення ділових ігор і соціально-психологічних тренінгів у групах ризику по розвитку відповідального відношення до роботи і безпеки. Навчання комунікативним навикам роботи. Проведення психологічних бесід з працівниками, які допустили порушення у технології ведення робіт.</p>	<p>Адміністрація, керівний персонал концерну та його філіалів, ПС.</p>

Як бачимо, таблиця містить практичні рекомендації для дослідження і формування культури безпеки, які добре корелюють із загальними рекомен-

даціями МАГАТЕ. Звертаємо увагу на те, що в числі виконавців має бути психологічна служба (ПС). Ілюстрація формування культури безпеки приведена на рис. 6.6. Як бачимо, знання і, навіть, навички (і це для оператора АЕС!) формуються значно простіше в порівнянні з установками, цінностями і мотивами, які саме складають ядро усвідомленої поведінки. Знання конструкції, технологічного процесу, уміння і навички виконання завдання в складних умовах роботи на АЕС є зовнішньою необхідною оболонкою, на якій потрібно сформувати базу особистості відносно безпеки. Це більше виховна, чим спеціальна освітня робота, що вимагає, можливо, і змін характеру людини. Оскільки не кожен індивід може бути перевихований (зміна характеру), тому бажано на стадії профвідбору операторів визначити риси характеру і прихильність до безпеки, що й відбувається зараз на практиці.

Наступні визначення основних понять концепції компетенцій (не суперечить наведеному у розд.2 та на початку розділу).

Компетенція – базова якість індивідуума, яка визначає ефективне і/або якнайкраще на основі критеріїв виконання в роботі або в інших ситуаціях.

Базова якість означає, що компетенція є дуже глибоколежачою і стійкою частиною людської особи і може зумовлювати поведінку людини в безлічі ситуацій і робочих завдань.

На основі критеріїв – означає, що компетенція дійсно прогнозує якісне або погане виконання, яке вимірюється за допомогою конкретного критерію, або стандарту (наприклад, кількість порушень за рік).



Рис. 6.6. Ілюстрація формування культури безпеки.

Типи базових якостей:

1. Мотиви. Установки. Цінності.
2. Психофізіологічні особливості.
3. Психологічні особистісні особливості.
4. Знання. Навики. Уміння.

Посилання на критерій дуже важливе для визначення компетенції. Характеристика (якість) не є компетенцією, поки не прогнозує щось істотне в реальному світі. Характеристика, яка не позначається на виконанні, не є компетенцією і не повинна використовуватися для оцінки людей.

Критерії, які найчастіше вживаються при вивченні компетенцій:

- Якнайкраще виконання. Визначається як одне стандартне відхилення від середнього виконання, рівень якого досягає приблизно одна краща людина з десяти в конкретній робочій ситуації.
- Ефективного виконання. Зазвичай означає «мінімально прийнятний» рівень роботи, крайній обмежувальний рівень, нижче за яке співробітник вважатиметься некомпетентним для цієї роботи.

Щоб поліпшити виконання, компанії повинні використовувати характеристики якнайкращих виконавців як «шаблон» для відбору і розвитку співробітників.

Шкали компетенцій «ледве помітних відмінностей» (ЛПВ).

Поведінкові індикатори компетенцій мають властивості шкали: очевидна прогресія від нижчого рівня до вищого в одному або більшій кількості вимірювань.

Шкали вимірювання компетенцій.

Інтенсивність або завершеність дій. Дана шкала описує задіяну інтенсивність намірів (або особистої якості людини) і завершеність дій, зроблених для реалізації цього наміру.

Масштаб дій. Широта дії описує число і положення людей, на яких здійснюється дія або розмір виконуваного проекту.

Інші шкали концепції компетенцій:

- *Складність поведінки.*
- *Кількість зусиль.*
- *Унікальні вимірювання.*

Більшість визначень компетенції мають два або три параметри.

Проектування досліджень компетенцій психологами і саме дослідження – складне специфічне завдання, що виконується психологічними службами (ПС). Пропонується три альтернативні методи проектування досліджень компетенцій:

1. Проектування класичного дослідження за допомогою критерійних вибірок.
2. Проектування короткого дослідження за допомогою панелі експертів.

3. Вивчення однієї (дорученої в даний момент або майбутньої) роботи за умови недостатньої кількості працівників, для того, щоб отримати вибірку кращого і середнього виконання.

Психологічні служби при дослідженні компетенцій працюють в компанії спільно з керівниками, при цьому можна виділити три етапи дослідження: підготовча робота, розробка моделі досліджень і власне відбір.

Перш ніж почати дослідження компетенцій, компанія повинна визначити круг досліджуваних робіт (посад) – в ідеалі це повинні бути роботи, цінні з точки зору стратегічних планів компанії і структури для реалізації цих планів. Аналіз цих чинників проводиться, як правило, шляхом огляду бізнес-планів і інтерв'ю з лідерами. Опис всіх етапів дослідження компетенцій можна знайти у першоджерелі [46], розглянемо завершальний етап – відбір.

Відбір – процес визначення відповідності людей і роботи, людей поза компанією (рекрутмент і відбір нових співробітників) або усередині неї (визначення на посаду і просування).

Проблеми компанії, що свідчать про те, що компанії необхідно проводити відбір, заснований на компетенціях:

- Низька ефективність роботи або низька продуктивність в найважливіших роботах.

- Висока текучість персонала/низький відсоток утримання співробітників.

- Планування заміщення.

- Довга за часом крива навчання.

- Рівні можливості для нетрадиційних кандидатів.

- Організаційні зміни.

- Визначення потреб у тренінгу при прийомі.

Можливі і інші варіанти, у будь-якому випадку робота виконується фахівцями психологами спільно з керівниками компанії.

Успішна відповідність людини роботі залежить від (1) точної оцінки індивідуальних компетенцій, (2) моделей компетенцій для даної роботи і (3) методу оцінки «хорошої відповідності» між людиною і роботою.

Етапи розробки системи відбору на основі компетенцій:

- Розробити модель (моделі) компетенцій для вибраних(ої) робіт(и).

- Відібрати або розробити методи оцінки.

- Навчити експертів-спостерігачів методу оцінки.

- Оцінити компетенції кандидатів на робочі позиції.

- Прийняти рішення про відповідність людей роботі.

- Валідизувати систему відбору (необов'язково, але бажано).

- Розробити базу даних людей і робіт на основі компетенцій, а також систему відповідності.

Інтерес, з погляду формування культури безпеки представляє порівняльна таблиця характеристик концептуальної (образно-понятійно-дієвої) моделі праці у професіоналів і непрофесіоналів, табл.6.2.

У цій таблиці психологами систематизовані і чітко сформульовані відмінності характеристик праці у професіоналів і непрофесіоналів на рівні керівника, служб підготовки персоналу. Таблиця може служити основою для об'єктивної оцінки досягнутого рівня професіоналізму на основі концептуальної моделі професійної діяльності (КМПД). На підставі таблиці можна зробити корисні висновки:

- при професійній підготовці необхідно прагнути до поліморфізму образно-понятійних відносин в концептуальній моделі;
- готовність до змін (корекції) КМПД відповідно до інформації, що поступає ззовні, є необхідною умовою професійного розвитку (відсутність готовності до змін КМПД стає причиною професійної деформації суб'єкта праці).

Психологами ОНДЦ «Прогноз» розроблені і інші методи аналізу компетенції, що дозволяють приймати рішення при формуванні культури безпеки, зокрема «Метод аналізу кривих навчання» [46].

Таблиця 6.2. Порівняльна таблиця характеристик концептуальної моделі праці.

Характеристики концептуальної моделі		
Складові концептуальної моделі	Суб'єкти праці професіонали	Суб'єкти праці непрофесіонали
ОБРАЗНА складова моделі	Більшість образів (цілей, об'єктів, умов, засобів діяльності і ін.) можуть бути виражені в словесно-понятійній формі.	Багато образів (цілей, об'єктів умов, засобів діяльності, або ін.), не піддаються коректній вербалізації у формі понять
Оперативна, швидкозмінна частина	Цілісність. Висока динамічність.	Фрагментарність. Недостатня динамічність.
Неоперативна, відносно постійна частина	Надлишковість. Адекватність з припустимою похибкою.	Неповнота. Неадекватність реальній ситуації, викривленість.
ПОНЯТІЙНА складова моделі	Характеристика професійних знань: обширність, систематичність, готовність до пригадування і використання. Більшість понять мають конкретно-образні або абстрактно-образні аналоги і дерівати.	Характеристика непрофесійних знань: вузькість, несистематичність, відсутність готовності до пригадування і використання. Більшість понять не мають образних аналогів.
ДІЙОВА складова моделі	Дії, їх ланцюжки і поєднання відображаються в свідомості суб'єкта у вигляді образних і/або понятійних комплексів.	Більшість дій не можуть бути відображені в свідомості суб'єкта у вигляді образних і/або понятійних комплексів.

Криві навчання можуть успішно використовуватися для вирішення різних завдань інженерної психології:

1) аналіз психологічної структури складної розумової діяльності людини;

2) розробка нового класу інтегральних психологічних критеріїв оцінки діяльності людини (ефективності і складності формованих приватних ПСД, стратегій і способів рішення задач), оцінка складності вирішуваних задач, якості проєктованих принципів, способів, технічних засобів і умов діяльності;

3) інженерно-психологічне проєктування симптомно-орієнтованих інструкцій з ліквідації аварій (СОАІ);

4) аналіз та оцінка індивідуальної різниці між операторами, ступіні їх професійної придатності для різних видів діяльності та рівня навченості операторів.

Аналіз компетенції є одним із головних завдань з формування у персоналу культури безпеки.

6.7. Оцінка компетенції осіб складних систем безпеки відповідно до міжнародних стандартів

Міжнародні стандарти серій ІСО/МЕК [46], зокрема російський ГОСТ Р МЭК 61508-1-2007 (Функціональна безпека систем електричних, електронних, програмувальних електронних, пов'язаних з безпекою) містять вимоги й процедуру оцінки компетенцій осіб, які беруть участь у будь-яких діях, пов'язаних з повним життєвим циклом складних систем безпеки.

Всі особи, залучені в будь-які дії, пов'язані з повним життєвим циклом безпеки, включаючи дії по управлінню, **повинні мати відповідну підготовку** (тренінг), технічні знання, досвід і кваліфікацію, що відповідають службовим обов'язкам, які вони повинні виконувати.

Підготовка, досвід і кваліфікація всіх осіб, що беруть участь у яких-небудь діях, пов'язаних з повним життєвим циклом безпеки, включаючи управління діями по функціональній безпеці, **повинні бути оцінені** стосовно конкретного застосування.

При оцінці компетентності осіб і виконанні своїх обов'язків необхідно брати до уваги наступне:

а) Інженерні знання відповідної даної області застосування.

б) Інженерні знання, що відповідають технології (наприклад, електричної, електронної, програмувальної електроніки, розробки програмного забезпечення).

в) Інженерні знання в області безпеки, що відповідають даної технології.

д) Знання основ правового і технічного регулювання в області безпеки.

е) Наслідки у випадку відмов (Е/Е/РЕ) систем, пов'язаних з безпекою: чим серйозніше наслідки, тим більше строгими повинні бути специфікація та оцінка компетентності.

ф) Рівні повноти безпеки (Е/Е/РЕ) систем пов'язаних з безпекою: чим вище рівень повноти безпеки, тим більше строгими повинні бути специфікація та оцінка компетентності.

г) Новизна розробки, процедур розробки або застосування: чим більше нові й неперевірені розробки, процедури розробки або застосування, тим більше строгими повинні бути специфікація та оцінка компетентності.

h) Попередній досвід і його відповідність конкретним обов'язкам, які має бути виконати, а також технології, які має бути використати: чим вище необхідний рівень компетентності, тим менше повинен бути розрив між компетентністю, придбаною в результаті попереднього досвіду, і компетентністю, що потрібно для виконання майбутніх конкретних обов'язків.

і) Відповідність кваліфікації конкретним обов'язкам, які має бути виконати.

Підготовка, досвід і кваліфікація всіх осіб, задіяних у будь-якій діяльності, що пов'язана з повним життєвим циклом безпеки **повинні бути задокументовані**.

6.8. Заходи із запобігання помилок персоналу, які проводяться на АЕС України

У даному розділі наводяться конкретні заходи щодо запобігання помилкам персоналу у ДП НАЕК «Енергоатом», сформульовані в доповідях керівників. Не дивлячись на те, що вони стосуються однієї компанії, їх необхідно розглядати як загальні заходи, які базуються на аналізі порушень експлуатації і рекомендовані для формування високої культури безпеки. Як бачимо, в числі запропонованих заходів називаються і завдання і методи їх рішень:

- розробка і проведення протиаварійних тренувань;
- формування у персоналу культури безпеки і виконавчої дисципліни;
- розробка програм підготовки на підставі аналізу діяльності і із застосуванням засобів програмного забезпечення (коригування програм);
- розробка навчальних посібників для персоналу;
- активне застосування технічних засобів навчання;
- підтримка кваліфікації ліцензованих фахівців;
- проведення періодичного психофізіологічного обстеження оперативного персоналу і при призначенні на нову посаду;
- проведення реабілітаційно-оздоровчих заходів за наслідками психофізіологічного обстеження.

Окрім наведених, у ДП НАЕК «Енергоатом» були розроблені і введені в дію галузеві програми щодо запобігання порушенням:

- Заходи щодо зниження числа порушень в роботі АЕС, складені за наслідками аналізу порушень за 2002 рік і перше півріччя 2003 року.
- Галузева програма дій по зниженню кількості порушень, розроблена на підставі аналізу подій, які відбулися на АЕС з 1992 року.

В результаті виконання заходів галузевих програм та впровадження коригуючих заходів із запобігання повторенням порушень за наслідками розслідування знизилося число порушень, причинами яких були:

- **Перевищення проектного часу падіння ОР СУЗ.**

За 2000 – 2001 роки було 5 порушень через перевищення проектного часу падіння ОР СУЗ. У 2002-2004 роках порушень станційного рівня через перевищення проектного часу падіння ОР СУЗ не було.

- **Замикання у гермопроходках типа ПГКК.**

За 2000-2001 роки відбулися 4 порушення через замикання у стопорних пристроях гермопроходок ПГКК. В результаті впровадження програми поетапної заміни стопорних пристроїв на МКГ кількість порушень через замикання у гермопроходках постійно знижувалося і в 1 п/р 2004 року порушень ЧЕРЕЗ замикання в гермопроходках не було.

- **Відмови пневморозподільників.**

За 2000-2001 роки на АЕС було 6 порушень через відмови пневморозподільників, у 2002 році – 2 порушення, у 2003 і в 1 п/р 2004 року порушень через відмови пневморозподільників не було.

- **Відмови БКЛ.**

За 2000-2001 роки відбулося 4 облікових порушення, пов'язаних з відмовами БКЛ (електронний блок контролю логіки), в 2002 році – 4 порушення. Завдяки впровадженню програми поетапної заміни БКЛ на модернізовані, кількість порушень у 2003 році з цієї причини знизилася до 1, а в 1 півріччі 2004 року подібних порушень не було.

Висновки

За допомогою постійного аналізу всіх експлуатаційних відмов і відхилень у роботі АЕС (зокрема незначних) може бути визначений і проконтрольований реальний поточний стан АЕС, слабкості, проблеми безпеки, надійності і Культури безпеки.

Регулярна самооцінка експлуатаційних показників АЕС, заснована на аналізі порушень, – ефективний метод для своєчасного виявлення і усунення будь-яких невіршених проблем безпеки, а також для відстеження тенденцій по устаткуванню, персоналу і загальній ефективності станції.

Для того, щоб ефективно формувати Культуру безпеки організації необхідно оцінювати і аналізувати видиме поведінку організації, групи, індивіда, досліджувати ієрархію їхніх цінностей відносно безпечної експлуатації і на основі отриманої інформації застосовувати до них заходи коригуючого і профілактичного характеру.

Питання для самоконтролю.

1. Назвіть основні аналізи й звіти безпеки.
2. Як відбувається облік і поширення досвіду експлуатації.
3. Назвіть основні вимоги документів МАГАТЕ до формування культури безпеки.
4. Сформулюйте основні положення концепції компетенцій.
5. Назвіть типи базових якостей у концепції компетенцій.
6. Розкажіть про шкали компетенцій "ледь помітних розходжень" (ОПР).
7. Розкажіть про шкали виміру компетенцій.
8. Перелічіть проведені на АЕС України заходи щодо запобігання помилок персоналу.
9. Поясніть, у чому складається фундаментальний принцип управління безпекою.
10. Перелічіть, що містить у собі система управління безпекою.
11. Поясніть за допомогою чого досягається високий рівень безпечної експлуатації АЕС.

РОЗДІЛ 7. СКЛАДОВІ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ

Прихильність культури безпеки повинна здійснюватися взаємозалежно на трьох рівнях:

- на політичному рівні;
- на рівні керівників;
- на індивідуальному рівні.

Цей взаємозв'язок детально представлений на рисунку 7.1.

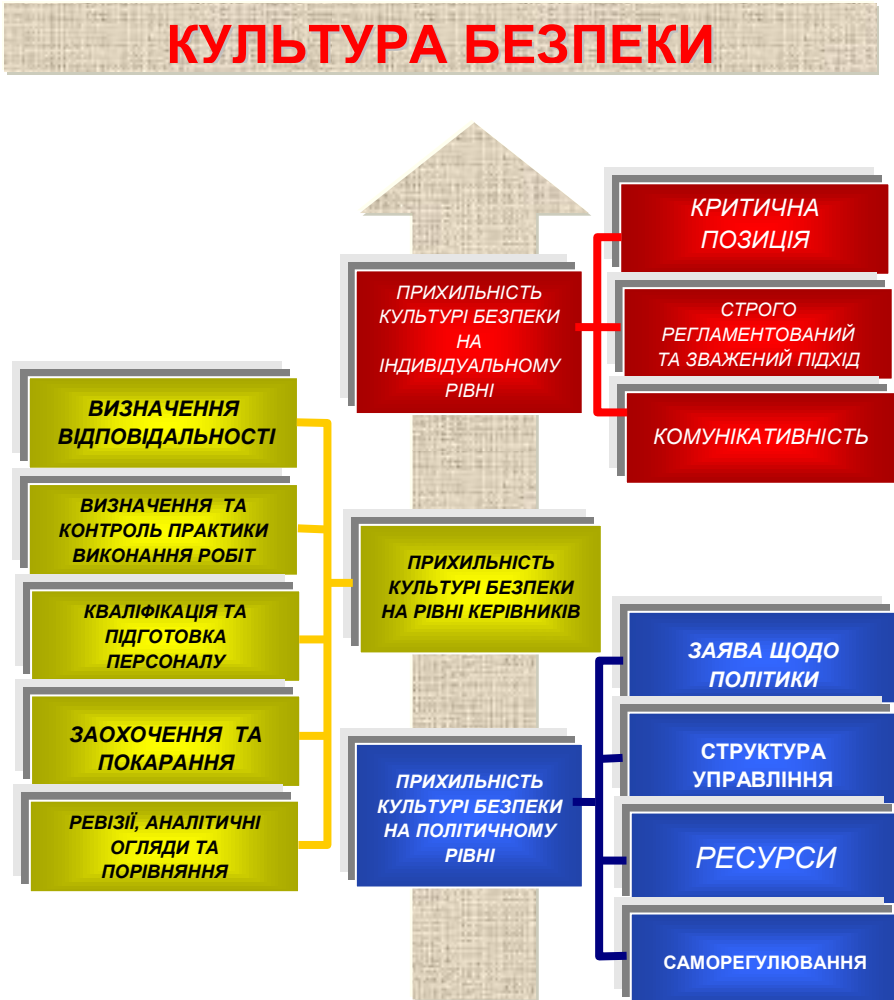
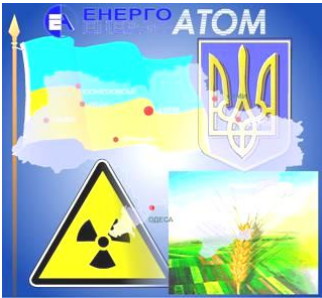


Рис.7.1. Складові культури безпеки.

Як бачимо з рис. 7.1, розробленого МАГАТЕ, прихильність культурі безпеки на індивідуальному рівні є вищим рівнем стану культури безпеки, це кінцева мета становлення культури безпеки. У той же час прихильність культурі безпеки на політичному рівні є основою, початком формування культури безпеки. Прихильність культурі безпеки на рівні керівників - це, насамперед, організація повсякденної й кропіткої роботи з досягнення цілей безпеки.

7.1. Прихильність культурі безпеки на політичному рівні



У будь-якій важливій діяльності дії людей обумовлені вимогами, встановлюваними на високому рівні. Таким рівнем, що впливає на безпеку атомних станцій, є законодавчий рівень, що забезпечує національну основу для культури безпеки.

Уряд реалізує свою відповідальність за безпеку атомних станцій і інших потенційно небезпечних установок з метою захисту населення й навколишнього середовища, насамперед шляхом створення відповідного законодавства. Відзначимо, що відповідно із загальними рекомендаціями (МАГАТЕ), законодавства держав повинні відповідати міжнародним вимогам, а конкретні норми забезпечення безпеки національного законодавства мають бути не нижче рекомендованих.

Законодавство підтримується необхідними консультативними та регулюючими органами, які мають достатньо кваліфікований персонал, ресурси і владу для виконання своїх обов'язків, а також мають особисту свободу, щоб працювати незалежно.

Такий же підхід повинен застосовуватися і до окремих організацій. Політика, що проводиться на високому рівні, сприяє формуванню робочої атмосфери та умов, у яких діють окремі особи.

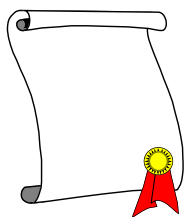
Незважаючи на розходження шляхів втілення політики безпеки в різних організаціях, для всіх організацій існують загальні риси встановлення і прихильності культурі безпеки на політичному рівні, рис.7.2.

Розглянемо **складові і вимоги** культури безпеки на політичному рівні. Такий підхід означає, що входить у поняття та що обов'язково повинне виконуватися на цьому рівні.



Рис. 7.2. Складові культури безпеки на політичному рівні.

- Заява про політику



Будь-яка організація, що здійснює діяльність, яка впливає на безпеку атомних станцій, повинна чітко визначити свою відповідальність у заяві про політику в області безпеки.

Експлуатуюча організація несе повну та офіційну відповідальність за безпеку експлуатуємих нею станцій. Заява експлуатуючої організації в області безпеки повинна бути зрозумілою і має бути доведеною до відома всього персоналу. У такій заяві повинне говоритися про прихильність досягненню найкращих показників у всіх видах діяльності, важливих для безпеки атомних станцій. Заява про безпеку повинна пояснювати, що безпека атомної станції є найвищим пріоритетом, що перевершує при необхідності фактор виробництва та дотримання графіка робіт.

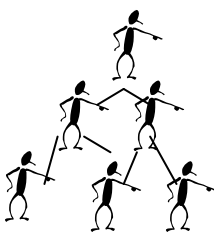
Так, в "Заяві ДП НАЕК "Енергоатом" про політику в області безпеки" експлуатуюча організація ДП НАЕК "Енергоатом" проголошує, що ДП НАЕК "Енергоатом" приймає на себе всю повноту відповідальності за безпеку атомних електростанцій на всіх етапах життєвого циклу і встановлює безумовний пріоритет забезпечення безпеки перед іншими задачами".

Аналогічні заяви про політику в області безпеки існують на всіх атомних станціях України, і доводяться до відома всього персоналу станцій.

Постачальники послуг, включаючи тих, які відповідають за проект, виготовлення устаткування, будівництво, дослідження, також впливають на без-

пеку атомних станцій. Вони відповідають за якість виробленої продукції та послуг, особливо тих, які важливі для безпеки. Основою культури безпеки для постачальників послуг є встановлення директивної політики та практичних методів досягнення якості і тим самим позитивного впливу на безпеку при майбутній експлуатації. Але за безпеку АЕС відповідає експлуатуюча організація, тобто вона відповідає за вибір постачальника устаткування та послуг.

- Структура управління



Реалізація політики культури безпеки вимагає чіткого поділу відповідальності у всіх діях, пов'язаних з безпекою. Повинне бути строго визначене розмежування повноважень у всіх справах, що впливають на безпеку АЕС, шляхом чіткого встановлення структури підпорядкованості й невеликого числа простих зв'язків. Структура управління, а також посадові обов'язки повинні бути документально закріплені.

Офіційна відповідальність за безпеку станції лежить на експлуатуючій організації, а делеговані повноваження - на адміністрації станції.

Для постачальників послуг аналогічні вимоги до структур управління зводяться до того, щоб за рахунок структури управління та визначення посадових обов'язків забезпечити чітке встановлення відповідальності за якість продукції.

- Ресурси



Для забезпечення безпеки повинні виділятися відповідні ресурси.

В першу чергу, необхідно мати досить досвідчений персонал, у допомогу якому, при необхідності, повинні залучатися консультанти, підрядники. Роботи, пов'язані з безпекою атомних станцій, повинні виконуватися без вданого поспіху або тиску, без надмірних перевантажень персоналу. У якості життєвого важливого елементу для безпеки розглядається підготовка персоналу.

Фінансування повинне бути достатнім для забезпечення персоналу, зайнятого на всіх, пов'язаних з безпекою роботах, необхідним устаткуванням, пристосуваннями, допоміжною технічною інфраструктурою. Таким чином, робоча атмосфера, підкріплена достатнім фінансуванням, повинна сприяти ефективному виконанню персоналом своїх обов'язків.



- Саморегулювання

Саморегулювання означає аналіз досвіду експлуатації АЕС і вживання заходів з її вдосконалювання, підтримці політики регулярної оцінки самою організацією її власної діяльності, що стосується безпеки АЕС, і коригування цієї

діяльності.

Інакше кажучи, всі організації, діяльність яких впливає на безпеку атомних станцій, повинні постійно проводити політику регулярної оцінки своєї діяльності. До цього відноситься, приміром, підготовка персоналу, використання експлуатаційного досвіду і контроль змін проекту, модернізації станції, аналіз процедур експлуатації.

Регулярна оцінка діяльності повинна також реалізовуватися шляхом залучення компетентних сторонніх організацій або осіб.

7.2. Прихильність культурі безпеки на рівні керівників

Прихильність культурі безпеки на рівні керівників означає, що керівники приділяють увагу регулярному розгляду процесів, що впливають на безпеку, проявляють зацікавленість у вирішенні найбільш значимих питань ядерної безпеки по мірі їх виникнення, підкреслюють важливість безпеки при контактах з персоналом.

Складові культури безпеки. Вимоги до керівників.

На позицію окремого працівника у великому ступені впливає та робоча атмосфера, у якій він виконує свою діяльність. Неодмінною умовою формування високої культури безпеки на індивідуальному рівні є формування навколишнього оточення та заохочення позицій, що ведуть до підвищення безпеки. Саме керівники відповідальні за введення та підтримку такої практики.

Загальні вимоги, які пред'являються до керівників з погляду створення атмосфери, що сприяє підтримці та підвищенню безпеки, розглядаються нижче, рис. 7.3.

- **Визначення відповідальності**

Відповідальність за безпеку, покладена на окремих осіб, визначається і документується досить детально для того, щоб уникнути неоднозначного тлумачення. При цьому визначення відповідальності окремих осіб у колективі регулярно переглядається.



Керівники повинні забезпечувати умови, щоб працівники знали та розуміли свої обов'язки і межі відповідальності, а також обов'язки і відповідальність найближчих колег і керівників.

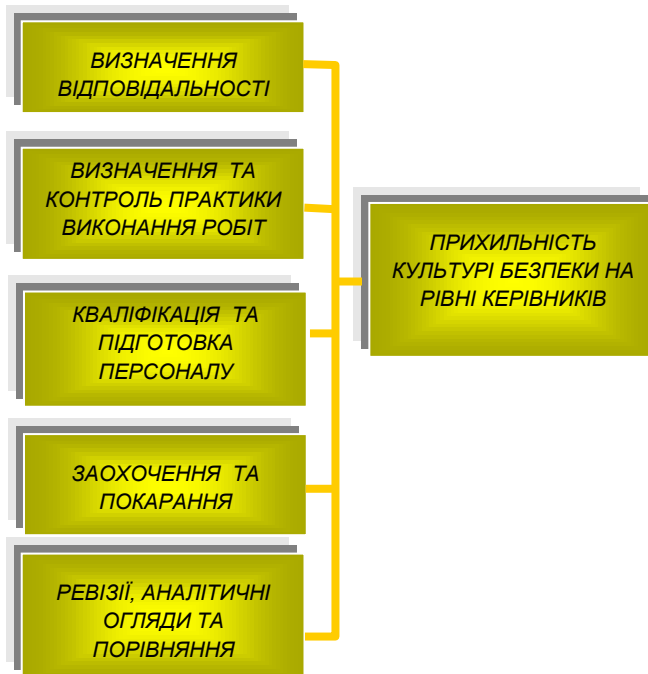


Рис. 7.3. Складові культури безпеки на рівні керівників.

- Визначення та контроль практики виконання робіт



Керівники повинні забезпечувати неухильне і точне виконання робіт, пов'язаних з безпекою. Керівники повинні забезпечити умови виконання всіх завдань відповідно до встановлених вимог до якості, організувати систему нагляду та контролю.

Така ж політика повинна постійно підтримуватися постачальниками послуг.

- Кваліфікація та підготовка персоналу



Керівники повинні забезпечувати умови, щоб компетентність персоналу повністю забезпечувала кваліфіковане виконання ним посадових обов'язків.

Процедури відбору і призначення персоналу обов'язково повинні враховувати наявність відповідної кваліфікації як по обсягу знань, так і по освіті та досвіду.

Керівники повинні забезпечувати необхідну підготовку та періодичну перепідготовку персоналу. Так, на всіх українських АЕС функціонують учбово-

тренувальні центри (УТЦ), які укомплектовані кваліфікованим, досвідченим персоналом і оснащені повномасштабними тренажерами відповідних блоків - прототипів, а також сучасними технічними засобами навчання.

Обов'язковою складовою частиною програм підготовки персоналу повинна бути оцінка його технічної компетентності (атестації, іспити тощо).

Навчання персоналу поступово повинне охоплювати більш широку сферу, чим тільки технічна майстерність і знання інструкцій. Воно повинне забезпечувати розуміння кожним працівником значимості його обов'язків і наслідків помилок, частина з яких викликані неправильними уявленнями, недостатньою старанністю через недооцінку того ризику, з яким вони зв'язані.

При цьому важливо пам'ятати, що підготовка персоналу повинна розглядатися як вкладення коштів, а не як витрати.



- Заохочення і покарання

На виконання принципів культури безпеки важлива правильна політика заохочень і покарань. Важливо, щоб на атомних підприємствах система винагороди не заохочувала високий рівень виробництва, якщо це йде на шкоду безпеки. Тому підставою для винагороди не може бути тільки рівень виробництва, повинні враховуватися також показники безпеки.

Важливо, щоб помилки, якщо вони відбуваються, були не предметом розгляду, а джерелом досвіду, з якого може бути отримана користь в подальшій роботі.

Заохочується прагнення будь-якого працівника визначати і повідомляти про недоліки у своїй роботі з метою допомогти собі та іншим уникнути подібних труднощів у майбутньому.

Але це не означає, що не застосовуються міри покарання у випадку повторюваних прорахунків, грубих помилок. Тут потрібно дотримувати тонкої рівноваги.

Санкції застосовуються таким чином, щоб не спонукати до приховання помилок.



- Ревізії, аналітичні огляди і порівняння

Керівники повинні застосовувати практику моніторингу з вдосконалювання діяльності та процедур, спрямованих на підвищення рівня безпеки АЕС. Ця практика повинна містити в собі експертизу змін експлуатаційних параметрів, вимог до технічного обслуговування і ремонту, модернізації станції тощо.

Повинні проводитися регулярні оцінки програм підготовки персоналу, процедур його призначення, практики виконання робіт, контроль документації і системи забезпечення якості. При необхідності повинні залучатися незалежні експерти для розширення діапазону поглядів і досвіду в плані контролю системи управління безпекою.

Керівники повинні так організувати цю роботу, щоб з будь-яких джерел відповідного досвіду, досліджень, технічних розробок, даних експлуатації й значимих для безпеки подій можна було витягти користь.

Основна мета полягає в тому, щоб жодна подія пов'язана з безпекою не була залишена без уваги, щоб були внесені потрібні виправлення для запобігання повторень пов'язаних з безпекою аномальних подій, незалежно від того, де вони відбулися вперше. Система зворотного зв'язку від досвіду експлуатації повинна також узагальнювати інформацію про гарну експлуатаційну практику, що потенційно може сприяти підвищенню рівня безпеки.

Всіма перерахованими вище способами керівники повинні демонструвати свою прихильність культурі безпеки та спонукувати її в інших працівників. Створена в такий спосіб робоча атмосфера формує у працівника прагнення до високих показників в роботі як з погляду ефективності, так і з погляду безпеки.

При відсутності справжніх і зримих проявів прихильності культурі безпеки на прикладі особистої поведінки неможливо переконати інших співробітників підприємства у важливості забезпечення безпеки в порівнянні з іншими проблемами. Слова, не підкріплені справами, створять лише ілюзію безпеки, що приведе до появи поверхневої, а не щирої культури безпеки.

7.3. Прихильність культурі безпеки на індивідуальному рівні

На високих рівнях: політичному, на рівні керівників - створюється атмосфера для формування культури безпеки. Але така атмосфера повинна сприйматися та підтримуватися персоналом, тому що саме від персоналу прямо залежить безпека станцій.



Необхідно, щоб персонал на всіх рівнях сприймав таку атмосферу та підтримував її, тобто на своєму рівні діяв відповідно до принципів культури безпеки. Але як персонал повинен поводитися і що конкретно від нього потрібно?

Прихильність культурі безпеки на індивідуальному рівні визначається наступними складовими, рис.7.4:



Рис. 7.4. Складові культури безпеки на індивідуальному рівні.

Складові культури безпеки. Вимоги на індивідуальному рівні

- Критична позиція



Критична позиція має на увазі, що людина-оператор, перш ніж приступити до виконання яких-небудь завдань, пов'язаних з безпекою, повинен усвідомлювати та розуміти їх. Це означає, що оператор чітко представляє які конкретні дії він повинен зробити зараз і на кожному наступному кроці. Він повинен мислено перевірити себе по наступних питаннях.

Чи розумію я завдання?



У чому моя відповідальність?



Який її зв'язок з безпекою?

Чи достатні мої знання для виконання цієї роботи?



В чому відповідальність других виконавців?



Чи можливі які-небудь непередбачені обставини?



Чи потрібна мені допомога?



Які можуть бути помилки?



Які можуть бути наслідки відмов або помилок?



Що потрібно зробити, щоб уникнути помилок або відмов?



Що я маю робити, якщо відмова відбудеться?



Нові і незвичайні завдання, що впливають на безпеку, повинні виконуватися по програмах, складених відповідно до встановлених вимог до безпеки.

- Строго регламентований і зважений підхід

При виконанні робіт, що впливають на безпеку, кожний працівник повинен дотримуватися



строго регламентованого та зваженого підходу.
Такий підхід включає:

- правильне розуміння робочих процедур;



- точне виконання цих процедур;



- готовність до несподіваного розвитку подій;



- припинення роботи та обмірковування проблеми, яка виникла;



- звернення за допомогою при необхідності;



- особливу увагу приділяти своєчасності виконання завдань;



- виконання робіт з особливою старанністю;



- строге дотримання встановленої послідовності операцій;



- Комунікативність



• Істотною для безпеки є комунікативність працівника, якісне ведення документації, своєчасне і повне інформування про свої дії.

Комунікативність працівника припускає наявність наступних складових.

Отримання необхідної інформації від інших.

Наприклад, при прийманні зміни персонал отримує якнайбільше відомостей про стан устаткування, про проведені роботи та проблеми, які при цьому виникали. Також потрібно перед виконанням роботи довідатися або уточнити потрібні вихідні дані: чи немає обставин, які ускладнять роботу, або роблять її виконання неможливим тощо.



Передача інформації іншим.

Наприклад, після виконання роботи необхідно доповісти про виконання або невиконання роботи, про проблеми, які виникли тощо.



Документування і подання доповідей про результати роботи незалежно від того, рутинна вона або виняткова.



Записи в робочій документації повинні бути своєчасними, повними, зрозумілими, розбірливими, акуратними, достовірними.

Пропозиція нових ініціатив в області безпеки.

Наприклад, в 2003 році оперативний персонал Рівненської АЕС запропонував адміністрації станції поміняти графік роботи зміни на більш зручний з погляду навантажень. Пропозиція персоналу була впроваджена - графік роботи було змінено, що сприяло поліпшенню психологічного клімату в колективі, виходить, і підвищенню безпеки.



Варто ще звернути увагу на документування роботи персоналу. Для оперативного персоналу існує правило та обов'язок робити записи в оперативному журналі. Після одержання команди на проведення роботи необхідно зробити запис в оперативному журналі: по чий команді виконується завдання і його зміст. Після виконання завдання зробити запис в оперативному журналі про результати і доповісти вищестоящому керівникові.

Особливо варто звернути увагу на порядок прийому та здачі зміни. Зміна приймається після доповіді про стан устаткування вищестоящому керівництву та з його дозволу. Зміна приймається і здається по загальній команді начальника зміни станції, після якої оформлюється приймання-здача з підписом приймаючого зміну і того що здає.

7.4. Принцип STAR

Складові культури безпеки на індивідуальному рівні можна представити в іншому вигляді, що відомий як принцип **STAR** (stop-зупинися, think-подумай, act-дій, review-перевір).



Stop - зупинися - означає, що працівникові перед виконанням відповідальної роботи необхідно оцінити свою готовність до роботи, зосередитися на завданні.

Think - подумай - працівник повинен переко-
натися, що йому зрозуміле завдання та його ціль;
згадати, чи виконував він його раніше, і які про-
блеми при цьому виникали; проаналізувати, чи
досить у нього знань, можливостей, часу для виконання роботи; передбачити
можливі ускладнення при виконанні роботи;

Act - дій - означає, що потрібно діяти відповідно до процедури; стежити за устаткуванням, параметрами; реєструвати зміни та відхилення; при виникненні проблем припинити роботу і звернутися по допомогу.

Review - перевірка - працівникові потрібно переко-
натися, що результат
виконаної роботи збігся з метою завдання; оцінити свої дії; повідомити керів-
никові і зробити запис про виконання завдання; передати свої спостереження
керівникові, колегам.

Дотримання кожним працівником принципу STAR при виконанні робіт, що впливають на безпеку, може стати останнім бар'єром на шляху до можливої помилки.

Усвідомлене, продумане, відповідальне відношення до робіт, пов'язаних з безпекою, повинне стати невід'ємною частиною поведінки персоналу на всіх рівнях. Правильна позиція персоналу вносить незамінний вклад у досягнення високого рівня безпеки атомних станцій.

7.5. Організаційні причини аварій

Дуже часто, в питаннях аналізу причин аварій на об'єктах підвищеної небезпеки та АЕС, ми зустрічаємо поняття «людський чинник» або «організаційні причини», як причини аварій. Звісно, що ці поняття зв'язані між собою. Більшість зі складових організаційних причин аварій розглянуто в попередніх розділах, але повернемося до їх розгляду з причин важливості цього питання. За оцінками вітчизняних та зарубіжних дослідників вклад організаційних причин складає до 60% серед причин можливих аварій і навіть більше. Так спеціалісти всесвітньо відомої німецької організації ТЮФ (TÜV SÜD Industrie Service, Munich, Germany) Томас Лёч і Штефан Зайтц в своїй доповіді на п'ятій Міжнародній науково-практичній конференції з культури безпеки на АЕС (Україна, Київ, 17.11.-19.11.2010 р.) [205] наводять такий розподіл причин аварій (аварійних ситуацій) на АЕС Німеччини:

➤ Технічні відмови та несправності ~ 10 %

➤ М'які фактори (організаційні причини) ~ 90 %, у тому числі недоліки:

- організації,
- процеси,
- відповідальності,
- досвіду і навичок персоналу,
- інші недоліки.

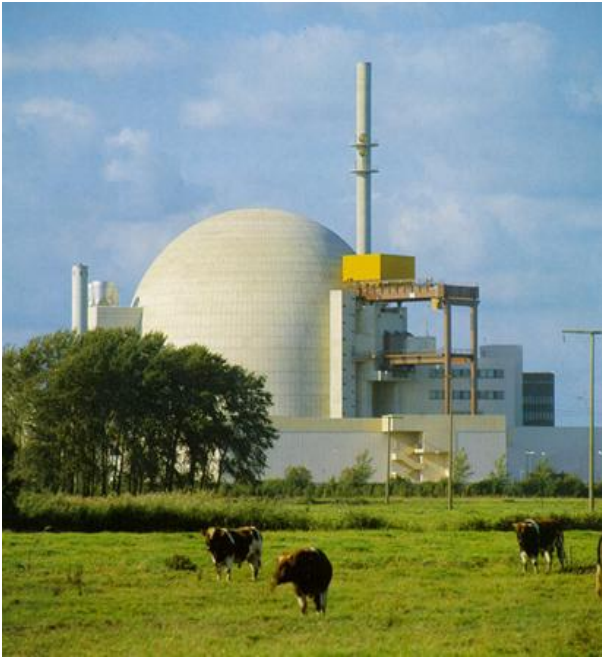


Рис.7.5. Фото АЕС Німеччини з доповіді Томаса Лёча.

Тому під егідою міжнародних структур наприкінці минулого століття було створено міжнародну групу вчених для дослідження цього феномену, яка остаточний звіт надрукувала в 1998 році. В перекладі на російську найбільш детально матеріали цього звіту викладені в роботі вчених з Обнінського центру психологічних досліджень «Организационная психология, организационная культура и культура безопасности в атомной энергетике» [206], яка вийшла у 2009 році.

До організаційних причин віднесені наступні:

- *Зовнішні фактори впливу.*
- *Цілі та стратегії.*
- *Функції управління та нагляду.*
- *Розподіл ресурсів.*
- *Управління людськими ресурсами.*
- *Професійне навчання персоналу.*
- *Координація робіт.*
- *Організаційне знання.*
- *Визначення і впровадження процедур.*
- *Організаційна культура.*
- *Організаційне навчання.*
- *Комунікації.*

Звісно, кожен з цих факторів впливає на роботу підприємства взагалі та безпеку і поведінку персоналу в аварійних ситуаціях тощо.

Слід зазначити, що грані між факторами можуть бути розмитими, тому що виділення окремих факторів досить умовно: фактори взаємозалежні і є ефект їх взаємного впливу, коли наявність одного з них спричиняє появу й прояв інших. Так само, як поняття "організація", організаційні фактори можуть мати характер процесу, представляючи динамічний аспект організації, або характер результату процесу. Зрозуміло, що визначити чітко де закінчуються дія одного фактору та розпочинається дія іншого не завжди можливо, простіше та більш правильно спробувати відобразити схему їх взаємного зв'язку, що відображено на рис.7.6.

Вже на основі цього рисунку можливо визначити суть кожного фактору та його вплив на безпеку, але в міжнародному звіті, що згадано, є окремо визначення кожного фактору та досліджено його вплив. Зрозуміло що всі фактори перш за все впливають на можливі помилки персоналу через деякі аспекти, які називають аспекти впливу. Отже наведемо спочатку визначення кожного фактору.

Зовнішні фактори впливу є факторами зовнішнього середовища, виникають за межами границь корпорацій, підприємств і експлуатуючих організацій, можуть вплинути на організаційну культуру та її діяльність.

Цілі і стратегії - це організаційні прагнення вишого рівня (рис. 7.6), тобто ті, що розставляють пріоритети в системі соціальних цінностей, розподіляють ресурси, просувають рішення проблем безпеки, визначають довгострокове планування. І цілі кожного конкретного відомства, і цілі кожного індивіда повинні бути підпорядковані таким цілям і стратегіям. Відповідно цінності культури безпеки мають першорядне значення в цілях організації, що використовують атомну енергію, має бути мета забезпечення і підвищення безпеки.

Функції управління та нагляду - це приведення в стан повного порядку управлінської діяльності всередині організації, планування, контроль і відстеження процесів проблем, а також діяльність в підтримку цілей і стратегій. Включає функції з керування успішною діяльністю персоналу.

Розподіл ресурсів задає порядок - як спланувати, направити, розподілити та відстежити фінансові, людські, тимчасові і технічні ресурси, щоб підтримувати дії, необхідні цілям і стратегіям організації.

Управління людськими ресурсами - це визначення специфіки ролей, відповідальності та звітності в роботі з персоналом підприємств. Це організація процесів прийому з розробкою правил і критеріїв допуску до роботи, професійний відбір; визначення кадрових структур управління, посад, перспектив розвитку; оцінка персоналу (включаючи сторонній персонал, що працює на контрактній основі): наскільки він відповідає професійним вимогам на кожній посаді.

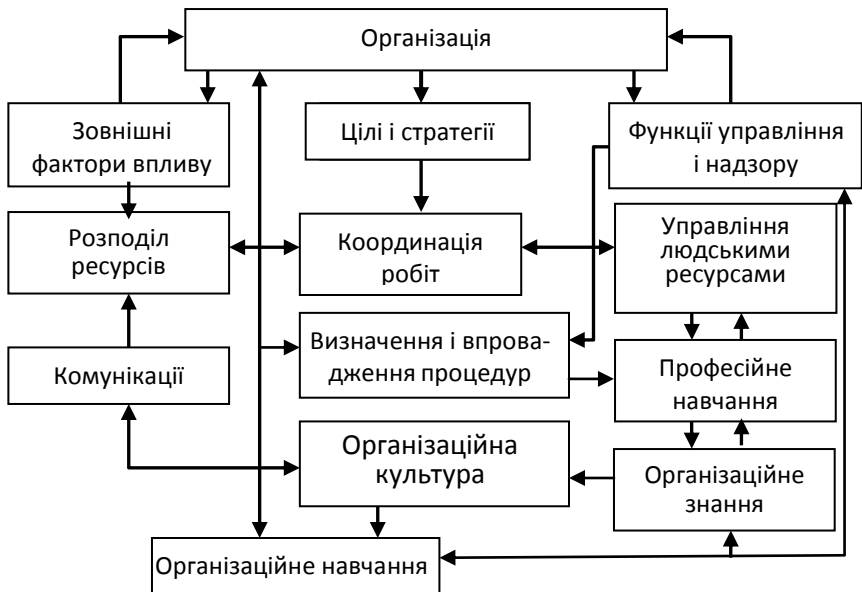


Рис. 7.6. Зв'язок організаційних факторів виробництва.

Навчання персоналу виступає як процес визначення функцій і завдань виробництва та формування знань, умінь і здатностей, необхідних для виконання завдань безпечним і ефективним способом; це також процес забезпечення належного навчання.

Координація робіт - це процес планування, розробки програм, процес об'єднання, розподілу і використання ресурсів, визначення відповідальності по діях, що координуються.

Організаційне знання забезпечує такі умови, при яких грамотний у питаннях організації персонал бачить формальні і неформальні процеси, процедури, способи та методи роботи, що практикуються. Цей фактор характеризує не те, що працівник вивчив теоретично про організацію робіт, а те, як він реально діє у виробничих умовах.

Визначення та впровадження процедур, або російською «процедуралізація» - це процес розробки стандартів для діяльності на основі аналізу функцій і завдань.

Організаційна культура як організаційний фактор має сенс загальноприйнятих цінностей, норм, значень, відносин і сприйняття членів організації.

Організаційне навчання - це процес, у якому організації виявляють проблеми і навчаються на основі минулого власного досвіду і досвіду інших організацій з метою поліпшення майбутньої діяльності.

Комунікації - це процес, у якому відбувається обмін інформацією і формально, і неофіційно, письмово і усно, усередині і поза організаційними границями.

Отже, хоча на інтуїтивному рівні ми зрозуміли складові кожного фактору та його вплив на діяльність і можливі помилки людини в складних ситуаціях, звернемось до першоджерел для детального опису. Під поняттям «складові фактору» розуміємо ті обставини, які найбільш суттєво визначають вплив даного фактору на успішність діяльності персоналу взагалі та при аварійних ситуаціях зокрема. Повний опис всіх аспектів впливу всіх організаційних факторів наведено в [206], тут наведемо повний опис одного з них, наприклад, «зовнішні фактори впливу». Ще раз зазначимо, що все це визначено міжнародною групою фахівців з безпеки. Отже, аспекти впливу даного фактору:

- Політична ситуація.
- Законодавча і правова система.
- Економічна система.
- Аспекти загальнолюдської і національної культури.
- Соціальний, освітній, психологічний і фізіологічний стан працездатного населення в країні, регіоні.
- Інші (зовнішні) установи та організації.
- Регулюючі владні структури і органи нагляду.
- Суспільна думка та сприйняття.
- Повідомлення засобів масової інформації.
- Сприйняття найнятими службовцями їхнього робочого статусу.

Коментар цих аспектів впливу теж здається непотрібним, але ж для однозначного розуміння розглянемо, наприклад, останнє: «Сприйняття нанятими службовцями їхнього робочого статусу». Якщо працівник є повноправним членом колективу, отримує гідну зарплатню, з ним рахуються, його поважають - це нормальний статус. Але ж, якщо він знаходиться на позиції «раба», його принижують, примушують виконувати роботу, яка не відповідає його кваліфікації і таке інше – очікувати від такого службовця адекватних дій захисту організації під час аварії - малоімовірно.

А зараз розглянемо механізм психологічного впливу цього фактору (*Зовнішні фактори впливу*) на поведінку людини, тобто *психологічні аспекти впливу даного фактора*.

Саме поняття "вплив" говорить за себе: працівники організації сприймають, переживають, реагують на одержувану із зовнішніх сфер інформацію, що вони повинні сприймати найчастіше як керівництво до дій. Механізми, якими працівники організації пристосовуються до зовнішніх впливів, відображають стратегії формування культури самої організації, стилю поведінки її членів - керівників, рядових працівників. У багатьох випадках носіями зовнішніх впливів на організацію можуть бути самі члени цієї організації. Зовнішні впливи можуть бути ідентифіковані, їх можна відстежити та відреагу-

вати на них, але їх неможливо прямо контролювати або значно змінювати силами і зусиллями самої організації.

Однак *зовнішні фактори впливу*, безумовно, впливають на спосіб, яким організація досягає своїх цілей. Тому дуже важливо, наприклад, щоб регулюючі і наглядові органи розуміли і враховували, який саме вплив роблять на організаційну культуру та діяльність підприємств розроблювальні ними процедури, дозволи і заборони, програми, поліси, порядок ліцензування та введення норм. У дослідженні впливу зовнішніх умов і організацій на переживання і поведінку людей важливо враховувати особливості сприйняття людиною інформації: підготовленість людей до сприйняття інформації, своєчасність її надходження і адекватність очікування працівників організації, зрозумілість, доступність, можливість адекватного реагування, їх сполученість із системою корпоративних, моральних і психологічних цінностей.

Відзначимо, що адміністративно-управлінські та організаційні рішення, спрямовані на формування культури безпеки виробництва, починаються зі створення правової основи, з розробки норм і правил роботи.

Зовнішні впливи як похідна інфраструктури в найбільшій мірі, ніж інші організаційні фактори, визначаються специфікою національної культури і залежать від особливостей кожної країни і навіть регіону розташування підприємства, особливо, якщо мова йде про провідні країни з великою географією і багато національним населенням, наприклад про США, Бразилію, Мексику або Китай і, звичайно ж, про Росію.

Такий підхід розглядає організаційні фактори як "випереджальні" у проблемах досягнення безпеки і названий "проактивним" (запобіжним), тобто спрямованим на активність, на дії для одержання *майбутньої* "правильної" ситуації. Тобто, такий аналіз і узагальнення інформації зі стану безпеки та оцінки ефективності організаційних мір проводиться для того, щоб:

- побудувати діагноз ситуації, побачивши латентні, тобто ще сховані від неозброєного ока "передхворобні" ознаки небезпеки, що насувається, у діючої соціотехнічної системі (АЕС);
- розробити модель норми, тобто необхідного для забезпечення безпеки стану, і розібратися в перешкодах, які заважають вивести соціотехнічну систему в необхідний стан;
- вибудувати програму мір захисту, що забезпечують скорочення ризику розвитку аварійних процесів;
- пустити в хід ці захисні міри.

Такий підхід орієнтований на *запобігання* подій порушень у роботі підприємства і включає організаційні міри *щодо розвитку небезпечних подій*. Головною аналітичною дією при такому підході є побудова образно-концептуальних моделей майбутньої ситуації - якою вона буде, якщо не втрутитися в поточну ситуацію, що має сховані або явні негативні тенденції.

Як **висновки** сформулюємо пріоритетні завдання з підвищення Культури безпеки на АЕС:

– Підтримка керівниками і демонстрація прихильності Політиці безпеки.

– Досягнення того, щоб Культура безпеки стала ключовим елементом у керуванні діяльністю станції.

– Формування у персоналу мислення, спрямованого на безпеку, використання в роботі принципу STAR.

– Відкрита атмосфера та ефективна передача інформації про виявлені недоліки та невідповідності.

– Навчання персоналу принципам Культури безпеки з використанням прикладів передової практики та експлуатаційного досвіду.

Питання для самоконтролю.

1. Перелічіть взаємозалежні рівні культури безпеки?
2. Поясніть, які вимоги пред'являються до політичного рівня?
3. Поясніть, які вимоги пред'являються до рівня керівників?
4. Поясніть, які вимоги пред'являються до індивідуального рівня?
5. Поясніть принцип STAR?

РОЗДІЛ 8. РОЛЬ ЛЮДСЬКОГО ЧИННИКА В ЗАБЕЗПЕЧЕННІ БЕЗПЕКИ

8.1. Надійність персоналу – умова безпеки

Безпека роботи АЕС прямо залежить від надійності техніки та надійності персоналу. Одним з визначальних параметрів надійності персоналу є безпомилковість дій людини, особливо людини-оператора.

У ядерній енергетиці відсоток аварій з вини персоналу досить великий. За різними оцінками – від 15 % до 40% всіх аварій, і від 20 % до 80% всіх порушень на АЕС, у тому числі і самих серйозних, прямо або побічно пов'язаних з помилками персоналу.

Аналіз причин і наслідків аварії на АЕС "Три Майл Айленд" призвів до всебічного перегляду підходів до безпеки АЕС і визнання того, що людина є найважливішою ланкою в забезпеченні безпеки. Тоді ж був уведений термін людський чинник (ЛЧ). Були також створені лабораторії з вивчення ймовірних помилок людини-оператора, в результаті роботи яких з'явилися методики до їх вивчення при виконанні різних технологічних операцій експлуатації АЕС, у тому числі під час ремонту [51].

Детальний аналіз причин Чорнобильської катастрофи виявив глибинні причини аварії, пов'язані з людським чинником, які поступово призвели до виникнення терміну культура безпеки.

Уявлення про складнощі роботи людини-оператора АЕС дає фотографія оперативного блокового щита управління (БЩУ-О) [14] (рис. 8.1). Крім наведеного на ньому оперативного блокового щита управління, технічно розташованого на 21 вертикальному щиті шириною 1 м кожний і пультів керування (спеціальні столи в кількості 21 шт. із приладами, ключами й перемикачами), ліворуч і праворуч від БЩУ-О розташований, так званий, блочний щит управління неоперативний (БЩУ-Н), лівий і правий, на якому знаходяться електронні блоки керування. Оператори повинні знати не тільки призначення кожного приладу і значення кожного сигналу, але і як потрібно робити, які дії почати для забезпечення нормальних умов роботи та з появою відхилень у роботі встаткування та аваріях. Звичайно, у них є всі інструкції для всіх режимів роботи енергоблоку, але обсяг інформації дуже великий і дуже велика відповідальність за виконувані дії.



Рис. 8.1. Пулт керування енергоблоком Запорізької АЕС.

Людина може стати оператором, як видно з попередніх розділів, у результаті жорсткого профвідбору, тривалого навчання й постійної освіти та самоосвіти. І все-таки вона може помилятися. Цікаві із цього приводу дослідження американських колег щодо залежності ймовірності помилки оператора від рівня його підготовки (рис. 8.2). Ймовірність помилки, яку може допустити оператор залежить від його знань, умінь і навичок (рівня підготовки). Вона зменшується із набуттям оператором досвіду роботи. Як видно із графіка, ймовірність помилки при виконанні роботи за якийсь відведений час менша, коли знання, у процесі навчання, трансформуються в уміння й навички. Ця залежність є теоретичною базою навчання й тренінгу (рис. 8.2).

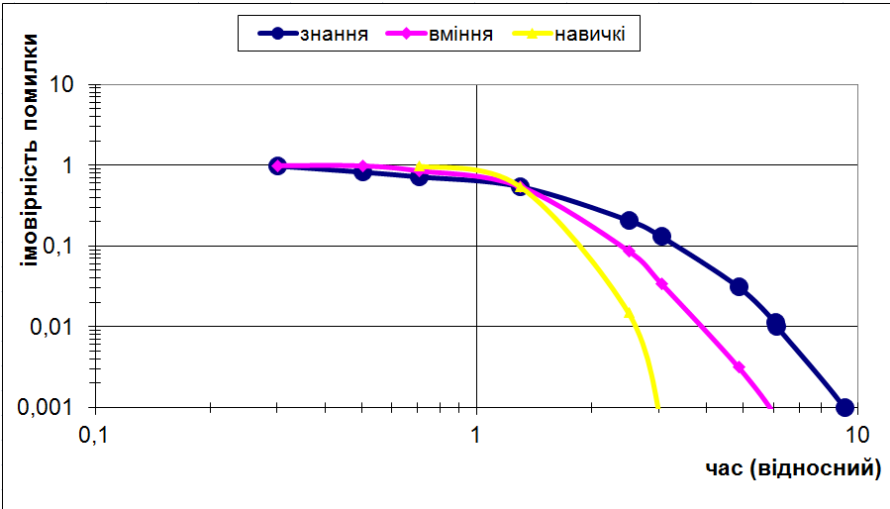


Рис.8.2. HCR модель. Залежність ймовірності помилки оператора від рівня його підготовки.

Рисунок 8.2 відноситься до поведінкової моделі людини, яка враховує, що ймовірність помилки, залежить від природних здібностей людини-оператора і його навчання (HCR - Human Cognitive Reliability (надійність людини як функція його здібностей)). У випадках простих дій оператора, які залежать більше від його здібностей, ймовірності помилок із цього графіка можна враховувати в дереві відмов, тобто ці дані є представницькою вибіркою. Розроблено кілька моделей розрахунків людського чинника, найпоширеніші розглянуті нижче.

8.2. Основні визначення й вимоги нормативної документації

Матеріал даного розділу викладений відповідно до ОПБ.

ЕКСПЛУАТАЦІЙНИЙ ПЕРСОНАЛ АЕС – персонал, що здійснює експлуатацію АЕС.

Сюди включається й запрошений персонал (персонал сторонніх організацій – наприклад, персонал ремонтної підрядної організації), якщо він використовується на роботах, передбачених регламентом експлуатації.

Персонал кожної АЕС, у тому числі зайнятий технічним обслуговуванням, повинен проходити підготовку в учбово-тренувальних пунктах і центрах із використанням тренажерів і на робочих місцях, перевірку знань і дублювання перед допуском до самостійної роботи, а також періодичну перепідготовку – у відповідності з чинними правилами.

При підготовці та перепідготовці персоналу повинна бути приділена особлива увага його діям і взаємодіям під час аварій, відпрацюванню практичних навичок управління РУ й АЕС.

Підготовка персоналу повинна проводитися з урахуванням аналізу минулих помилок, забезпечувати їх розуміння й знання наслідків для безпеки персоналу, населення й навколишнього середовища.

Одним із найбільш відповідальних ланок системи управління й забезпечення безпеки є оператор, а саме її регулятором і одночасно суб'єктом управління блоку АЕС. Оператор стає центральною ланкою системи управління, що виконує найбільш відповідальні завдання:

- сприйняття й ретрансляцію інформації, яка надходить у тій або іншій формі від керованого об'єкта;
- аналіз інформації й ухвалення рішень, тобто вироблення керуючої інформації;
- програмування роботи і контроль за всією системою або її частиною, виконання тієї або іншої команди, тобто виконання дій, безпосередньо спрямованих на перетворення управління об'єкта [48].

Цей обсяг завдань може бути виконаний при навчанні оперативного персоналу для АЕС в учбово-тренувальних центрах (УТЦ).

Одним із важливих моментів у навчанні в УТЦ є відпрацювання дій оператора у перехідних та швидкісних технологічних процесах, починаючи від виникнення порушення до появи необоротних змін.

У розрахунках, наведених у [49] показано, що швидкість змін параметрів у технологічному контурі скорочується (на досвіді НВАЕС) залежно від номінальної одиничної теплової потужності блоку:

- на I блоці (N = 750 МВт) - близько 100 с,
- на III блоці (N = 1375 МВт) - 40-50 с,
- на V блоці (N = 3000 МВт) - близько 20 с.

Через це врахування сенсомоторної реакції оператора має відпрацьовуватися тільки в УТЦ.

Персоналу, у руках якого перебуває безпека блоку АЕС, необхідно оперативно реагувати на відхилення від стандартних ситуацій, що виникають з різних причин, включаючи такі, які викликані неякісним ремонтом. У зв'язку із цим, основними цілями навчання в УТЦ є:

- забезпечення безпечної експлуатації блоку АЕС в усіх умовах, у тому числі і непередбачених, та локалізація аварійних ситуацій, якщо вони все-таки відбулися;
- досягнення максимальної економічної ефективності роботи енергоблоку (Глибина вигорання, максимізація теплотехнічного ККД енергоблоку [49]).

Вимоги до кваліфікації персоналу АЕС встановлюються експлуатуючою організацією у складі програм підготовки персоналу.

ПОМИЛКА ПЕРСОНАЛУ – разовий ненавмисний неправильний вплив на механізм управління або одиничне пропускання правильної дії; або разова ненавмисна неправильна дія при технічному обслуговуванні встаткування й систем, важливих для безпеки.

Це випадкова механічна помилка, вчинена в результаті неправильної дії, або пропуску правильної дії.

Можливість здійснення помилки встановлюється в результаті аналізу механізму управління персоналом в тих або інших умовах.

ПОМИЛКОВЕ РІШЕННЯ – неправильне ненавмисне виконання або невиконання ряду послідовних дій через невірну оцінку технологічних процесів.

Це логічна помилка оператора або іншого виконавця роботи, що тягне за собою цілу низку неправильних дій, які становлять алгоритм помилкового рішення, реалізованого відповідно до технологічного регламенту і інструкції-ям з експлуатації.

ЛЮДСЬКИЙ ЧИННИК – причини ризиків (у складних сучасних технологіях), пов'язані з помилками людини.

8.3. Вплив помилок людини на можливість виникнення аварії на АЕС (на підставі досвіду експлуатації)

Розглянемо типові приклади помилок персоналу АЕС на підставі досвіду експлуатації й висновки, що впливають із них.

Приклад 1. При спрацьовуванні аварійного захисту оператор повинен продублювати її натисканням кнопки аварійного захисту. Якщо він не виконує цю дію, у більшості випадків наслідки не наступають, автоматика відпрацьовує сама.



Висновок 1. *Не кожна помилка персоналу призводить до аварії, деякі з них майже не позначаються на ході технологічного процесу, оскільки їх компенсують інші події й дії, або працівник має резерв часу, щоб виявити раніше допущену їм помилку й усунути її до настання неконтрольованих подій.*

Приклад 2. У 2000 році на другому блоці РАЕС незакриття арматур за невизначений час до події (приблизно кілька тижнів) привело до надходження води з першого контуру в бокс парогенератора й зниженню рівня в басейні витримки й басейні перевантаження при завантаженні свіжого палива.



Висновок 2. *Наслідки деяких помилок можуть виявитися не відразу.*

За даними EDF (Electricite de France) у більш ніж 600 інцидентах, що відбулися з вини персоналу, негайне настання наслідків помилок спостерігалось лише в половині випадків; інша половина інцидентів відбулася із затримкою щодо моменту здійснення помилки. Ця затримка може

становити від 10-20 хв до кількох тижнів.

Такі помилки здобувають статус помилок-пасток, які здаються нешкідливими, але в сполученні з іншими обставинами (збоями автоматики, режимними відхиленнями, додатковими помилками) можуть призвести до інцидентів та аварій.

Приклад 3. У 2004 році на ПУАЕС під час ремонту повітряної лінії електропередач працівник помилково впливав на ключ вибору режимів блокового вимикача, що негайно призвело до аварійного відключення блоку.



Висновок 3. *Частина помилок оператора призводить до негайного настання небажаних наслідків, у тому числі аварій.*

8.4. Класифікація помилок персоналу на підставі досвіду експлуатації

Очевидно, що помилки персоналу, особливо операторів, являють безперечну загрозу безпеці атомної станції. Хоча вони не настільки часто явище (діапазон ймовірності $\sim 1E-3$), однак їх ціна може виявитися дуже високою.

Помилкові дії персоналу можна умовно розділити на три категорії:



1) випадкова помилка-промах (неввмисні пропуски, помилки у зв'язку з неувважністю, розгубленістю, зниженим самоконтролем, психоемоційним станом і іншими факторами);



2) помилка через незнання (неправильна оцінка й аналіз, недоліки професійної підготовки й тренування, інтелектуальних показників);



3) свідомо неправильна дія (усвідомлені порушення процедур, норм і правил з метою "спрощення завдання", "раціоналізації" – псевдоудосконалення). Дуже часто свідоме порушення робиться з добрих побуджень, – працівник прагне зробити краще та швидше.

В помилках персоналу присутні елементи різних категорій: дець працівник іде на свідоме порушення, потім випадково помиляється і т.п..

Існує безліч інших класифікацій помилок персоналу за різними ознаками, але важливіше знати причини помилок.

Практично всі дослідники людського чинника в атомній енергетиці основними причинами помилок з АЕС називають наступні:

- ергономіка;
- організація роботи і управління (включаючи нагляд, контроль, координацію взаємодії підрозділів);
- процедури (наявність і якість);
- комунікація;
- підготовка персоналу;
- особисті якості (неувважність, небережність, самовпевненість, неакуратність, безвідповідальність, недбалість, недотримання процедур тощо).

8.5. Наукові дослідження у сфері людського чинника

8.5.1. Концептуальна модель людського чинника

Уявлення про ЛЧ, можливість здійснити поступовий, поетапний підхід до його вивчення дає концептуальна модульна модель SHEL [53]. Схематично модель має вигляд окремих блоків-модулів, які відображають різні складові ергатичної системи (рис. 8.3). Модульний принцип побудови моделі шляхом поступового додавання по одному блоку-модулю дає можливість наглядно представити необхідність співставлення окремих її компонентів. SHEL — аббревіатура, яка складена з початкових літер складових модулів: SOFTWARE (програмне забезпечення) — установки (процедури, символи); HARDWARE (апаратні засоби) — об'єкт (машина); ENVIRONMENT (середовище) — середовище, в якому мають діяти складові елементи системи; LIVEWARE (персонал) - суб'єкт (людина). Ця модель була розроблена Едварсом у 1972 році, а потім доповнена ілюстрацією за діаграмою Хоукінса. Вона не відображає взаємозв'язку між модулями, які знаходяться поза межами ЛЧ (об'єкт-об'єкт, об'єкт-середовище, установка-об'єкт) і розглядається лише як допоміжний засіб для розуміння ЛЧ.

L — (Liveware) Суб'єкт. У центрі моделі знаходиться людина — найбільш вагомий і гнучкий компонент системи. В умовах виробництва людина обмежена положеннями посадової інструкції — переліком функціональних обов'язків, умовностями, більшість з яких можна передбачити і регламентувати. Межі центрального модуля — моделі людини — складні і аморфні. Хвиляста лінія відображає цю особливість модуля. Інші модулі моделі повинні бути максимально припасовані до нього для запобігання небажаного напруження і можливих зривів системи. Для забезпечення такої узгодженості необхідне розуміння характеристик людини як центрального компоненту системи. Деякі з найбільш важливих характеристик системи наведені нижче.

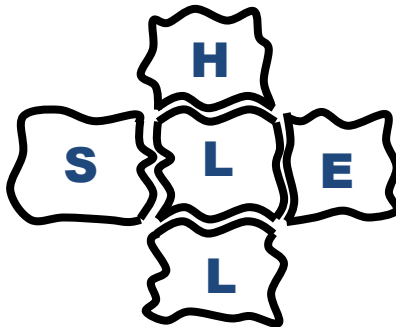


Рис.8.3. Модель SHEL по Хоукінсу.

Фізичні розміри і форма. При проектуванні будь-якого робочого місця, більшої частини обладнання і устаткування життєво важливу роль відіграють

дані про розміри і рухові функції різних частин людського тіла, які відрізняються один від одного залежно від віку людини, його етнічної приналежності, статі і тощо. Рішення мають прийматися на початкових етапах проектування, дані для цього можуть бути отримані з антропометрії і біомеханіки.

Фізіологічні потреби. Данні про людські потреби в їжі, воді і кисні можуть бути отримані з фізіології і гігієни харчування.

Введення інформації. Людина має сенсорну систему отримання інформації про навколишній світ, що дозволяє їй реагувати на зовнішні події і виконувати необхідну роботу. Але функції всіх органів почуттів можуть бути з тих чи інших причин порушені і джерелом інформації в таких випадках є галузь фізіології, сенсорної психології, біології.

Обробка інформації. Можливості людини у сфері обробки інформації обмежені. Ігнорування можливостей людської системи обробки інформації часто призводять до недосконалості системи попередження про небезпеку. До чинників, що потребують врахування, відносяться короткочасна і довгострокова пам'ять, а також мотивація і стрес. Джерелом знань є галузь психології.

Користування інформацією. Як тільки інформація сприйнята органами відчуттів і оброблена, м'язам передається сигнал про початок руху, незалежно від того є він механічним чи має на меті встановити в тій чи іншій формі зв'язок з системами організму людини. Уявлення про рушійні сили і напружок руху дають галузі біомеханіки, психології, фізіології.

Характеристика навколишнього середовища. Температура, тиск, вологість, фізико-хімічний склад середовища, шум, час доби, ступінь освітлення — від усього цього залежить продуктивність праці і самопочуття людини. Висота, замкнутість простору, стресові чи монотонні умови роботи також можуть впливати на продуктивність праці і поведінку працівників. У даному випадку інформацію отримують із галузей гігієни та фізіології праці, психології, біології.

L-H — (Liveware — Hardware) Суб'єкт — об'єкт. Взаємозв'язок в системі “людина-машина” легше прослідкувати на конкретних прикладах: проектування крісел, які відповідають характеристикам тіла; дисплеїв, що відповідають можливостям засвоєння інформації користувачем; органів управління передачею, кодуванням і розміщенням інформації і т. інш. Користувач взагалі може не знати про наявність дефектів в системі L-H, навіть якщо це в кінцевому підсумку призведе до катастрофи, оскільки природна здатність людини адаптуватись, пристосовуватись маскує, нівелює дефекти системи L-H, але не ліквідує їх. Здатність до пристосування несе потенційну загрозу, про що повинні знати конструктори.

L-S — (Liveware-Software) Суб'єкт-установки. Мова йде про нефізичні аспекти системи, такі як правила, інструкції, контрольні переліки, символіки, програмне забезпечення тощо. Програми такого взаємозв'язку менш очевидні і відповідно складніші для вирішення, наприклад, неадекватність сприйняття вимог контрольних переліків чи символів.

L-E — (Liveware-Environment) Суб'єкт-середовище. В процесі трудової діяльності одним з перших був встановлений взаємозв'язок “людина-середовище”. Спочатку заходи, що приймалися, були спрямовані на адаптацію людини до відповідних умов навколишнього середовища (засоби індивідуального захисту). Згодом з розвитком техніки почали складатися зворотні тенденції — пристосування робочого навколишнього середовища до можливостей людського організму: очищення та кондиціонування повітря, звукоізоляція, санітарно-гігієнічне нормування фізико-хімічних чинників навколишнього середовища. Вся сукупність змінних має враховуватись при вивченні взаємодії в системі L-E. Умови навколишнього середовища стали предметом жорсткої політичної та економічної уваги.

L-L — (Liveware-Liveware) Суб'єкт-суб'єкт. Це вид взаємодії між людьми. Він включає поняття лідерства і підлеглості. Процесам міжлюдських відносин приділяється велика увага, тому що вони є причиною непорозуміння і помилок, впливають на безпеку і ефективність виробництва.

8.5.2. Стан проблеми. Природа людських помилок

Модель SHELL є одною з перших моделей ЛЧ. Подальші дослідження [56,57] створили можливості розрахунків ймовірності помилки оператора та включення цих моделей в загальну модель складної системи.

Найбільш фундаментальними науковими працями з дослідження “**людського чинника — Human Factor — HF**” є роботи американських учених Харольда Блекмана і Девида Гартмана, зокрема “Human reliability and safety analysis data handbook”, видана у 1995 році у США. Робота всеосяжна, містить глибокі теоретичні зведення по психології людини-оператора, безліч експериментальних даних по дослідженню ймовірних дій людини в залежності від різних чинників: рівня теоретичної і практичної підготовки (умінь і навичок), типу характеру, стажу роботи з даної спеціальності, типу роботи, що виконується, зі складності і відповідальності, складу бригади, умов виконання роботи, (наявність інструкцій і умов середовища) тощо. Крім того, книга містить опис усіх відомих методик з дослідження людського чинника, у тому числі: SLIM, MAPPs, THERP та інші, умови їхнього застосування. Ці ж автори розробили короткі описи — посібники по врахуванню людського чинника в дослідженнях ІАБ за допомогою коду IRRAS для навчання фахівців із країн СНД.

Важливість цих робіт полягає в тому, що дослідникам надається можливість враховувати ймовірності виконання операцій із зменшення наслідків аварій в умовах конкретної АЕС, включаючи дії людини щодо відновлення працездатності устаткування як базисної події у ймовірнісних моделях ІАБ (ДВ і ДП).

Помилки людини зумовлені небажаною дією або бездіяльністю, що виникає з низки причин: не той порядок дій, невчасні дії, незнання того, що треба

зробити, або внаслідок невідповідного обладнання чи недосконалих процедур.

Звичайно ІАБ враховує лише прості помилки, пов'язані з невиконанням процедур. Складні помилки, кількість яких вважається практично необмеженою, дуже складно моделювати і оцінювати. Проте додатковий облік помилок виконавця, здійснений останнім часом на французьких АЕС, дає відносно високі значення помилок персоналу — до 80% [9].

Обробка інформації людиною.

Згідно [53] процес обробки інформації людиною можна представити у вигляді блоку - схеми, зображеної на рис. 10.3. Ця схема прийнята як базова поведінкової моделі людини для комп'ютерного моделювання.

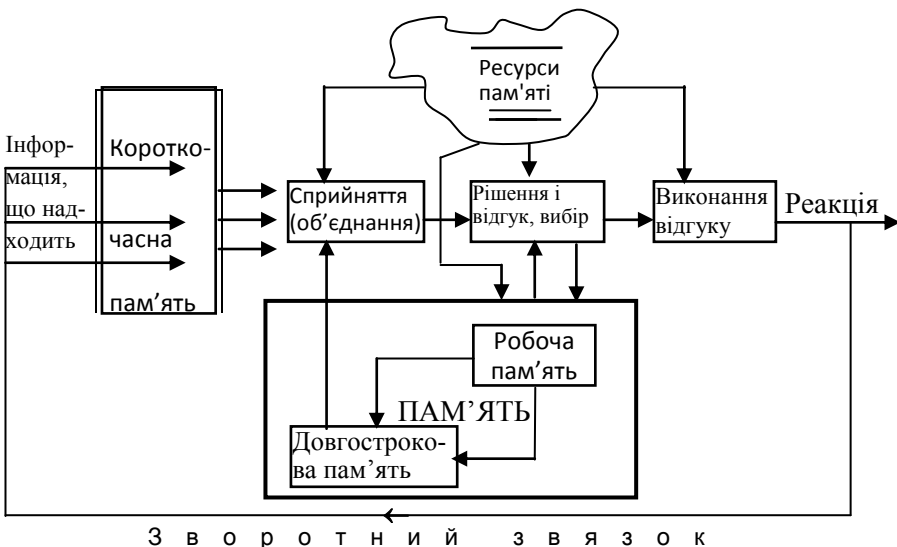


Рис.8.4. Схема обробки інформації людиною.

На схемі блоками виділені процеси, які відображають фізичні особливості мозку людини і для яких розроблені кібернетичні моделі. Інформація через п'ять органів чуттів людини надходить у блок короткочасної пам'яті, де відбувається її об'єднання у вигляді процесу сприйняття. Потім через блок вибору — у пам'ять. Пам'ять умовно розділена на робочу, де саме і відбувається обробка інформації, і довгострокову.

При моделюванні процесу вироблення рішення враховуються реальні характеристики пам'яті та обмеження. До останніх відносяться передусім ресурси пам'яті, обмежений об'єм робочої пам'яті, нетривалий час знаходження інформації в робочій пам'яті, індивідуальні особливості пам'яті і реакції. Відомо, наприклад, що для робочої пам'яті оптимальним є обсяг інформації, що складається із 7 ± 2 різних "пакетів". Час збереження "пакетів" в робочій

пам'яті 30 — 40 сек. Людина може сприймати і працювати з обмеженою кількістю інформації. Якщо число сигналів, що надходять, велике, відбувається вибіркковість сприйняття інформації.

Вивчені також внутрішні і зовнішні чинники, що сприяють або заважають процесу сприйняття та елементи контекста. До внутрішніх чинників, які визначають процес прийняття рішення і, отже, дії оператора відносяться: розумові здібності, здатності втримувати в пам'яті інформацію, знання і навички, особливості реакції. Ці чинники індивідуальні. Вплив стресу частіше за все також відносять до внутрішніх чинників.

Зовнішні чинники — це:

- характер і тип обладнання.
- умови навколишнього середовища.
- складність задачі.

Як приклад зовнішніх чинників приведемо залежність впливу безперервного шуму на кількість помилок оператора [53] (рис.8.5)

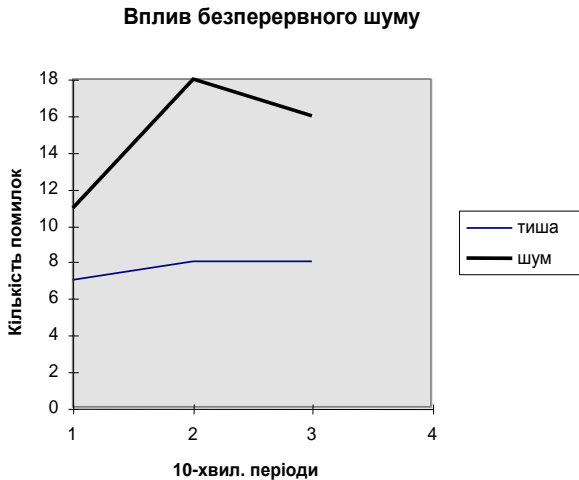


Рис.8.5. Залежність впливу безперервного шуму.

Як бачимо, звикання до шуму відбувається через 20 - 30 хв., але кількість помилок при цьому набагато зростає.

“Контекст” автори визначають як психологічні чинники, що залежать від минулого досвіду оператора. Це:

- минулий досвід;
- підготовка, евристичний підхід;
- сьогочасне оточення;

- цілі і кінцеві задачі діяльності.

Для аналізу шляхів виникнення помилок оператора велике значення має уявлення людино-машинної системи, схематично зображеної на рис. 8.6.

Наведена схема показує, що помилки не завжди залежать від людини, а часто відбуваються від неправильних вимірювань, індикації, неефективного управління. Система надання інформації людині і можливості управління (організація механізмів управління) в техніці має спеціальний термін — **інтерфейс** (Human- Machine Interface — HMI). Ефективність управління і кількість помилок операторів залежить від інтерфейсу. На рис. 8.6. ця система умовно зображена двома вертикальними лініями.

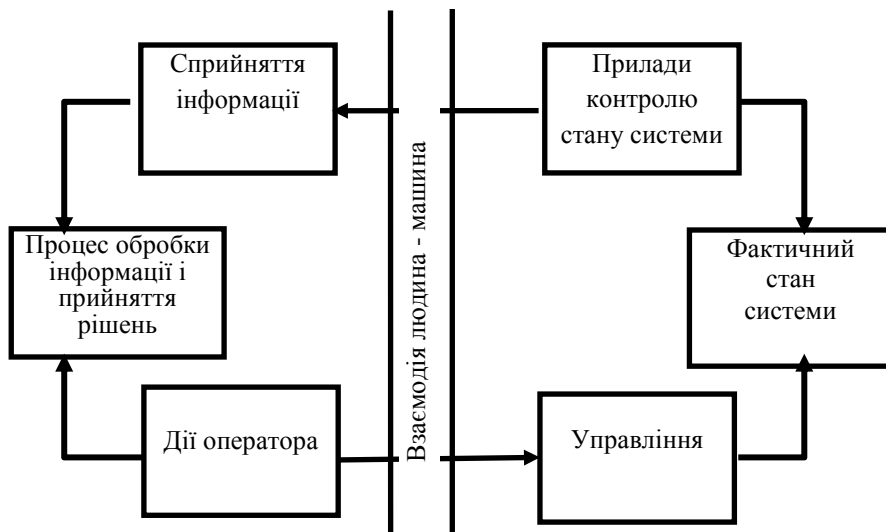


Рис. 8.6. Система людина-машина.

8.5.3. Взаємодія системи людина-машина

Систематичне вивчення чинників, пов'язаних з обслуговуванням машини людиною, і взаємодії системи людина-машина необхідно включати до процесу проектування на ранній стадії розробки проекту і продовжувати впродовж усієї роботи над проектом. Конструктор повинен мати чітку інформацію про ті параметри, які відображають поточний стан усього устаткування і систем, необхідних для виконання функцій безпеки. Подібні положення повинні бути й для додаткових постів (пультів) управління.

Для управління системою оператора необхідна інформація, яка б дозволяла:

1) швидко оцінювати загальний стан об'єкта, у якому він знаходиться, чи в стані нормальної експлуатації, чи в умовах очікуваної експлуатаційної події, чи в аварійному стані і переконатися, що виконуються запроєктовані автоматичні дії по забезпеченню безпеки;

2) визначити відповідні дії, які необхідно розпочати оператору.

Для виконання ролі оператора устаткування людині потрібна інформація з параметрів окремих систем об'єкту й устаткування.

Проект має сприяти успішному виконанню оператором своїх дій у межах наявного часу, в умовах передбачуваного фізичного навколишнього середовища і психологічного навантаження. Бажано звести до мінімуму необхідність негайного втручання оператора. У проекті варто врахувати, що таке втручання прийнятне тільки, коли проектувальник може довести, що оператор має досить часу для прийняття рішення і виконання відповідних заходів; що необхідна інформація, на основі якої оператор повинен прийняти своє рішення, представлена в зрозумілій, чіткій формі і що фізичні параметри навколишнього середовища в приміщенні пульту управління та на додаткових пультах управління об'єктом після даної події є прийнятними.

8.6. Методики аналізу і врахування людського чинника

8.6.1. Короткий опис методик

Для аналізу помилок оператора розроблено і впроваджено в практику ряд методик. Найбільш поширені:

- THERP — Визначення значущості помилок людини в техніці — Technique for Human Error Rate Prediction.
- HCR — Надійність людини як функція його здібностей — Human Cognitive Reliability.
- SLIM — Метод індексів імовірності успіху — Success Likelihood Index Method.
- DNE — Прямі числові оцінки — думки (експертні оцінки) — Direct Numerical estimation.
- MAPPS — Метод моделювання дій (помилки) при техобслуговуванні — Maintenance Personnel Performance Simulation.

У роботі [53] міститься аналіз чинників, що враховуються кожною методикою (табл. 8.1. і 8.2.). На можливість роботи без помилок впливає складність задачі: легкі, середні і складні. Легкі задачі — це задачі спостереження, що складаються з процесів і рішення. Середні включають додатково аналіз і порівняння, а складні ще дії і відстеження дії.

Таблиця 8.1. Список зовнішніх чинників, що враховуються кожною методикою.

Чинники (PSF)	THERP	HCR	SLIM	DNE	MAPPS
Інтерфейс (HMI)	+	+	*	*	+
Шум, температура			*	*	+
Нагляд (управління)	+		*	*	+
Процедури (адміністративний контроль)	+		*	*	+
Кількість годин в зміні і її час (ніч, день)			*	*	+
Час, що відводиться на виконання задачі	+	+	*	*	+

* рекомендується
+ розглядає

Таблиця 8.2 Перелік внутрішніх чинників, що враховуються кожною методикою.

Чинники (PSF)	THE		HC		SLI		DN		MA	
	RP	R	R	M	E	E	PPS	PPS	PPS	
Тренування/досвід	+		+		*		*			+
Соціальні чинники:										
— культура безпеки					*		*			+
— мотивація					*		*			+
Розум (здібності)					*		*			+
Фізичний стан (втома)	+				*		*			+
Мотивація					*		*			+
					*		*			+
Стрес	+		+		*		*			+

* рекомендується
+ розглядає

Приведемо також типи класифікацій (**таксономії - taxonomies**) помилок людини. **Таксономія** — це системне групування відповідно до певних законів і принципів. Існують різні підходи до помилок людини, засновані на різних принципах. Відповідно існують і різні схеми групування (типи таксономії). Таксономія дає можливість зрозуміти причини помилок і ідентифікувати їх.

Існує три типи таксономії:

- * **таксономія по Свейну і Гутману (Swain and Guttman's),**
- * **таксономія по Расмуссену (Rasmussen's),**
- * **таксономія по Ріжену (Reason).**

Приведемо короткий огляд наведених методик.

Таксономія по **Свейну і Гутману** визначає помилки чотирьох типів:

1. Помилки **бездіяльності (omission)**,
2. Помилки **дії (comission)**,
3. Помилки порушення **черговості** дій (Sequence errors),
4. Помилки порушення **часу** дій (Timing).

Помилки **бездіяльності** — це помилки пов’язані з бездіяльністю, коли потрібне виконання якихось операцій. Помилки **дії** — це помилки пов’язані з дією, коли виконуються якісь операцій але не ті, які повинні були б виконані. Тобто, має місце неправильного виконання дії. Помилки третього і четвертого типу пов’язані з порушенням послідовності — черговості або часу дій. У перших розрахунках ІАБ усі помилки операторів розглядалися як помилки першого типу — omission. Взагалі будь-які дії, які повинен виконати оператор, можна класифікувати як помилки першого або другого типу, але рівень аналізу при цьому вийде низький, спрощений. У методі THERP враховуються помилки першого і другого типу, помилки третього і четвертого типу враховуються в деревах відмов.

Таксономія по Расмуссену враховує рівень мислення і складність поведінки людини. Ця класифікація не представляє кількісних оцінок, рівні класифікації сильно перекриваються, немає чітких кордонів. Схематично таксономія по Расмуссену представлена на рис. 8.7.

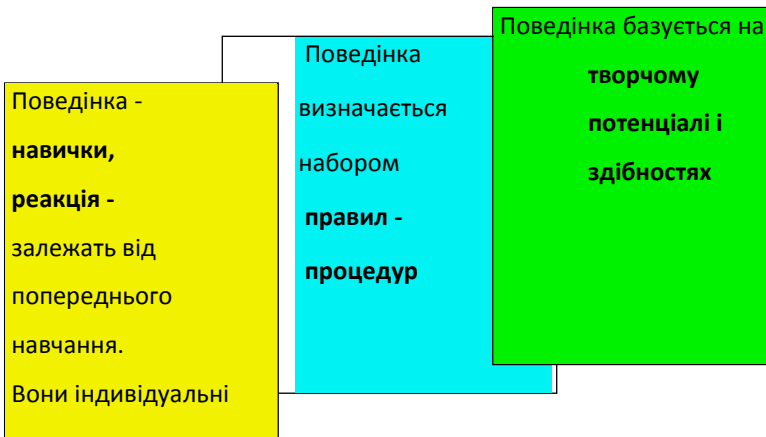


Рис. 8.7. Схема таксономії по Расмуссену.

Ідентифікація помилок за цією класифікацією дозволяє розглянути задачі, що повстають перед оператором і шляхи їх виконання, а також чинники, що визначають поведінку людини на кожному рівні. Це дозволяє простежити, як

попередній досвід і здібності людини проявилися в помилках дії або бездіяльності. Таксономія по Расмуссену носить якісний характер.

Таксономія по Ріжену визначає безпосередні причини виникнення помилок.

Таксономія по Ріжену помилки ділить на чотири категорії:

- * ненавмисні — Slips (посковзнутися),
- * ляпсуси — Lapses (ляпсус),
- * помилки неправильного розуміння — Mistakes (неправильно розуміти),
- * помилки свідомого порушення — Violation (порушення).

Помилки **Slips** — ненавмисні помилки, відбуваються при виконанні за умов вірних намірів.

Помилки **Lapses** — ляпсуси, полягають в тому, що переплутане щось: намір був зробити саме цю дію, але не для цієї мети. Часто це бувають помилки-звички.

Помилки **Mistakes** — помилки неправильного розуміння. По суті не розумієш, що робиш і робиш все неправильно.

Помилки **Violation** — помилки свідомого порушення, не звертаючи уваги на інструкцію, порушуючи інструкцію, оператор вважає що є кращий шлях, ніж вказаний в процедурі.

8.6.2. Процедура системного аналізу помилок

Процедура системного аналізу помилок людини має загальні кроки для різних методик, рис. 8.8.

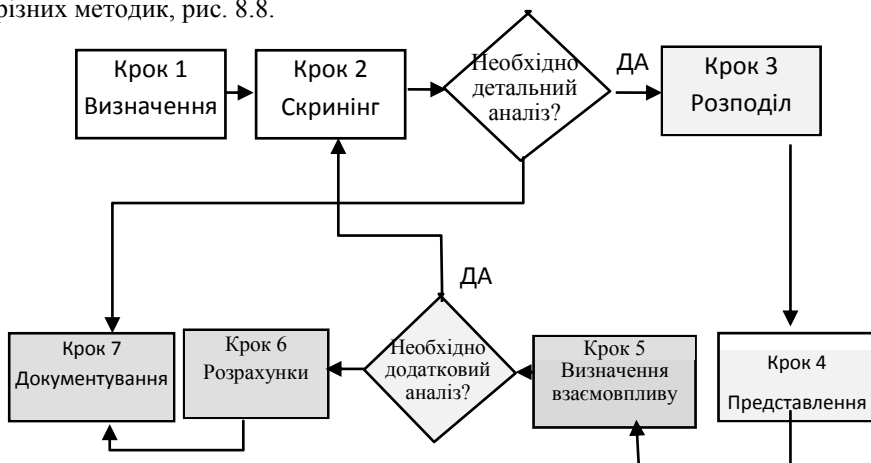


Рис.8.8. Схема системного аналізу помилок.

Ця процедура відома в англійській аббревіатурі як SHARP — Systematic Human Action Reliability Procedure. Процедура включає сім кроків і два етапи,

на яких приймається рішення. Два перших кроки виконуються системними аналітиками, два подальших — фахівцями з аналізу людського чинника, останні три кроки процедури виконуються спільними зусиллями. Розглянемо процедуру виконання кожного кроку.

- Крок 1 — Визначення **дій** людини, включаючи дії по ремонту, роботу по програмах, дії по локалізації аварій, тобто всі дії з помилками персоналу, які погіршують або поліпшують ситуацію.
- Крок 2 — **Скринінг** — **відбір** важливих подій, помилок, що мають ключове значення для імовірності аварійної ситуації.
- Крок 3 — Розділення — **виділяються** всі дії оператора, що вимагають більш детального аналізу, тобто задача розбивається на більш дрібні, характерними складовими яких будуть:
 1. Здатність зрозуміти, що треба робити (для аналітиків),
 2. розділення дій по операціях.
 3. Нездатність визначити систему.
 4. Нездатність виконати дії.
 5. Включення кроків в модель ІАБ.
 6. Необхідність (можливість) побудови додаткових аварійних послідовностей, якщо визначилися інші помилки операторів.
- Крок 4 — Представлення — повне **представлення** всіх помилок і їх аналіз з докладними діями.
- Крок 5 — Визначення **взаємного впливу** елементарних дій (операцій), впливи на наступні етапи;
- Крок 6 — Розрахунки — визначаються **кількісні** значення ймовірностей помилок;
- Крок 7 — Документування.

Обсяг робіт на кожному кроці залежить від типу методики, що використовується. Наводимо більш докладніше описання методик [53].

Методика **THERP** — Визначення значущості помилок людини в техніці — Technique for Human Error Rate Prediction — розроблена в 1970 році на замовлення військового міністерства. Методика передбачає комп'ютерне моделювання, враховує практично всі чинники, дає можливість використання різнобічних експериментальних даних, різних таблиць і залежностей. Методика **THERP** найбільш поширена. Вона дозволяє зробити всі кроки аналізу помилок людини: виявлення, моделювання і кількісні оцінки помилок людини. Існує стандарт, що регламентує застосування методики — NUREG/CR — 1278, який визначає послідовність дій і умови застосування таблиць даних.

Методика **HCR** — Надійність людини як функція його здібностей — **Human Cognitive Reliability** — використовує таксономію по Расмуссену. Залежність надійності людини від часу дається формулою¹:

$$\text{NRP} = \text{Exp} - \left\{ \frac{t / T_{1/2} - C_{y_i}}{C_{n_i}} \right\}^{B_i}, \text{ де}$$

NRP — імовірність помилки (Non-Response probability),

t — час, який є в розпорядженні,

$T_{1/2}$ — середній час, який потрібен на виконання завдання,

C_{y_i} — коефіцієнт затримки, пов'язаний з процесом мислення, в залежності від чинників, що визначаються по Расмуссену.

C_{n_i} — масштабний множник, що враховує інші чинники.

B_i — показник, характеризує відношення часу, який є в розпорядженні до часу, який потрібен для виконання завдання з урахуванням всіх чинників.

Вагові коефіцієнти (C_{n_i}) в табличному вигляді враховують інші чинники: досвід оператора, рівень стресу, якість інтерфейсу устаткування (наприклад, станції).

Метод часто використовується для цілей діагностики (прогнозу).

Методика **SLIM** — **Метод індексів імовірності успіху** — **Success Likelihood Index Method**. Метод пов'язаний з експертними оцінками, враховує психологічні оцінки. Заснований на способі парних порівнянь, порівнюються думки експертів один з одним, визначаються важливі для конкретної задачі чинники, як вони впливають на кінцеву імовірність помилки, вага кожного чинника застосовується до максимальних і мінімальних значень помилки. Метод досить добре формалізований, дозволяє визначити ймовірність успіху дій людини. Існує комп'ютерна версія методу **SLIM- MAUD**.

Методика **DNE** — **прямі числові оцінки** — **думки (експертні оцінки)** — **Direct Numerical estimation**. **Ймовірності** успішних дій людини — оператора визначається експертами.

Методика **MAPPSS** — **Метод моделювання дій (помилки)** — **Maintenance Personnel Performance Simulation**. Метод комп'ютерного моделювання — експертна система, заснована на наборі правил, які визначають рішення, що приймаються оператором в якійсь ситуації в момент аварії.

8.6.3. *Визначення базових значень ймовірностей помилок людини*

У зв'язку з можливим погіршенням стану об'єкту, однією з основних проблем є помилки при введенні об'єкту в експлуатацію. Частіше це помилкові

¹ Формула записана у вигляді, що прийнята в США, Exp означає ступень числа e — основи натуральних логарифмів

дії: або не передбачені, або передбачені інакше в експлуатаційних процедурах чи процедурах технічного обслуговування. Рідше це невиконання окремих дій, що вимагаються. Прикладами є неправильний вибір засобів управління, передача неправильних команд чи інформації, зміна послідовності виконання задач і занадто раннє чи занадто пізнє виконання задач. Такі помилки можуть виникнути в результаті помилок при прийнятті рішень операторами: невірно витлумачених чи нечітких процедур; помилкові показання контрольно-вимірювальних приладів; неправильне розуміння чи просто помилка оператора. Для визначення надійності системи ці можливі помилки потрібно враховувати в проєкті.

Як приклади приведемо одну з таблиць по визначенню базових значень ймовірностей помилок людини з посібника [57], що враховує ймовірність правильного прочитання інформації з пульту (табл. 8.3), і таблицю множників для базових помилок як функцію стресу — табл. 8.4. Як вже було сказано, посібник містить багато таблиць, що враховують різні чинники, але ці дані необхідно верифікувати.

Таблиця 8.3. Помилки при прочитанні показників приладів.

Пункт	Представлення інформації	Ймовірність помилки (НЕР) ^а	Невизначеність (EF)
1	Аналоговий прилад	0,003	3
2	Цифровий прилад (менше 4 цифр)	0,001	3
3	Самописець	0,0006	3
4	Пристрій, що друкує, з великою кількістю параметрів,	0,05	5
5	Діаграмний прилад	0,01	3
6	Числовий прилад з індикаторними лампами для представлення цифр	0,001	3
7	Невпевненість в тому, що прилад справний при відсутності індикатора для перевірки	0,1	5
8	Менше ніж три символи	- ^б	-
9	Більше ніж три символи	0,01	3
10	Прості арифметичні розрахунки з калькулятором або без нього	0,01	3
11	Виявлення за допомогою арифметичних розрахунків результату, що виходить за діапазон	0,05	5

а) Помножити значення на 10 для випадків прочитання інформації з сильним рівнем стресу, якщо конструкція приладу не відповідає сильним людським стереотипам (наприклад, на аналоговому приладі з горизонтальною шкалою зростання чисел праворуч наліво). У цьому випадку записи відносяться до таких, що не мають значення.

б) Знехтувано мало — 0,001 на символ.

Як впливає з таблиці 8.4, існує певний рівень стресу, при якому імовірність виконання задачі не меншає. У цій же роботі показано, що низький рівень стресу підвищує імовірність правильних дій.

Таблиця 8.4. Врахування чинника стресу для операторів АЕС.

Пункт	Рівень стресу/задачі	Коефіцієнт для номінальної ймовірності помилки операторів (НЕР).	
		досвідчений	новак
1	Дуже низький (дуже проста задача відновлення)	×2	×2
2	Оптимальний (оптимальна задача) покрокове виконання	×1	×1
3	Оптимальний (оптимальна задача) виконання задачі в динаміці	×1	×2
4	Помірно високий (складна задача відновлення) покрокове виконання	×2	×4
5	Екстремально високий (складна задача відновлення) виконання задачі в динаміці	×5	×10
5.1	Екстремально високий (складна задача відновлення) покрокове виконання	×5	×10
5.2	Екстремально високий (складна задача відновлення) виконання задачі в динаміці з одночасною діагностикою	0,25 (EF = 5)	0,50 (EF = 5)

Залежність імовірності помилки від того, використовують чи ні письмові інструкції (процедури) під час виконання робіт, представлена в таблиці 8.5.

Таблиця 8.5. Оцінки імовірності помилок недогляду (ненавмисних помилок) в роботі, яка потребує використання письмових процедур.

	Помилка бездіяльності в залежності від кількості кроків дій:	НЕР	EF
	Коли процедури у вигляді чеків-аркушів використовуються правильно, відповідно умовам:		
1	Короткий список, < 10 пунктів (кроків дій)	0,001	3
2	Довгий список, > 10 пунктів (кроків дій)	0,003	3
	Коли процедури використовуються без чеків-аркушів чи коли чеки-аркуші неправильно використовуються, не відповідно до умов:		
3	Короткий список, < 10 пунктів (кроків дій)	0,003	3
4	Довгий список, > 10 пунктів (кроків дій)	0,01	3
5	Коли письмові процедури відповідають процесу і повинні використовуватися, але не використовуються.	0,05	5

Як бачимо, значення імовірності помилки у випадку наявності адекватних процедур та їх застосування при виконанні складних робіт зменшується в 50 разів (п.1 й п.5).

Представляє інтерес також таблиця врахування залежності ймовірностей помилки від змін обставин: змін в складі бригади, що виконує роботу, розподіл дій за часом і місцем, наявність чи відсутність вказівок на виконання роботи (підказки) і комбінацій названих обставин (таблиця. 8.6). Врахування всіх обставин проводиться за нижченаведеним алгоритмом. Значення ймовірності помилки без урахування змін обставин (НЕР) дорівнює N , в залежності від їх комбінацій — номери для типів помилкових дій людини, приймає значення:

- I. **1 (одиниці)** у разі **повних** змін (перший рядок табл. 8.6.)
- II. **$(1+N)/2$** , у разі **значних (великих)** змін
- III. **$(1+6N)/7$** , у разі **помірних** змін
- IV. **$(1+19N)/20$** , у разі **низьких (малих)** змін
- V. **N** , у разі **нульових** змін

Ця таблиця відноситься до методики ASP, що широко використовується для аналізу помилок людини-оператора. При цьому, обставини сильно змінюють ймовірність помилки. Наприклад, якщо базова ймовірність $N = 0,1$, то в залежності від змінених обставин ймовірність помилки буде: 0,1; 0,145; 0,23; 0,55; і 1,0 відповідно до різного ступеню залежності.

Таблиця 8.6. Врахування залежності дій персоналу від обставин.

Умовний номер	Бригада (та ж або інша)	Система (та ж або інша)	Місце (те ж або інше)	Час (закінчено або не закінчено)	Вказівки (є чи ні додаткові)	Тип залежності	Номер для типів помилкових дій людини
1	та	та	те	з.	-	повна	висока залежність
2	та	та	те	нз.	Немає	висока	
3	та	та	те	нз.	Є	помірна	
4	та	та	інш.	з.	-	висока	
5	та	та	інш.	нз.	немає	помірна	
6	та	та	інш.	нз.	є	низька	
7	та	інш.	те	з.	-	помірна	помірна залежність
8	та	інш.	те	нз.	немає	низька	
9	та	інш.	те	нз.	є	низька	
10	та	інш.	інш.	з.	-	помірна	
11	та	інш.	інш.	нз.	немає	низька	
12	та	інш.	інш.	нз.	є	низька	
13	інш.	та	те	з.	-	помірна	низька залежність
14	інш.	та	те	нз.	немає	низька	
15	інш.	та	те	нз.	є	нульова	
16	інш.	та	інш.	з.	-	нульова	
17	інш.	та	інш.	нз.	немає	нульова	
18	інш.	та	інш.	нз.	є	нульова	
19	інш.	інш.	те	з.	-	низька	нульова залежність
20	інш.	інш.	те	нз.	немає	нульова	
21	інш.	інш.	те	нз.	є	нульова	
22	інш.	інш.	інш.	з.	-	нульова	
23	інш.	інш.	інш.	нз.	немає	нульова	
24	інш.	інш.	інш.	нз.	є	нульова	

Відповідно до наведених методик розраховуються ймовірності помилок людини-оператора, залежно від факторів ризику, обставин виконання роботи, рівня підготовки операторів.

8.7. Підготовка персоналу - основний елемент культури АЕС

Відповідно до вимог ОПБ, у всіх осіб і організацій, зайнятих в атомній енергетиці, культура безпеки повинна формуватися шляхом проведення необхідного підбора, навчання і підготовки персоналу.

(п.3.7 Загальні положення забезпечення безпеки атомних станцій, НП306.1.02/1.034-00)

Психологами ОНИЦ "Прогноз" розроблена схема структури професійної діяльності, рис. 8.9. Успішна професійна діяльність людини забезпечується за умови нормального, керованого функціонування наступних компонентів системи підготовки:

- " Блок мотиваційної регуляції.
- " Блок професійної компетентності.
- " Блок надійності виконання дій.

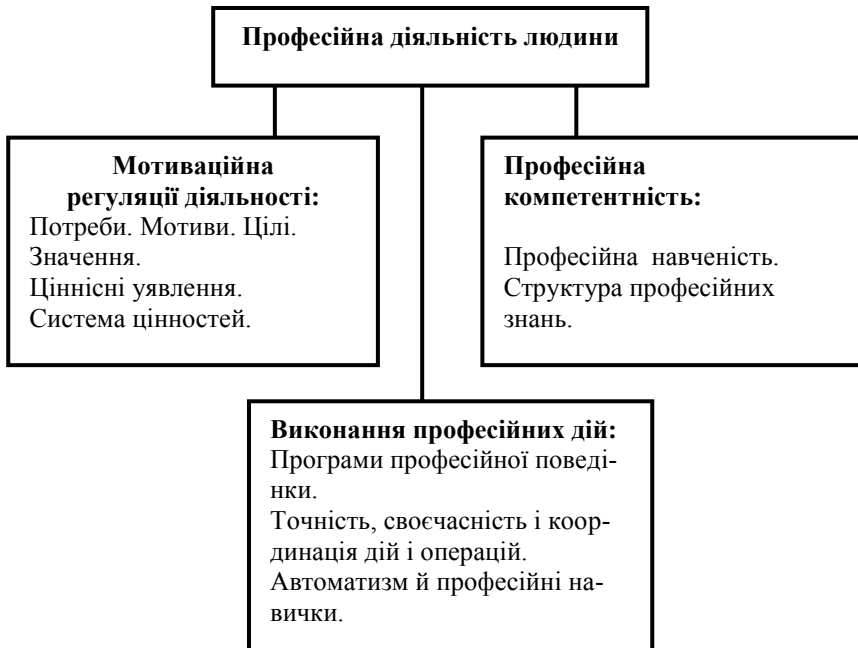


Рис. 8.9. Підготовка професійної діяльності

Блок забезпечення мотиваційної регуляції професійної діяльності містить у собі наступні базові компоненти:

- " формування культури безпеки;
- " психологічне забезпечення;
- " соціальна безпека.

Блок забезпечення професійної компетентності містить у собі базові компоненти забезпечення професійної підготовки персоналу:

- " система професійної підготовки персоналу АЕС;
- " методичне забезпечення професійної підготовки.

Блок забезпечення надійності виконання дій містить у собі підсистеми організації безпеки праці персоналу:

- " медичне забезпечення;
- " психофізіологічне забезпечення;
- " ергономічне забезпечення.

У принципі, всі складової цієї структури взаємозалежні, всі вони формуються в процесі підготовки персоналу. Такий розподіл необхідний для правильного розуміння завдань підготовки. Автоматизм дій при виконанні обов'язків оператора (кінцева мета) можливий при виконанні всіх елементів структури: достатнє ергономічне забезпечення, правильне медичне забезпечення, особливо на стадії профвідбору, цільове формування системи цінностей і мотивів поведінки, що особливо важливо при роботі в аварійних ситуаціях. Як ми вже відзначали в попередніх розділах, найбільше складно домогтися формування мотивів поведінки працівника відповідним принципам культури безпеки АС. Не менше значення при підготовці сучасних професіоналів АС мають і організаційних факторів, зовнішні фактори впливу в тому числі. Прикладом тому може служити діаграма рис.8.10 "Внески корінних причин неправильних дій персоналу в події на АЕС Росії в 2004 році", представлена на науковій конференції.

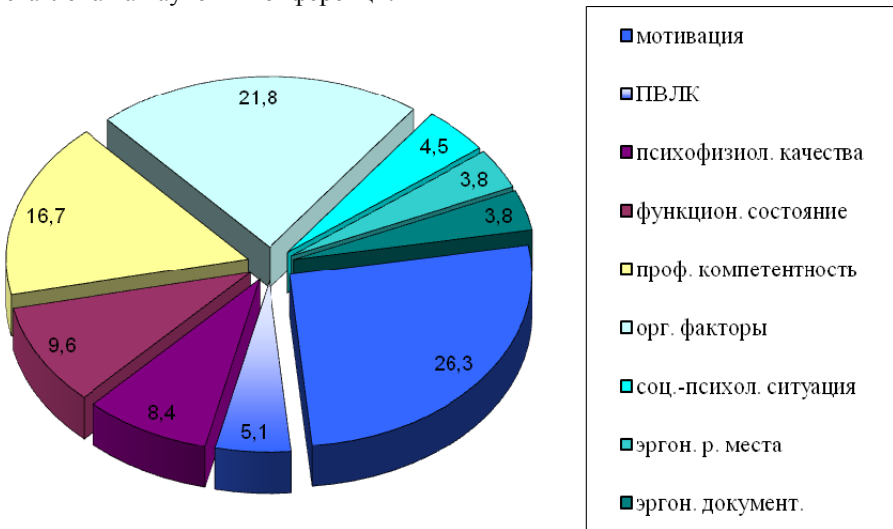


Рис. 8.10. Корінні причини людського чинника на АЕС Росії.

Мотивація, організаційні фактори й, як наслідок, недостатня професійна компетентність мають домінуючий внесок у корінні причини помилок, що відбулися.

8.8. Підготовка персоналу ДП НАЕК "Енергоатом"

Для виконання вимог ОПБ по формуванню культури безпеки в ДП НАЕК "Енергоатом" існує система підготовки персоналу, рис. 8.11.



Рис. 8.11. Підготовка персоналу АЕС.

Після закінчення вищого навчального закладу та проходження профвідбору молоді фахівці проходять навчання в УТЦ, які є підрозділами АЕС. В УТЦ проводиться також перепідготовка персоналу на нову посаду. Навчання промислово-виробничого персоналу АЕС в 2004-2006 роки. (первинна підготовка, підвищення та підтримка кваліфікації, перепідготовка, спеціальне навчання), представлено наступною таблицею.

Як бачимо, навчання на підприємствах АЕС має системний і плановий характер, виконується на основі розроблених учбово-методичних матеріалів, відповідно до типових програм підготовки певних посад оперативного персоналу АЕС і керівників. Для цього в УТЦ розроблені та побудовані повномасштабні тренажери (ПМТ), локальні і аналітичні тренажери, які дозволяють на основі моделювання за допомогою потужних комп'ютерних систем імітувати роботу РУ, турбіни, спрацьовування захистів і блокувань, окремих систем і блоку АЕС у цілому.

Підготовка персоналу	2004 р. (люд./курс.)		2005 р. (люд./курс.)		2006 р. (6 міс.) (люд./курс.)	
	План	Факт	План	Факт	План	Факт
Навчання в УТЦ	15280	15816	23248	24755	12980	15098
Навчання в підрозділах АЕС	9282	12575	9235	11014	8773	9240
Навчання в сторонніх організаціях	2135	1965	1734	1681	1193	991
Усього	26697	30356	34217	37450	22946	25329

Таким чином, при навчанні фахівців всіх категорій і рівнів, їм надається можливість поступового освоєння всіх технологічних операцій експлуатації АЕС під керівництвом досвідчених інструкторів. Тривалість навчання ліцензованого персоналу (операторів БЦУ, НСЦ) представлена в наступній таблиці 8.7.

Таблиця 8.7. Підготовка ліцензійного персоналу в ДП "НАЕК" "Енергоатом"

Підготовка на посаду	Навчання з відривом від виробництва (міс.)	Навчання на ПМТ (год.)	Стаж роботи до завершення навчання (міс.)
ВІУР	9-11	220	33-35
НСРЦ	5-6	220	49-53
ВІУБ ЗАЕС	11-12	116	50-58
НСБ/НСО з посади НС	РЦ – 14-16 ТЦ – 21-24 ЭЦ/ЦТАИ - 24-27	255	55-69

КУРС "КУЛЬТУРА БЕЗПЕКИ" є обов'язковою складовою частиною програм підготовки та програм підтримки кваліфікації і включає наступні теми:

- Основні положення та характеристики культури безпеки.
- Роль людського чинника в забезпеченні культури безпеки.
- Роль і місце даного фахівця в забезпеченні безпеки.
- Самооцінка персоналу.
- Забезпечення якості.

Цілком резонно, що наслідком добре організованої підготовки персоналу є зниження порушень на АЕС взагалі, рис. 8.12 і із причин провини персоналу зокрема.

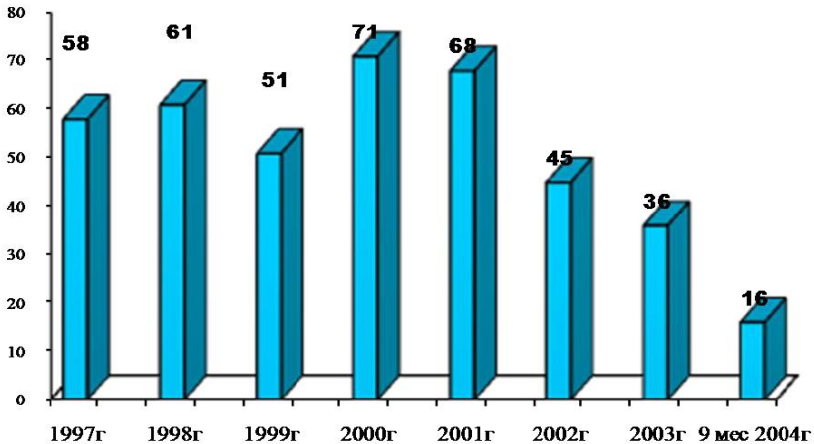


Рис. 8.12. Динаміка кількості порушень на АЕС (без ЧАЕС).

Зниження числа порушень у роботі АЕС досягнуто завдяки впровадженню комплексу заходів (у тому числі, виконанню програми модернізації та підвищенню безпеки, впровадженню заходів, запланованих в актах розслідування порушень, поліпшенню якості ремонту і техобслуговування, підвищенню якості навчання персоналу та впровадженню системи зворотного зв'язку з досвіду експлуатації).

Впродовж 2003 - 2004 років були усунені наступні причини порушень у роботі АЕС України (пов'язані з помилками персоналу):

- *Переоцінка персоналом своїх можливостей, відсутність консервативного підходу при виконанні робіт.*
- *Недоліки роботи адміністративно-технічного персоналу АЕС у частині організації експлуатації устаткування.*
- *Недостатність вжитих коригувальних заходів з усунення помилок в аналогічних порушеннях.*
- *Помилкові впливи на ключ аварійного захисту.*
- *Неприйняття своєчасних заходів щодо усунення дефектів і заміні устаткування.*

Незважаючи на прийняті в ДП НАЕК "Енергоатом" заходи ще не вдалося позбутися від помилок персоналу, що призводить до порушень у роботі АЕС.

Характерні причини помилок персоналу - приклади порушень, пов'язаних з помилками персоналу (2004 рік):

1. Недостатня пильність (неуважність) персоналу на робочому місці (за класифікацією ЕО):

- 24.03.2004 - з/блок №1 ХАЕС "Відключення енергоблоку від мережі захистом від ушкодження генератора із наступною зупинкою реакторної установки по факту відключення двох ТПН".
- Відключення ТПН-1,2 захистом від підвищення тиску в конденсаторах ТПН - 1,2. Персонал не зміг вчасно виявити та усунути причину підвищення тиску в конденсаторах турбіни ТПН.
- 31.05.2004 з/блок №1 ХАЕС "Спрацьовування 1-го каналу системи аварійного енергопостачання по прямому призначенню з наступним запуском механізмів 1 каналу безпеки по східчастому пуску через втрату енергоживлення секції ІВА".
- Помилка ремонтного персоналу при виконанні вимірів у ланцюгах РЗА та неуважності НСЭЦ при оцінюванні показань приладів і сигналізації на панелях БЦУ-1 при виконанні перемикань.
- 13.06.2004 з/блок №1 ХАЭС "Розвантаження енергоблоку №1 по факту відключення двох ГЦН захистом по зниженню масла в ГУП через помилку персоналу". Неуважність персоналу при перевірці ТЗІВ.

2. Помилки персоналу при виконанні перемикань:

- 13.03.2004 з/блок №2 ЮУАЕС "Відключення енергоблоку №2 від мережі вимикачем 330 кВ В-82" через невмотивовані помилкові дії оперативного персоналу при виконанні оперативних перемикань: - переведення у положення "Ремонт" ключа SAN "Режим роботи" вимикача В-82, встановленого на панелі 110Р у релейному залі БВС-330кВ.
- 12.01.2004 з/блок №2 ЮУАЕС "Розвантаження енергоблоку №2 через відключення конденсатного насоса II ступеню RM23D01 при заміні блоку БАР схеми керування конденсатними насосами II ступеню". (випадкове натискання на кнопку "Откл." блоку БУД КЭН).

Основні причини помилок персоналу в 2003 році:

1. Неприйняття достатніх заходів адміністративно-технічним персоналом АЕС по запобіганню порушень (своєчасній заміні встаткування) - 3 порушення.
2. Недоліки роботи адміністративно-технічного персоналу АЕС - 3 порушення.
3. Низька культура виробництва при виконанні робіт персоналом АЕС - 2 порушення.
4. Недостатня кваліфікація, підготовленість персоналу й недостатність вжитих коригувальних заходів по усуненню помилок в аналогічних порушеннях - 2 порушення.
5. Недостатня уважність персоналу на робочому місці - 4 порушення.
6. Неприйняття своєчасних заходів посадовими особами адміністративно-технічного персоналу для своєчасного впровадження заходів щодо попередніх аналогічних подій - 1 порушення.

За результатами аналізу досвіду експлуатації в УТЦ постійно проводиться навчання персоналу тому, що існуюча система експлуатації АЕС базується в першу чергу на високому рівні кваліфікації персоналу.

Невідповідність кваліфікації та психофізичного стану персоналу встановленим вимогам, на думку міжнародних експертів, є найчастіше основними причинами порушень, що відбуваються. При підготовці персоналу велика увага приділяється засвоєнню як помилок персоналу, що призвели до порушень або до їхнього розвитку так і позитивного досвіду щодо запобігання переходу позаштатних ситуацій на АЕС у порушення нормальної експлуатації.

8.9. Рекомендації МАГАТЕ по врахуванню людського чинника у ймовірнісних моделях

Методика МАГАТЕ рекомендує в дослідженні ІАБ приводити початкову інформацію щодо аналізу надійності персоналу на даній АЕС і матеріали аналізу. Безумовно, така інформація корисна на всіх етапах професійної підготовки персоналу.

Інформація про аналіз надійності персоналу є частиною основного звіту по ІАБ. Ця інформація відноситься до початкових даних, методів і результатів аналізу. Вона повинна включати в себе:

- короткий виклад процедур випробувань і технічного обслуговування з вказівкою потенційних помилок, пов'язаних з приведенням систем і елементів в робочий стан по закінченню випробувань і технічного обслуговування;
- короткий виклад аварійних процедур, що відносяться до спеціальних процедур для конкретних аварійних послідовностей і що трактують дії персоналу в аварійних умовах;
- короткий виклад адміністративних процедур, що описують систему адміністративного управління станцією;
- перелік потенційно істотних помилок персоналу, включаючи помилки приведення систем в робочий стан після випробувань і технічного обслуговування та помилки персоналу при діях в аварійних ситуаціях;
- опис моделей, методів кількісного аналізу і оцінок верхнього рівня ймовірностей помилкових дій для кожної помилки, включеної до переліку;
- характеристики помилок, які оцінені як істотні для аналізу;
- опис аналізу задач, проведеного для цих помилок;
- детальний опис моделей і методів, використаних в цьому аналізі і оцінки ймовірностей максимальної правдоподібності (best estimate probabilities) для відповідних помилок персоналу;
- перелік відновлювальних дій, пов'язаних з подіями відмов, які (відмови) можна усунути і які відбуваються не з вини персоналу (відмови елементів тощо);

- детальний опис моделей і методів, використаних в аналізі ймовірностей відновлювальних дій, а також відповідна початкова інформація (критичні часи, місця виконання відновних дій тощо).

Необхідно розглянути кожну подію з помилкою персоналу, відібрану для поглибленого опрацювання. При цьому потрібно описати кожну дію, яка підлягає виконанню в ході відповідної аварійної послідовності. Цей розгляд має не тільки описувати подію, але й інформацію, доступну оператору, відповідні чинники, що впливають на його стан, рівень залежності та іншу доречну в моделі інформацію. Відображається така інформація:

- визначення події в дереві відмов відповідно її значенню;
- мета дій персоналу;
- момент часу, в який дія необхідна або можлива (відносно початкової події або іншим подібним чином);
- час, необхідний для виконання дії;
- письмові процедури, що описують дію;
- можливість для персоналу визначити необхідність дії (по показниках приладів, табло, сигналах захисту реактора або якимось інакше);
- можливі зв'язки з іншими функціональними елементами в межах моделі (дерева відмов);
- категорія персоналу, який повинен виконати дії;
- засоби і інструменти, необхідні в процесі виконання дій;
- потенційні види помилок;
- можливі шляхи виправлення цих помилок.

Приведені вимоги цілком відповідають методикам, суть яких викладена в розділі. Процедура аналізу не повинна викликати принципових питань, за винятком питань адаптації довідникових даних. Довідникові дані по врахуванню деяких чинників, що впливають на поведінку оператора, можна знайти і в інших посібниках, наприклад, в методиці [53]. Методики, що приведені в посібнику, в порівнянні із методикою [53], на думку авторів є переважаючими, але нормативна документація з даного питання ще не розроблена.

8.10. Заключні положення

При роботі зі складними системами, що мають взаємозалежні підсистеми, які видають великі масиви даних, існує висока ймовірність здійснення помилки. Безпечний проект є "дружнім до оператора" і націлений на врахування помилок людини. Для запобігання помилок людини або обмеження їх наслідків використовуються фізичні або адміністративні бар'єри. На рівні інтерфейсу користувача (де існує відносно висока ймовірність здійснення помилки) інформація повинна представлятися операторові таким чином, щоб забезпечувалися керуваність і достатній час для прийняття рішень і заходів.

Безпечний проект націлений також на сприяння прийняттю оператором відповідних заходів із належним врахуванням наявного часу, психологічних

вимог ситуації та фізичного оточення. Необхідність якнайшвидшого втручання оператора повинна бути зведена до мінімуму. У тих випадках, коли потрібне прийняття оперативних мір, вони повинні здійснюватися автоматично. Якщо виникає потреба керування станцією вручну, то має бути забезпечений доступ до устаткування з врахуванням всіх прогнозованих умов навколишнього середовища.

Людський чинник - це комплекс знань про людей у тому середовищі, у якому вони живуть і працюють. Дослідження ЛЧ передбачає прогнозування можливостей людських помилок і їхніх границь для практичного застосування можливостей людини при конструкторських розробках машин і механізмів, оптимізації діяльності людини, метою якої є безпека та ефективність при керуванні технічними системами. ЛЧ є міждисциплінарною областю, що охоплює безліч дисциплін. Психологія являє собою одне з важливих джерел знань, які необхідні для розуміння того, як люди сприймають інформацію й приймають рішення; антропометрія та біомеханіка несуть інформацію про параметри і рухові характеристики людського тіла, що є визначальними при проектуванні робочого місця та розташованого там устаткування. Так само біологія і її суміжна дисципліна хронобіологія необхідні для розуміння біоритмів, які впливають на працездатність людини. Статистичні дослідження помилок і поведінки операторів необхідні для визначення ймовірностей помилок.

Роботи з проблем ЛЧ спрямовані на рішення суцільно практичних завдань. Концептуальні взаємини цієї роботи з науками про людину можна зрівняти з відносинами між конструкторською, тобто прикладною діяльністю і природними, теоретичними, науками. Подібно тому, як технічні прикладні науки зв'язують природничі науки із прикладними областями їхнього застосування, зростає число методологій і методів в області ЛЧ. Надзвичайно важливо, щоб усі, хто причетний до експлуатації в межах ергатичних систем, у яких однієї з функціональних складових є людина, усвідомили, що як би рішучими не були спроби запобігти помилкам людини, цілком позбутися їх неможливо. Жодна людина, будь то конструктор, інженер, робітник, службовець, керівник і, звичайно, оператор не може постійно бездоганно виконувати свої функції. Крім того, те, що можна вважати відмінним виконанням обов'язків при одних обставин, може виявитися неприйнятним при інших. Матеріали Міжнародної організації цивільної авіації (ІКАО) містять вказівки, відповідно до яких, людей необхідно сприймати такими, якими вони є. Бажати щоб вони стали внутрішньо "кращими" або "іншими" безглуздо, якщо не підкріплювати такі бажання рекомендаціями як виправити положення, що у свою чергу повинне доповнюватися рекомендаціями з удосконалення конструкцій, підготовки, навчання, придбанням більшого досвіду тощо, з метою позитивного впливу на відповідні аспекти людської діяльності.

Підготовка в області ЛЧ несе величезний вигравш у майбутній професійній діяльності фахівця. Бажано, щоб студенти не сприймали підготовку в сфері ЛЧ, як чисто академічний, схоластичний курс, що не має практичного

значення.

Проблеми ЛЧ найбільш ґрунтовно розроблялися в областях високих технологій, де виникнення надзвичайних ситуацій, випадків і інцидентів має тяжкі наслідки, насамперед в авіації та атомній енергетиці. Оскільки безпека є обов'язковою метою в авіації, логічним засобом її досягнення стало поширення відповідних знань із проблем ЛЧ у цій області. Починаючи з 1989 року Міжнародна організація цивільної авіації регулярно видає "Циркуляр ІКАО. Людський чинник". Методологія врахування ЛЧ універсальна, що дає можливість застосовувати її в різних сферах господарської діяльності, таких як конструкторські роботи, розслідування випадків і інцидентів на виробництві, у побуті, навколишньому середовищі, оптимізації технологічних, виробничих інструкцій, програм підготовки персоналу тощо. Показово, що розроблені для авіації концепції врахування ЛЧ одержали визнання в США при вирішенні проблем безпеки в атомній промисловості. Досвід і практика безпеки ядерної енергетики та авіації надалі екстрапольовані, перенесені в інші області (безпеки) людської діяльності.

У свій час Федеральне авіаційне управління США заявило, що воно витратило більше 50 років на створення техніки, що цілком безпечна, а зараз прийшов час попрацювати з людьми. Ця заява створила основу для оцінки необхідності врахування ЛЧ для галузі. У нашій державі ці роботи ще не проводяться. Показово, що коли нам потрібна консультація з правових питань, ми звертаємося до кваліфікованого юриста або наймаємо кваліфікованого будівельника для спорудження будинку, при необхідності медичного діагностування йдемо до лікаря. Однак, при підході до проблем ЛЧ допускається інтуїтивний і, у ряді випадків, поверхневий підхід, навіть якщо від їхнього рішення залежить життя багатьох людей. Результатом прояву ЛЧ стала і техногенна Чорнобильська катастрофа. Трагедія у Львові (Скнилів), аварії під час сертифікаційних випробувань лідерів світової авіації українських АН-70 і АН-140 відбулися з цієї ж причини. Причому не тільки помилки пілотів, а й організаторів, керівників польотів. У практиці пілота, що під час сертифікаційних випробувань посадив АН-140 на злітно-посадочну смугу та зламав шасі літака, це вже був третій подібний випадок. Керівництво надзвичайно важливих для України польотів, від яких залежала подальша доля сучасної, зробленої, майже на 100 відсотків безпечної машини, довірило штурвал людині з небездоганними професійними якостями. Запис розмов пілотів над аеродромом у Скниліві свідчить, що керівники польотів не забезпечили необхідну їхню підготовку.

Дослідженнями причин Чорнобиля доведено, що катастрофа обов'язково повинна була відбутися при обставинах, які склалися, з причин недосконаліт та хибної програми випробувань, які проводилися на 4 блоці, конструкції РУ, процедури та підготовки операторів.

Фахівці ІКАО стверджують, що багаторічний досвід або тисячі польотних годин можуть виявитися несуттєвими або зовсім марними з погляду проблем галузі, рішення яких можливо лише при глибокому розумінні ЛЧ. Розуміння

ЛЧ особливо важливо тому, що кожні три із чотирьох авіаційних пригод є результатом функціональних помилок, які зроблені здоровими досить кваліфікованими операторами. Причини таких помилок можуть бути пов'язані з конструктивними недоліками обладнання, робочого місця або недосконалістю невідпрацьованих технологічних процедур, а також з погрішностями в підготовці або в інструктажі перед початком експлуатації. Але якими б не були причини, центральним фактором є людська діяльність, поведінка та границі можливостей людини. Витрати роботи, фінансів, матеріалів для ОПН зросли настільки, що імпровізований або інтуїтивний підхід до рішення проблем ЛЧ більше неприпустимий. Для корінного зменшення надзвичайних ситуацій відносини до проблем ЛЧ повинні бути більш відповідальними. Сам ЛЧ повинен вивчатися більш глибоко, а накопичені знання застосовуватися ширше. Поширення інформації про ЛЧ дає найбільш діючу можливість зробити діяльність людини та суспільства більш безпечною і ефективною.

Висновок.

Ознайомлення із кращою світовою практикою (КСП) удосконалювання культури безпеки дозволяє прийти до наступного висновку: основою постійних поліпшень є п'ять основних принципів:

1. Навіть кращі фахівці роблять помилки.
2. Ситуації, чреваті помилками, передбачувані, керовані й попереджувальні.
3. Поведінка людини визначається організаційними процесами й цінностями.
4. Найвища ефективність роботи досягається завдяки заохоченню й підтримці.
5. Порушень можна уникнути, якщо розібратися в причинах помилок і впровадити отримані уроки.

Питання для самоконтролю.

1. Перелічіть категорії помилок персоналу.
2. Назвіть корінні причини помилок персоналу АЕС.
3. Поясніть вплив помилок людини на можливість виникнення аварії.
4. Приведіть основні визначення й вимоги нормативної документації в сфері людського чинника.
5. Концептуальна модель людського чинника.
6. Стан проблеми дослідження людського чинника.
7. Методики аналізу й обліку людського чинника.
8. Підготовка персоналу - основний елемент культури безпеки.
9. Стан підготовки персоналу ДП НАЕК "Енергоатом".

РОЗДІЛ 9. ДОКУМЕНТАЛЬНА ОСНОВА КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ

Будь-яка країна, де експлуатуються ядерні установки, повинна створити юридичну основу для регулювання використання ядерних технологій. Ці закони поширюються на станцію і устаткування, матеріали та персонал. Існує також чіткий розподіл обов'язків щодо забезпечення ядерної безпеки в цілому ряді областей, таких, як виробництво електроенергії, медицина та наукові дослідження.

Уряд відповідає за прийняття необхідних законів. В рамках цієї юридичної основи експлуатуюча організація, що може являти собою енергетичну компанію або науково-дослідний інститут, несе основну відповідальність за забезпечення ядерної безпеки.

Крім того, законом встановлюється регулюючий орган (РО), відповідальний за інспекційну роботу та забезпечення дотримання юридичних вимог, прийнятих на національному рівні.

9.1. Роль МАГАТЕ

МАГАТЕ виконує дві стосовні щодо безпеки функції, які викладені в його Уставі (статті III.A.6). Ними є:

- розробка та прийняття норм безпеки для охорони здоров'я від впливу випромінювання;

- забезпечення застосування цих норм на прохання держави-члена.

МАГАТЕ вживає значні зусилля щодо здійснення в усьому світі діяльності, пов'язаної із забезпеченням ядерної безпеки, шляхом:

- сприяння розробці міжнародних правових угод;

- розробки норм безпеки, що відображають міжнародний консенсус з цього питання;

- надання в міжнародних масштабах послуг експертів з розгляду та забезпеченню безпеки, а також підготовки кадрів;

- стимулювання наукових досліджень, технічного співробітництва та обміну інформацією.

МАГАТЕ розробило всеосяжний комплекс норм безпеки в областях ядерної енергії, радіаційного захисту, обігу з радіоактивними відходами та перевезення радіоактивних матеріалів. Найчастіше це здійснювалося разом з іншими міжнародними організаціями. Ці норми періодично обновляються, для того, щоб забезпечити їхню актуальність як керівних матеріалів з застосування сучасних методів щодо досягнення високого рівня безпеки.

Прагнучи забезпечити застосування своїх норм безпеки, МАГАТЕ за запитах персоналу АЕС і дослідницьких реакторів робить послуги з розгляду питань безпеки та надання відповідних консультацій. Головним елементом цих послуг є відрядження з метою незалежного авторитетного розгляду, проведеного міжнародними експертами, які надають об'єктивні консультації на основі норм безпеки МАГАТЕ та зразкової міжнародної практики в таких

областях, як законодавство і державна інфраструктура, проектування і експлуатація АЕС та дослідницьких реакторів, а також різні оцінки безпеки. Щорічно МАГАТЕ проводить близько 50 відряджень з розгляду питань безпеки в різних областях безпеки ядерних установок.

9.2. Перелік основних документів з Культури безпеки

Вважається, що на станції є висока культура безпеки, коли характерні риси організації та поведінка окремих працівників орієнтовані на забезпечення захисту і безпеки. Керування безпекою і культура безпеки взаємозалежні та невіддільні друг від друга. Все те, що робить або не робить керівництво, позначається на безпеці. Для ефективного керування безпекою повинен застосовуватися системний підхід. У той же час, як і завжди присутній людський чинник та ймовірність здійснення помилки людиною, і тому обидві ці обставини варто брати до уваги. Керівники повинні знати, яким чином їхній підхід впливає на поведінку окремих працівників і колективу.

Сутність Культури безпеки складається в досягненні того, щоб найпильніша увага до безпеки приділялося і організаціям, і окремими особами. Термін "Культура безпеки" був уведений МКГЯБ в "Підсумковій доповіді про нараду з розгляду причин і наслідків аварії в Чорнобилі" [31]. У наступній доповіді, "Основні принципи безпеки атомних електростанцій", згадується звичайно як документ INSAG-3 [20], Культура безпеки була висвітлена як фундаментальний управлінський принцип. Доповідь (INSAG-4) є реакцією на зауваження, отримані після публікації документа INSAG-3, у якій пропонувалося так представити та визначити концепцію Культури безпеки, щоб її ефективність можна було підтвердити конкретними прикладами.

Принципи Культури безпеки, сформовані та схвалені країнами-учасниками МАГАТЕ, стали невід'ємної складової організації експлуатації атомних станцій в усьому світі, у тому числі і в Україні. Це обумовлено чинним законодавством, правовими та нормативними актами, а також міжнародними стандартами з безпеки.

Перелік основних документів [32-41] і їхня коротка анотація наведені в таблиці:

Найменування документа	Статус документа	Характер документа	Коротка анотація
Конституція України (прийнята 28 червня 1996 р.)	Державний	Законодавчо-правовий	Ст.16 повідомляє обов'язком держави "забезпечення екологічної безпеки й підтримка екологічної рівноваги на території України". Ст.50 проголошує, що "кожний має право на безпечну для життя й здоров'я навколишнє середовище й на компенсацію заподіяної шкоди при порушенні цього права".
Конвенція про ядерну безпеку (підписана в 1994 р., ратифікована 17 грудня 1997 р.)	Міждержавний	Міжнародно-правовий	Підтверджує прихильність принципам ядерної безпеки на державному рівні. Ст.10 зобов'язує: "щоб всі організації, що займаються діяльністю безпосередньо пов'язаною з ядерними установками, проводили політикові, у якій ядерної безпеки приділяється найвищий пріоритет. Конвенція ставить за обов'язок учасникам підготувати доповіді про виконання своїх зобов'язань і представляти ці документи для "незалежного авторитетного розгляду" всіма країнами в рамках проведених кожні три роки нарад договірних сторін.
Загальні положення безпеки атомних станцій. ОПБ-88	Міждержавний	Нормативний	Перший у СРСР документ, що встановив основні критерії, вимоги й умови забезпечення безпеки АЕС, а також основні принципи та характер технічних і організаційних мір, спрямованих на досягнення безпеки. Став першим документом, де уведені визначення "культури безпеки", уведені європейські методи аналізу безпеки. З 1991 р. став міждержавним, на основі якого був розроблений аналогічний документ України: НП 306.1.02/1.034-2000
Закон України "Про використання ядерної енергії й радіаційної безпеки" (прийнятий 8 лютого 1995 р.)	Державний	Законодавчий	Визначає, що основними принципами державної політики в сфері використання ядерної енергії й радіаційного захисту є: – "пріоритет захисту людини та навколишнього природного середовища від впливу іонізуючого випромінювання"; – "забезпечення захисту під час використання ядерної енергії"; – "заборона якої-небудь діяльності, пов'язаної з іонізуючим випромінюванням, якщо користі від такої діяльності менше, ніж від нанесеного нею збитку".
НП 306.1.02/1.034-2000 Загальні положення забезпечення безпеки атомних станцій	Державний	Нормативний	Установлює основні критерії, вимоги й умови забезпечення безпеки АЕС, а також основні принципи й характер технічних і організаційних мір, спрямованих на досягнення безпеки.
Доповідь 75-INSAG-3 "Основні принципи безпеки атомних електричних станцій", 1988 р.	Міжнародний	Рекомендаційний	Розглядає концепцію цілей безпеки й використання імовірнісної оцінки безпеки. Обговорюються цільові показники надійності систем безпеки. Вирішальною є концепція культури безпеки.

Доповідь 75-INSAG-4 "Культура безпеки", 1991 р.	Міжнародний	Рекомендаційний	Розкриває концепцію Культури безпеки стосовно до організацій і окремих осіб, зайнятих діяльністю в області ядерної енергетики, і представляє основу для судження про ефективність культури безпеки в конкретних випадках з метою визначення можливих удосконалень.
Керівництво ASCOT, 1994 р.	Міжнародний	Інформаційний	Описує підхід, використовуваний при проведенні місії ASCOT. Призначено для оцінки культури безпеки в організаціях на основі індикаторів
Доповідь INSAG-12 "Основні принципи безпеки атомних електричних станцій", 1999 р.	Міжнародний	Рекомендаційний	Розглядає концепцію цілей безпеки й використання імовірнісної оцінки безпеки. Обговорюються цільові показники надійності систем безпеки. Вирішальною є концепція культури безпеки.
Доповідь INSAG-13 "Керування експлуатаційною безпекою АЕС", 1999 р.	Міжнародний	Рекомендаційний	Розглядає структуру керування безпекою, необхідну організаціям для підвищення рівня культури безпеки
Доклад № 11. «Развитие Культуры безопасности в ядерной деятельности», 2000 г.	Міжнародний	Рекомендаційний	Доповнює INSAG-4, описуючи практичні підходи, що показали свою цінність при впровадженні й підтримці здорової культури безпеки
Доповідь INSAG-15 "Основні практичні проблеми зміцнення Культури безпеки", 2002 р.	Міжнародний	Рекомендаційний	Описує істотні практичні проблеми, які повинні розглядатися організаціями, що прагнуть підвищити культуру безпеки.
IAEA-TECDOC-1329 Safety culture in nuclear installations Культура безпеки ядерних установок	Міжнародний	Рекомендаційний	Guidance for use in the enhancement of safety culture. Руківодство для використання в розповсюдженні культури безпеки
Керівництво з систем управління охороною праці. MOT – CYOT 2001.ILO – OSH 2001.	Міжнародний	Рекомендаційний	Керівництво з систем управління охороною праці. Розглядається поширення принципів культури безпеки на всі сфері виробничої діяльності.
IAEA-TECDOC-860. Вказівки по організації самооцінки культури безпеки й проведенні місії Групи оцінки культури безпеки в організаціях: відредатовані вказівки ASCOT видання 1996 р.	Міжнародний	Рекомендаційний	Вказівки з організації самооцінки культури безпеки й проведення місії Групи оцінки культури безпеки в організаціях: відредатовані вказівки ASCOT видання 1996 р.
IAEA-TECDOC-1321 Самооценка культуры безопасности на ядерных установках. Основные моменты и надлежащая практика	Міжнародний	Рекомендаційний	Методичний посібник із проведення самооцінки культури безпеки на ядерних установках.
ГКД34.20.507-2003 Технічна експлуатація електричних станцій і мереж. Правила	Державний	Нормативний	Установлюють основні організаційні й технічні вимоги до безпечної, надійної й економічної експлуатації устаткування й об'єктів енергетики.
Общие положения безопасности атомных станций (ОПБ-2008) НП 306.2.141-2008	Державний	Нормативний	Установлюють цілі й критерії безпеки атомних станцій, а також основні технічні й організаційні міри, спрямовані на їхню реалізацію, захист персоналу атомних станцій, населення й навколишнього природного середовища від можливого радіаційного впливу. Базуються на вимогах законодавства України.

Документальна основа безпеки, культури безпеки в тому числі, постійно розвивається, документи вдосконалюються, у них вносяться зміни з досвіду

експлуатації, удосконалюванню конструкцій і процедур, поліпшенню підготовки персоналу. Характерним прикладом може служити розробка ОПБ-88, як реакції на Чорнобиль. У порівнянні з попередньою версією документа норми та правила одержали подальший розвиток, уперше у відповідність із європейськими нормами були введені наступні терміни, поняття і процедури:

- Тяжка запроектна аварія - аналіз сценарію для визначення мір управління та ослаблення наслідків.

- Проектні аварії - кількість сценаріїв обмежується принципом одиничної відмови. Запроектні аварії - обмеження знімається.

- Імовірнісний аналіз безпеки. Цільові орієнтири прийнятності подій - ступінь довіри до рішень, прийнятим у проекті АЕС.

- Системи та елементи, важливі для безпеки - всі системи і елементи (поняття елемент введений уперше), відмови яких порушують нормальну експлуатацію, і можуть привести до проектної або, при накладенні інших відмов, до запроектних аварій.

- Класифікація по впливу систем і елементів на безпеку - визначає вимоги якості, що застосовуються.

- Спеціальні норми та правила безпеки (термін уведений в ОПБ - 73) - нормативні документи, затверджені Регулятором або допущені ним до застосування.

- Культура безпеки.

Далі, відповідно до міжнародних принципів, відбувся розподіл відповідальності між Регулюючим органом (РО) і Експлуатуючою організацією (ЕО), був впроваджений принцип повної відповідальності ЕО за безпеку АЕС, а РО одержала функції контролю та інспекцій безпеки. Експлуатуюча організація зобов'язана одержувати дозвіл РО на відповідну діяльність. Відповідальність ЕО не послабляється у зв'язку з діяльністю проєктантів, поставальників і регуляторів. Ці й інші сучасні принципи та особливості національної галузі ядерної енергетики знаходять висвітлення в сучасних нормативних документах України, зокрема, в 2008 році були розроблені *загальні положення безпеки* АЕС України - ОПБ 2008 [121].

Загальні положення безпеки атомних станцій базуються на вимогах законодавства України, враховують рекомендації Міжнародного агентства по атомній енергії та Міжнародної групи радників при МАГАТЕ з безпеки ядерних установок при Міжнародному агентстві по атомній енергії, а також вітчизняний і закордонний досвід безпечної експлуатації АС. Загальні положення обов'язкові для всіх юридичних і фізичних осіб, що здійснюють або планують діяльність, пов'язану з розміщенням, проектуванням, будівництвом, введенням в експлуатацію, експлуатацією та зняттям з експлуатації атомних станцій, а також з конструюванням, виготовленням і поставкою елементів для них.

Культура безпеки в документі представлена як один з фундаментальних принципів управління безпекою. ОПБ-2008 відображають також особливості

нормативної бази України, але в більш явному вигляді ці особливості сформульовані одним із провідних спеціалістів атомної галузі України Штейнбергом Н.О. у тексті його доповіді на міжнародній конференції [42].

9.3. Стан нормативної бази України з ядерної та радіаційної безпеки

9.3.1. Особливості нормативної бази України

Першою та головною особливістю є те, що Україна не розроблювач реакторної технології. У будь-якому варіанті розвитку ядерної енергетики будуть використовуватися реакторні установки, створені на основі закордонної нормативної бази - це серйозна проблема. Тому повинна бути сформульована зрозуміла, заснована на міжнародній нормативній базі, політика регулюючого органа щодо цього питання [42]. Невизначеність нормативної бази створюють ризики, які заважають розвитку атомної галузі України.

Другою особливістю є загальна проблема нормативної бази ядерного регулювання України. Підтримувати "радянську" нормативну базу РО не може в силу різних уже названих причин (більше 150 документів), але й створювати подібну радянської національну нормативну систему складно. Тобто, на думку провідного спеціаліста з атомної енергетики, нормативна база РО повинна обмежуватися рівнем основних принципів і критеріїв, вимог до порядку обґрунтування безпеки та її забезпечень. Все інше - рівень промислових стандартів, область гарантії якості. Це обов'язок ЕО, що повинна забезпечити проектування, будівництво та експлуатацію ЯУ у відповідність вищим вимогам якості. Це дозволяє обґрунтувати безпеку ядерних установок України, намітити шляхи подальшого вдосконалювання нормативної бази.

9.3.2. Розвиток регулюючих правил та настанов України

Україна успадкувала від СРСР приписуючу регуляторну систему. Для Регулятора існує необхідність переходу з приписуючого регулювання на менш приписуюче та більш засноване на діяльності регулювання. В цьому процесі Регулятор широко застосовує норми МАГАТЕ з безпеки та контрольні рівні з ядерної безпеки WENRA.

Регулюючий орган має забезпечувати умови, щоб експлуатуюча організація виконувала вимоги законів, норм та правил й дотримувалася обмежень встановлених цими законами, нормами та правилами. При цьому регулюючий орган не повинен надмірно обмежувати свободу дій експлуатуючої організації. Досвід показує, що один з найкращих шляхів забезпечення виконання цих двох вимог полягає в тому, що регулюючий орган повинен застосовувати заснований на діяльності (реагуванні), а не приписуючи підхід. При використанні заснованого на діяльності підходу експлуатуюча організація формулює плани, заявки й пропозиції, і регулюючий орган оцінює їх та на основі діючих критеріїв безпеки визначає ступінь їхньої прийнятності.

Нормотворча діяльність Регулятора

На державному рівні Регулятор бере участь у роботі так званих робочих груп, що займаються розробкою законів, які будуть обговорюватись у Парламенті. Процедура розроблення регулюючих положень та настанов на рівні Регулятора запроваджується внутрішнім наказом Регулятора та підтримується “Посібником з Якості для законотворчої діяльності”. У розробці документів беруть участь співробітники Регулятора, організації технічної підтримки (Державний Науково-Технічний Центр з Ядерної та Радіаційної Безпеки – ДНТЦ-ЯРБ), інші організацій або у комбінації вищевказаних представників.

Розробка регулюючих правил та настанов є одним із видів діяльності Регулятора, що на даний час вимагає багато ресурсів та зусиль. Керівництво Регулятора надає належний пріоритет цієї діяльності, проте, у деяких випадках пріоритети розробки конкретних регулюючих положень або настанов визначені не належним чином. Визначення пріоритетів документів, що повинні бути розроблені по кожному напрямку: ядерна безпека, радіаційна безпека та РАВ може допомогти в посиленні ефективності правилотворчого процесу в Регуляторі.

Кількість чинних документів є дуже великою, тому не виключається ймовірність дублювання. Складається враження (на 2010 р.), що управління взаємоув'язаності, забезпеченням послідовності та виконанням може бути проблематичним.

9.4. Нова структура стандартів МАГАТЕ з безпеки

У травні 2009 р. на інтернет-сайті МАГАТЕ була опублікована нова структура стандартів МАГАТЕ з безпеки. Стандарти МАГАТЕ відображають найкращий досвід і практику країн, що використовують атомну енергію, і, головним чином, призначені для підтримки формування відповідної національної нормативної бази. Стандарти МАГАТЕ постійно поліпшуються, удосконалюється їхня структура. Діюча в цей час система стандартів, відноситься до Safety Standard Series (серія стандартів з безпеки, далі - SSS) розробляється з 1996 р. Основна мета цієї розробки - охопити всі види установок і діяльності на основі загального підходу, оскільки в попередніх серіях стандарти для окремих видів установок і діяльності розроблялися, в основному, ізольовано.

Класична піраміда нової структури стандартів МАГАТЕ представлена на рис.9.1. Нагорі піраміди знаходяться основи безпеки (Safety Fundamentals, SF), які, як відзначалося вище, установлюють цілі й принципи безпеки. Далі впливають загальні вимоги з безпеки (General Safety Requirements, GSR), пропонувані до всіх установок і діяльності. Потім ідуть конкретні вимоги з безпеки (Specific Safety Requirements, SSR), застосовні до конкретних установок і діяльності. Закривають піраміду загальні посібники з безпеки (General Safety Guides, GSG), які призначені для всіх установок і діяльності, і конкретні посібники з безпеки (Specific Safety Guides, SSG), застосовні до конкретних установок і діяльності.

Розробка вимог з безпеки

Загальні вимоги з безпеки охоплюють сім тем:

- урядова, законодавча й регулююча основа безпеки;
- керівництво й керування з метою безпеки;
- радіаційний захист і безпека радіаційних джерел;
- обіг з радіоактивними відходами перед похованням;
- оцінка безпеки для установок і діяльності;
- виведення з експлуатації й припинення діяльності;
- аварійна готовність і реагування.

У попередній серії стандартів загальними вимогами охоплювалися тільки чотири теми.

Конкретні вимоги з безпеки охоплюють наступні шість тем:

- оцінка площадки для ядерних установок;
- безпека атомних електростанцій, проектування й експлуатація;
- безпека дослідницьких реакторів;
- безпека установок ядерного паливного циклу;
- безпека установок поховання радіоактивних відходів;
- безпека транспортування радіоактивних матеріалів.

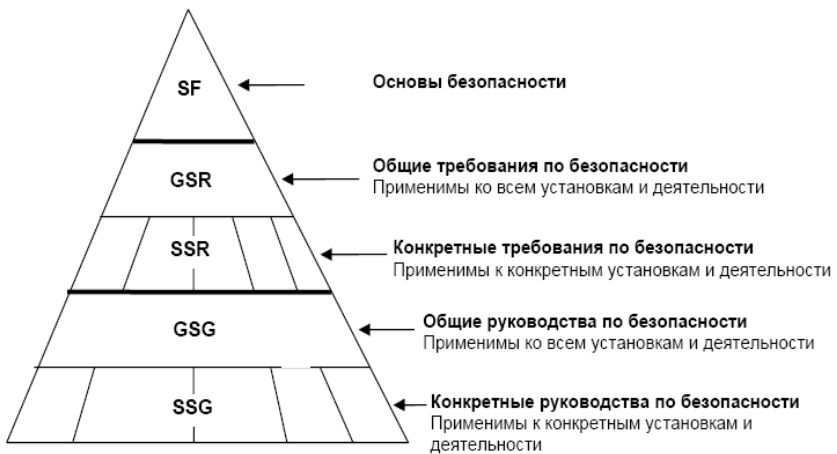


Рис. 9.1. Піраміда стандартів з безпеки МАГАТЕ.

Докладна інформація про стандарти, що містить вимоги, наведена на офіційній інтернет сторінці МАГАТЕ. Так само, як і для стандартів, що містять керівництва, для кожного стандарту зазначена область його поширення на види установок і діяльності. Для цього використані скорочення їхніх оригінальних найменувань:

- NPP - Nuclear Power Plants (атомні електростанції);
- RR - Research Reactors (дослідницькі реактори);
- FCF - Fuel Cycle Facilities (установки ядерного паливного циклу);

- WDF - Waste Disposal Facilities (установки поховання радіоактивних відходів);
- RS - Radiation Sources (радіаційні джерела);
- M/MA - Mining/Milling Activities (діяльність по видобутку й обробці руди);
- TRM - Transport of Radioactive Material (транспортування радіоактивних матеріалів).

Розробка нових керівництв з безпеки

Загальні й конкретні керівництва з безпеки охоплюють наступні сім видів установок і діяльності:

- атомні електростанції;
- дослідницькі реактори;
- установки ядерного паливного циклу;
- установки поховання радіоактивних відходів;
- радіаційні джерела;
- видобуток і переробка руди;
- транспортування радіоактивних матеріалів.

Усього передбачається розробка 83-х керівництв з безпеки. Докладна інформація про керівництва, що розробляються наводиться та періодично оновлюється на офіційній інтернет-сторінці МАГАТЕ.

Усе керівництва пронумеровані, уведено скорочення оригінальних назв іменуваних їхнього типу, які зазначені в заголовках таблиць. Для конкретних керівництв передбачається розробка чотирьох типів:

- по темах;
- по установках;
- по діяльності;
- без вказівки типу.

Для всіх керівництв зазначені попередні документи, на основі яких вони розробляються. Це вже існуючі стандарти попередньої серії (GS, NS, RS, WS TS), проекти стандартів, що розробляються (DS) і деякі стандарти інших серій. До завершення розробки нових стандартів варто користуватися попередніми серіями.

9.5. Нові пропозиції фахівців АЕС щодо підвищення рівня культури безпеки

На думку фахівців АЕС [55,70-72], порушення в роботі АЕС, **пов'язані з людським фактором** - це порушення, обумовлені невідповідністю психофізіологічного стану та (або) кваліфікації персоналу встановленим вимогам. Нижче приводяться поняття психології безпеки, які найбільш сильно, з погляду персоналу АЕС, впливають на поведінку персоналу в складних аварійних ситуаціях і на які неодноразово звертали увагу фахівці-практики.

Функціонально людський чинник (ЛЧ), крім кваліфікації, містить у собі наступні елементи:

- **сприйняття** не завжди адекватно тому, що ми реально чуємо й бачимо, багато в чому залежить від наших очікувань;
- **мотивація** дає стимул до здійснення більшості вчинків, визначає поведінку людини та сприяє підтримці в нього інтересу до тих або інших дій;
- **ступінь задоволеності роботою** - багато в чому позначається на її якості;
- **емоції** можуть вирішальним образом визначити реакцію на зміну обстановки;
- **самозаспокоєність** може притупити почуття небезпеки; високий ступінь автоматизації та надійності устаткування АЕС, а також щоденність виконуваних дій є тими факторами, які можуть призвести до самозаспокоєності;
- **самодисципліна** є важливим елементом організованої діяльності; відсутність самодисципліни призводить до неухважності та недоліків у роботі.

На підставі багаторічного досвіду експлуатації, аналізу порушень у роботі АЕС з провини персоналу, зроблені висновки про те, що наведені психологічні фактори найбільшою мірою впливають на ймовірність помилки. Із цієї причини ці психологічні фактори: *сприйняття, мотивація, ступінь задоволеності роботою, емоції, самозаспокоєність і самодисципліна* розглядалися психологами Хмельницької АЕС як поле діяльності для підвищення культури безпеки на АЕС. На основі такого підходу за останні роки, як на рівні ДП НАЕК "Енергоатом", так і на рівні АЕС [55,72] зроблена велика робота з підвищення рівня експлуатаційної безпеки, включаючи також питання, що пов'язані з підвищенням надійності людини-оператора. Це призвело як до істотного зниження кількості порушень у роботі АЕС у цілому, так і до скорочення числа порушень через неправильні дії персоналу, табл. 9.2.

Таблиця 9.2. Порушення через неправильні дії персоналу на прикладі ХАЭС.

Показник	2005		2006		2007		На 01.10.2008	
	НАЕК	ХАЕС	НАЭК	ХАЕС	НАЭК	ХАЕС	НАЕК	ХАЕС
Загальна кількість порушень	34	9	32	9	25	4	20	4
Порушення через неправильні дії персоналу	11	1	9	1	4	0	1	0

Кількість порушень через неправильні дії персоналу постійно зменшується, однак, слід зазначити, що неправильні дії персоналу навіть в одиничних випадках можуть спричинити серйозні наслідки для нормальної роботи АЕС. Тому роботи з подальшого підвищення надійності людського чинника завжди є пріоритетними, дають позитивний ефект при відносно невеликих витратах.

У даному розділі пропонується до розгляду новий підхід до підвищення надійності ЛЧ, запропонований фахівцями ХАЕС [55]. Пропозиція заснована на аналогії використання принципів глибоко ешелонованого захисту та бар'єрів безпеки, що успішно застосовується в області забезпечення технічної безпеки АЕС (див. главу 3). На відміну від раніше прийнятих, ці бар'єри безпеки назвемо організаційними. Організаційні бар'єри безпеки пропонується встановити в сфері відбору та підготовки персоналу. Тобто, як бар'єри з недопущення помилкових дій персоналу виступають конкретні форми та етапи роботи з персоналом, встановлені "Положенням по організацію роботи з персоналом ДП НАЕК "Енергоатом". Організаційно-технічні заходи містять у собі встановлення і закріплення в документах критеріїв відповідності персоналу встановленим для кожного бар'єра вимогам і призначення (адміністративне закріплення) осіб, відповідальних за нормальне функціонування даного бар'єра.

Передбачається, що стратегія запобігання порушень у роботі АЕС, пов'язаних з ЛЧ, повинна реалізовуватися з використанням двох рівнів захисту: попередження помилок персоналу шляхом постійного контролю його готовності та встановлення осіб із числа керівництва, відповідальних за підтримку готовності кожного бар'єра. Пропонується наступний розподіл організаційних бар'єрів по рівнях:

- рівень 1, заходи, орієнтовані на конкретного працівника;
- рівень 2, заходи, орієнтовані на підрозділ або на організацію в цілому.

У таблицях 9.3 і 9.4 відповідно, наведені короткі описи цих двох рівнів захисту з визначенням організаційних бар'єрів. Фактично, таблиці описують відомі заходи щодо підготовки та підтримки кваліфікації персоналу, відповідно до діючих стандартів експлуатуючої організації. Новизна запропонованих ХАЕС принципів полягає у відношенні до цих заходів, підвищенні їхнього статусу. Визначивши заходи щодо підготовки та підтримки кваліфікації персоналу як організаційні бар'єри безпеки, пропонується відповідний контроль захищеності бар'єрів, неприпустимості їхньої деградації.

При такому підході розслідування кожного порушення, пов'язаного з ЛЧ, повинне завершуватися лише після встановлення того факту, який з названих організаційних бар'єрів підготовки персоналу був порушений або недостатньо визначений і обґрунтований, для вживання заходів щодо його вдосконалення і оцінки дій осіб, відповідальних за кожний бар'єр.

Запропоновані бар'єри будуть перешкоджати виникненню порушення під впливом ЛЧ, тому що при такому підході забезпечується своєчасне виявлення персоналу, схильного до здійснення неправильних дій і його відсіювання або реалізація коригувальних заходів щодо підтримки необхідного рівня підготовки.

Основні завдання прийняття та реалізації такої строгої стратегії для АЕС залишаються незмінними. До таких відносяться:

- підтримка кваліфікації та підвищення рівня відповідності персоналу запропонованим (висунутим) до нього професійним вимогам;

- зниження кількості та негативного впливу порушень (відхилень) у роботі, пов'язаних з людським чинником.

Але в запропонованому варіанті всій роботі з персоналом надається нове значення, яке виражене в новій якості поглибленого аналізу впливу ЛЧ на дії персоналу при розслідуванні порушень (відхилень) у роботі з метою вживання коригувальних заходів. Конкретизуються вимоги до відбору та підготовки персоналу на всіх стадіях підготовки, підвищуються вимоги до відповідальних керівників шляхом строгого розподілу їхніх обов'язків і відповідальності. Такий напрямок стратегії, безумовно, правильний, він відповідає стандартам якості ISO-9000 у частині організації процесів виробництва. Але, звичайно ж, запропоновані організаційні бар'єри безпеки в порівнянні з роллю бар'єрів безпеки чинних в ОПБ мають не таке велике значення. Деградація кожного з них не призводить безпосередньо до руйнування активної зони РУ та виходу радіоактивності. Деградація цих адміністративних бар'єрів безпеки призводить до зниження компетенції персоналу, що може мати дуже негативні наслідки.

Головними результатами застосування цієї стратегії можуть і повинні стати:

- підвищення ефективності роботи та рівня культури безпеки:
 - АЕС у цілому;
 - окремих підрозділів;
 - персоналу;
- підвищення мотивації та самоповаги персоналу.

Останнє засновано на поступовому вихованні культури безпеки, отже, свідомого та сумлінного виконання своїх обов'язків, як говорить народна мудрість: "Не за страх, а по совісті", тобто внутрішньої мотивації.

Таблиця 9.3. Заходи, які орієнтовані на конкретного працівника.

Організаційний бар'єр	Система організаційно-технічних заходів	Документи	Відповідальний
1.1. Підбор персоналу, його прийом на роботу	Встановлення й формалізація вимог до різних категорій персоналу, оцінка відповідності претендентів цим вимогам (аналіз поданих документів, співбесіда).	Кваліфікаційні характеристики, положення про підрозділи, посадові інструкції	ЗГДКіСР, ВК, керівники підрозділів (також їхні заступники по роботі з персоналом)
1.2. Психолого-фізіологічне обстеження	Визначення: - відповідності психолого-фізіологічних характеристик претендентів встановленим вимогам до виконуваної діяльності; - сумісності персоналу в рамках групи (зміни).	Методики проведення	ОППФО УТЦ, ЗГППП
1.3. Підготовка на посаду (у тому числі вихідний контроль)	Теоретичне та тренажерне навчання, опис робочих місць, самопідготовка, проміжний і вихідний контроль знань.	Кваліфікаційні характеристики, посадові інструкції, програми підготовки.	ЗГППП, начальники підрозділів, начальники навчальних відділів УТЦ
1.4. Перевірка знань у комісіях	Плани роботи з персоналом, графіки перевірки знань, створення та забезпечення роботи комісій з перевірки знань	Положення про порядок перевірки знань, документи, знання яких перевіряється, кваліфікаційні характеристики, посадові інструкції.	ГіС, керівники комісій з перевірки знань
1.5. Дублювання, ПАТ, ППТ	Визначення обсягу та проведення ПАТ, ППТ.	Інструкції, графіки, програми підготовки й проведення.	Керівники підрозділів
1.6. Підтримка кваліфікації (включаючи ПАТ, ППТ)	Аналіз потреб у навчанні, розробка та періодичний перегляд УММ, складання і коригування графіків підготовки, визначення обсягу й проведення інструктажів, ПАТ, ППТ.	Кваліфікаційні характеристики, посадові інструкції, програми підтримки кваліфікації, типові положення про навчання.	ЗГППП, керівники підрозділів
1.7. Періодична перевірка знань	Визначення, закріплення й періодичний перегляд обсягу знань.	Положення про порядок перевірки знань, посадові інструкції.	ГіС, керівники комісій
1.8. Періодичні медогляди	Розробка графіків, контроль проходження медоглядів, аналіз результатів	Положення про медичний огляд.	ЗГДКіСР, ООЗ, керівники підрозділів
1.9. Реабілітація оперативного персоналу	Розробка графіків і програм реабілітації, проведення реабілітаційних заходів, моніторинг стану здоров'я за основними показниками.	Методики оцінки стану здоров'я, паспорт здоров'я.	ЗГДКіСР, ЗГППП, ОППФО

Таблиця 9.4. Заходи, орієнтовані на підрозділ або організацію в цілому.

Організаційний бар'єр	Система організаційно-технічних заходів	Документи	Відповідальний
2.1. Виявлення та усунення помилок в експлуатаційній документації.	Періодичний перегляд, робота із пропозиціями персоналу	Положення: про порядок перегляду документації, про зворотний зв'язок з персоналом, про порядок розслідування порушень.	ЗГІЕ, ЗГІР, ЗГПІ, ПТС
2.2. Ергономіка робочих місць (включаючи впорядкування інформаційних потоків).	Аналіз умов виконання робіт (стану робочих місць), оцінка впливу різних виробничих факторів, вироблення та реалізація рекомендацій з удосконалення діяльності та усунення недоліків	Санітарно-гігієнічні норми, рекомендації з лінії МАГАТЕ, ВАО АЕС, АЯЕ ОЕСР і інших компетентних організацій	Керівники підрозділів, ЗГДКіСР, ВО-ПіЗ
2.3. Забезпечення й підтримка сприятливого психологічного клімату в колективі.	Поліпшення міжособистісної взаємодії на рівні підрозділів (у тому числі за рахунок системи зворотного зв'язку з персоналом), розширення інформування персоналу про діяльність ХАЕС і його участі в реалізації політики у різних областях.	Заяви керівництва ДП НАЕК "Енергоатом" про політику в області безпеки, кадровій політиці, політиці в області підготовки персоналу.	ГД, ЗГДКіСР, ОСР, керівники підрозділів (також їхні заступники по роботі з персоналом)
2.4. Обходи робочих місць, інспекції, Дні ОП, Дні безпеки	Складання та контроль виконання графіків обходів, інспекцій, аналіз і усунення зауважень.	ПОРП, посадові інструкції, плани й графіки роботи, заходи щодо усунення зауважень.	Генеральний директор, ГС і керівники відповідних рівнів
2.5. Проведення самооцінки	Розробка графіків проведення самооцінки, розробка заходів щодо результатів самооцінки.	Положення про самооцінку	Керівники всіх рівнів

Як бачимо з таблиць запропоновано 9 організаційних бар'єрів безпеки на індивідуальному рівні та 5 на рівні підрозділу (див. також рис.9.2). Наведені матеріали (пропозиції) щодо підвищення культури безпеки надійшли від фахівців з експлуатації АЕС, засновані на знаннях і досвіді експлуатації. Сам факт того, що дані проблеми ставляться персоналом АЕС, свідчить про підвищення рівня культури безпеки щодо внутрішньої потреби фахівця, усвідомлення значимості рівня компетенції та своєї відповідальності за безпеку. На основі такого досягнутого рівня з'являється самоповага фахівця, що в свою чергу стимулює потребу в нових знаннях і самовдосконаленню. Дані пропозиції фахівців-експлуатаційників АЕС приводяться за підсумками наукових конференцій [70-72], відповідають новому науковому напрямку "Психологія безпеки", викладеному в розд.10, будуть проаналізовані та узагальнені фахівцями ДП НАЕК "Енергоатом".



Рис. 9.2. Бар'єри компетентності.

В розвиток цих ідей щодо роботи з персоналом, на додаток до наявних документів, в 2010 році на АЕС випущений "Посібник з обліку людського фактора в забезпеченні безпечної роботи ВП ХАЕС". Стратегія запобігання порушень, пов'язаних з людським фактором, тісно пов'язана з реалізацією кадрової політики ДП НАЕК "Енергоатом" і ВП ХАЕС і представляє собою систему бар'єрів - рис. 9.2, що перешкоджають виникненню порушення під впливом людського фактора. В якості бар'єрів виступають обов'язкові форми роботи з персоналом, підкріплені системою організаційно-технічних заходів і необхідною нормативною та виробничою документацією.

Висновок.

Структура документів з безпеки, культури безпеки тощо, забезпечує безаварійну експлуатацію об'єктів ядерного паливного циклу й постійно удосконалюється на всіх рівнях для всіх установок і процесів ЯПЦ, відповідно до вимог часу. Персонал АЕС дотримується вимог документів з безпеки й виходить з ініціативними пропозиціями щодо їх покращення.

Питання для самоконтролю.

1. Перелічіть, які державні документи визначають прихильність безпеці на політичному рівні.
2. Які міжнародні документи розглядають концепцію культури безпеки?

РОЗДІЛ 10. ПСИХОЛОГІЯ БЕЗПЕКИ

Назва цієї глави визначена фахівцями ІТЦ - колишніми операторами ЧАЕС. У світлі введених нами уявлень соціального поля (розд.4), зміст глави значно розширено. Відповідно до сучасних наукових подань [56] "Психологія безпеки" - це нова міжкафедральна спеціалізація, розроблена на факультеті психології МДУ в рамках національного проекту з формування системи інноваційної освіти.

10.1. Психологія безпеки як науковий напрямок

У сучасних умовах розвитку суспільства істотно підсилюється потреба в теоретичному і практичному розвитку нового наукового напрямку - психології безпеки. При цьому відзначається збільшення числа всіляких ризиків, яким піддається людина, інтенсивність інформаційних потоків, надмірність тяжких ситуацій, що наносять збиток психологічній безпеці особистості. У таких умовах одним із пріоритетних завдань психології є розробка способів подолання негативних наслідків екстремальних ситуацій на людину.

Підготовка фахівців із профілю "Психологія безпеки" у МДУ ведеться відразу в декількох напрямках:

- формування навичок безпечної поведінки;
- психологічна допомога та реабілітація людей, що опинилися в екстремальних ситуаціях;
- психологічний супровід фахівців, чия діяльність протікає в умовах, відмінних від нормальних.

Метою спеціалізації є підготовка фахівців широкого профілю, здатних вирішувати наступні професійні завдання: надання психологічної допомоги людям, що пережили екстремальні і кризові ситуації; розробка програм діагностики і реабілітації посттравматичних стресових розладів; організація професіографічних досліджень.

У даній главі термін "Психологія безпеки" розглядається, насамперед, як опис "атмосфери", обставин, оточення, "психологічного клімату" існуючого на АЕС у цілому та кожному колективі окремо, які сприяють поліпшенню роботи або, навпаки її погіршенню.

Ціль досягнення безпеки повинна поширюватися на будь-яку діяльність, пов'язану з виробництвом електроенергії на АЕС, починаючи з вибору площадки та проектування, будівництва, приймання в експлуатацію, і далі, експлуатацією, технічним обслуговуванням, підготовкою операторів, а також у всіх пов'язаних з ними видах діяльності, повинна постійно бути присутньою всепроникаюча психологія безпеки. Саме така всепроникаюча психологія безпеки є основою культури безпеки.

Важливу наукову працю з дослідження та розвитку психології безпеки в атомній енергетиці проводить Обнінський науковий інженерний центр (ОНІЦ) "Прогноз" під керівництвом Абрамової В. М. і Волкова Э. В.[46,47].

Їхні роботи відображають "інженерно - психологічний підхід" і добре відомі фахівцям України. Нижче будуть представлені деякі матеріали їхніх досліджень. У табл.10.1 наведені фактори, що впливають на поведінку оператора.

Таблиця 10.1. Фактори, що впливають на поведінку людини-оператора на АЕС.

Внутрішні фактори	Зовнішні фактори	Зовнішні організаційні фактори
Мотивація: система цінностей, прагнень і інтересів - пріоритети, динаміка, розвиток.	Ергономічні характеристики робочого місця: інтерфейсу, робочого простору, крісла, стола тощо.	Зовнішні стосовно АЕС зв'язки та впливи.
Професійно важливі особисті психологічні якості: відповідальність, дисципліна, сумлінність, лідерство, комунікативність тощо.	Ергономіка нормативної документації. Ергономіка трудових операцій.	Цілі та стратегії робіт з вироблення електроенергії
Психофізіологічні якості: швидкість і точність реакції, сила та слабкість нервової системи, властивості вищої нервової діяльності.	Гігієна праці.	Координація робіт. Розподіл ресурсів. Керування людськими ресурсами.
Характеристики мислення, пам'яті, уваги.	Латентні помилки проекту і монтажу на попередніх етапах життєвого циклу станції.	Функції управління та нагляду. Навчання персоналу.
Функціональний стан (інтегральна ситуаційна характеристика, що включає стан фізичного здоров'я, стомлення, емоційні переживання).	Соціально-психологічна ситуація.	Організаційне знання. Організаційна культура. Організаційне навчання.
Професійна компетентність: знання, уміння, навички.	Соціальні умови: Рівень життя в регіоні, оплата праці, медичне забезпечення, соціальна підтримка.	Комунікації

АЕС представляється як складна соціотехнічна система, яку умовно можна розділити на технічну і соціальну підсистеми. Якщо надійність і довгий час експлуатації техніки визначається своєчасним ремонтом, профілактикою, то природно припустити, що людині так само необхідні подібні процедури. І навіть більшою мірою, тому що наслідки людської помилки набагато руйнівні з погляду безпечної та економічно ефективної роботи АЕС. Ілюстрація поняття наведена на рис. 10.1. Такий підхід названий інженерно-психологічним.

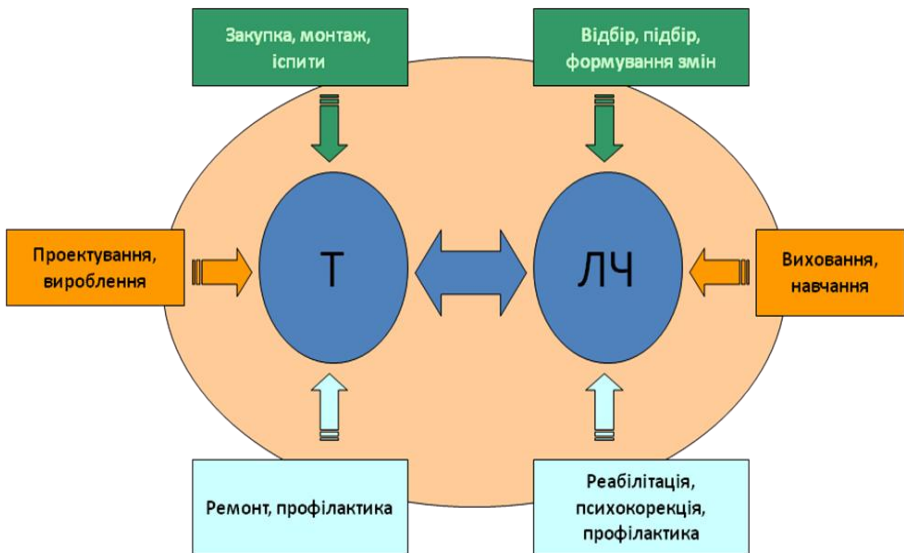


Рис.10.1. Аналогії в психології безпеки.

В основі теорії інженерно-психологічного підходу до формування культури безпеки - концепції забезпечення надійності людини - лежать наступні аспекти, рис. 10.2.

Зміст концепцій наведених на рис.10.2 приводиться далі, але його не можливо вважати повністю сформованим, у цей час це є предмет наукових розробок психологів.

Методичним інструментарієм інженерно-психологічного підходу є наступні процедури: профвідбір, професіографія, профорієнтація, моніторинг професійно важливих особистих якостей (ПВЛК – рос.), оцінка професійної діяльності, соціологічний моніторинг, аналіз якості навчання, ергономічна оцінка, моніторинг соціально-психологічних факторів і тренажерна підготовка. Результати соціально-психологічних досліджень повинні враховуватися в повсякденній діяльності персоналу АЕС і, насамперед, керівників при: формуванні організаційної структури та організаційної культури, керуванні персоналом, розробці та редагуванні експлуатаційної документації, аналізі причин порушень, аналізі змісту праці, проектуванні професійної діяльності, ергономічній оцінці діяльності. Ці процедури виконуються спеціальними підрозділами АЕС, разом із психологами.



Рис.10.2. Концепція забезпечення надійності людини.

Загальні положення "концепції забезпечення надійності людини".

Концепція містить короткий опис системи забезпечення професійної надійності персоналу АЕС (далі - Система), встановлює вимоги до організації її функціонування і регламентує діяльність її учасників.

Концепція покликана стати основою для розробки правових, економічних, нормативних, методичних і організаційних документів, зазначеної Системи.

Найважливішим системоутворюючим елементом Системи є організація робіт з керування успішною діяльністю персоналу, відповідно до концепції культури безпеки і відповідно до кадрової політики Концерну (Компанії).

Основною метою створення та функціонування системи забезпечення професійної надійності персоналу АЕС є формування "Надійного працівника" на кожному робочому місці, на кожній посаді.

Генеральним завданням – є розробка і створення умов для забезпечення успішної професійної діяльності, тобто забезпечення умов, що дають кожному працівникові можливості використання повною мірою його здатностей.

Базові компоненти системи забезпечення професійної надійності персоналу при експлуатації атомної станції і їхніх взаємних зв'язків представлені на рис. 10.3.



Рис. 10.3. Базові компоненти системи забезпечення професійної надійності персоналу.

Основні принципи забезпечення професійної надійності персоналу АЕС, повинні бути наступні:

- *принцип прихильності політиці пріоритету безпеки* в експлуатації, відповідно до концепції культури безпеки;
- *принцип визнання (і забезпечення) пріоритету життя і здоров'я людей* стосовно результатів виробничої діяльності;
- *принцип прихильності культурі безпеки*. Повинен бути забезпечений рівень кваліфікаційної та психологічної підготовки всіх осіб з персоналу, при якому забезпечення безпеки є пріоритетною метою та внутрішньою потребою, що призводить до самоконтролю при виконанні всіх робіт, які впливають на безпеку;
- *принцип комплексності*. Забезпечення професійної надійності персоналу поєднується концепцією культури безпеки у функціонуючі системи медичного, психофізіологічного, ергономічного, соціально-психологічного забезпечення та професійного навчання; комплексної функціональної та психологічної реабілітації персоналу;
- *принцип індивідуального підходу*. Система повинна бути спрямована на забезпечення надійності кожного працівника, розвивати культуру безпеки на рівні кожного індивіда, враховувати індивідуальні особливості тих, кого навчають;

- *принцип безперервності*. Система повинна підтримувати безперервний контроль динаміки професійної надійності персоналу через систему моніторингу всіх компонентів професійної надійності;
- *принцип інформаційної адекватності*. Система повинна базуватися на сучасних інформаційних технологіях, включаючи бази даних і системи підтримки ухвалення рішення по всіх компонентах Системи. Інформаційна система повинна забезпечити моніторинг професійної надійності і ризиків її зниження;
- *принцип оцінки*. Оцінка професійної надійності персоналу і її компонентів повинна проводитися по спеціально розроблених загальних кількісних і якісних критеріях;
- *принцип комунікативності*. Взаємодія фахівців всіх рівнів, спрямована на досягнення єдиної мети: безпеки, якості та ефективності роботи підприємства.

Центр керування персоналом є комплексна система функціонально зв'язаних організаційно-управлінських, технологічних заходів, нормативних документів, підрозділів організації щодо впливу на персонал підприємства для підвищення надійності та ефективності професійної діяльності в досягненні цілей організації.

10.2. Психологія безпеки як поведінкова лінія людини.

Психологія безпеки як поведінкова лінія людини в питаннях безпеки має велике значення, особливо це важливо під час планування аварійних дій операторів. В інструкціях з ліквідації аварій ми плануємо дії кожного оператора, який знаходиться під час виникнення аварії на робочому місці, але реальні дії можуть суттєво відрізнятись від запланованих. Людина – оператор є живою істотою зі своїм мозком і психологічними особливостями, тому реальна поведінка може суттєво відрізнятись від очікуваної (запланованої). Корисним буде, для плануючих дії з ліквідації аварійних ситуацій і аварій, ознайомлення з деякими загальноновизнаними дослідженнями в сфері психології безпеки.

10.2.1. Психологічні особливості поведінки людини в умовах небезпеки.

Приведемо деякі думки професійного психолога Брюса Шнайера [57] щодо формування поведінкової лінії людини в умовах небезпеки, оскільки це прямо відноситься до теми.

Безпека - це і відчуття, і реальність. І це не те саме. *Реальність* безпеки лежить в області математики, вона заснована на імовірності різних ризиків і ефективності різних контрзаходів. Але безпека також є *відчуттям*, що ґрунтується не на ймовірностях або математичних обчисленнях, а на ваших психологічних реакціях на ризики і контрзаходи. Ви можете бути в безпеці, навіть коли ви цього не відчуваєте, і ви можете почувати себе в безпеці, коли в дійсності це не так. Відчуття і реальність безпеки, безсумнівно, співвідно-

сяться один з одним, але вони виразно не є тим самим. Так що краще використати два різних слова для опису цих явищ.

Існує також пряме дослідження психології ризику. Психологи вивчають сприйняття ризику, намагаючись з'ясувати, коли ми перебільшуємо небезпеку ризиків і коли надаємо їй менше, чим варто було б, значення. Безпека - це компроміс. Даний принцип необхідно міцно засвоїти для розуміння психології безпеки. Абсолютної безпеки не існує, і певний ступінь безпеки завжди має на увазі якісь компроміси. Безпека коштує грошей, але крім цього за неї доводиться розплачуватися часом, зручностями, можливостями, волею тощо. Безглуздо розглядати безпеку тільки лише з погляду ефективності. "Наскільки це ефективно проти загрози?" - некоректно сформульоване питання. Вірніше було б запитати: "Це прийнятний компроміс?". Бронезилети дуже ефективні і відмінно захищають від куль. Але для більшості з нас, що живуть у відносно безпечних індустріалізованих країнах з розвитою законодавчою системою, носіння бронезилета не є прийнятним компромісом. Додаткова безпека цього не коштує: не коштує витрат, дискомфорту і безглузлого зовнішнього вигляду. Але варто переміститися в іншу частину світу, і це може здатися прийнятним компромісом.

Ми йдемо на компроміси заради безпеки, більш або менш, щодня. Ми йдемо на них, коли вирішуємо замкнути двері ранком, коли вибираємо маршрут поїздки і коли вирішуємо, чи варто заплатити за щось чеком, кредитною картою або готівкою. Компроміси - часто не єдиний фактор прийняття рішень, але вони є сприятливим чинником. Більшість часу ми навіть не усвідомлюємо цього. Ми йдемо на компроміси в області безпеки інтуїтивно. І, проте, створюється враження, що ми практично не здатні на правильні рішення в цій області. Ми завжди все невірно розуміємо. Ми здатні перебільшувати одні ризики, тоді як зменшуємо значення інших. Ми збільшуємо одні витрати, у той час як мінімізуємо інші. Навіть прості компроміси ми знову і знову оцінюємо неправильно. Якби прибулець із іншої планети, що керується тільки логікою, став вивчати людську поведінку в контексті безпеки, ми б йому здалися вкрай нерозумними. Існує кілька певних аспектів, які можуть бути оцінені невірно при прийнятті компромісних рішень в області безпеки. Наприклад:

- Ступінь серйозності ризику.
- Імовірність ризику.
- Об'єм витрат.
- Ефективність контрзаходів, що знижують імовірність ризику.
- Можливість адекватного зіставлення ризиків і витрат.

Чим більше ваше відчуття цих п'яти аспектів розходиться з реальністю, тим менше ваш уявлений компроміс буде відповідати дійсності. Якщо ви вважаєте, що ризик набагато серйозніше, ніж він є насправді, то на зменшення ризику ви затратите більш, ніж потрібно. Якщо ви з якої-небудь причини думаєте, що ризик існує, але він стосується тільки інших людей, ваші витрати будуть недостатніми. Якщо ви переоцінюєте вартість контрзаходів, то імові-

рність застосувати їх у потрібний час невелика, а якщо ви переоціните ефективність контрзаходів, ви, швидше за все, застосуєте їх тоді, коли в цьому немає необхідності. Якщо ви неточно визначите суть компромісу, ви не зможете правильно збалансувати витрати і ефективність контрзаходів.

Багато чого із цього можна віднести на рахунок простої непоінформованості. Якщо ви думаєте, що рівень вбивств у вашому місті становить десятку частину від дійсного, то імовірно ви приймете неадекватне рішення по безпеці. Однак найбільший інтерес представляє розбіжність між сприйняттям і реальністю, що не може бути пояснено так просто. Чому навіть якщо хтось знає, що в автомобільних катастрофах щорічно гине 40 000 чоловік тільки в США, а в літаках гинуть лише сотні по усьому світі, те ця людина більше боїться літаків, а не автомобілів? Чому, коли від отруєння їжею щорічно гине 5000 чоловік, а трагедія 11 вересня віднесла життя 2 973 чоловік, при тому, що ця подія не повторювалася, ми (США) витрачаємо десятки мільярдів доларів у рік на захист від тероризму, у той час як бюджет організації по контролю за продуктами харчування і ліками всього 1,9 мільярда доларів?

Ці нелогічні компроміси можуть бути пояснені за допомогою психології. Щось у тім, як працює наш мозок, змушує нас більше боятися польотів, чим поїздок на машині та змушує витрачати гроші, час і інші засоби на запобігання погрози тероризму, а не на запобігання отруєнь їжею. Більше того, ці нелогічні рішення мають під собою еволюційну основу: вони послужили гарну службу нам в минулому. Осмислення цих нелогічних компромісів, а також того, чому вони існують і чому вони підводять нас зараз, істотно для розуміння того, як ми приймаємо рішення в області безпеки. Це необхідно, щоб зрозуміти, чому, будучи досить успішним видом на планеті, ми йдемо на такі не вигідні компроміси в області безпеки.

10.2.2. Загальноприйняті погляди на ризик

У більшості випадків, сприйняття безпеки не збігається з реальністю безпеки. Це відбувається тому, що сприйняття ризику не збігається з реальністю ризику. Ми турбуємося не про ті речі, приділяючи увагу незначним погрозам і не надаючи належного значення більше небезпечним. Ми невірно оцінюємо масштаби різних небезпек. Наше ставлення до багатьох із цих випадків може бути віднесено на рахунок недостатності інформації або поганих підрахунків, але існує ряд основних помилок, які ми допускаємо знову і знову.

У своїй книзі "За межами страху" (Beyond Fear) Брюс Шнайер відзначив наступні п'ять типових помилок у сприйнятті ризику:

- Люди перебільшують ризики, які здійснюють сильне враження і зменшують значення звичайних.
- У людей виникають проблеми при оцінці ризиків у всьому, що виходить за рамки звичайного стану речей.
- Персоніфіковані ризики вважаються більше небезпечними, чим анонімні.

- Люди недооцінюють ризики, на які йдуть самостійно, і переоцінюють ті, які не можуть контролювати.
- І, нарешті, люди переоцінюють ризики, які в усіх на слуху і є об'єктом суспільної уваги.

У Девіда Ропейка і Джорджа Грея є більш довгий список у книзі "Ризик: Керівництво для прийняття рішень про те, що дійсно безпечно і що являє загрозу в навколишньому світі" (*Risk: A Practical Guide for Deciding What's Really Safe and What's Really Dangerous in the World Around You*):

- Більшість людей більш стурбовані ризиками, які є для них новими, чим тими, до яких вони вже звикли за деякий час. Влітку 1999 року мешканці Нью-Йорка найбільш побоювалися енцефаліту, що переноситься москітами - раніше ця інфекція на території США ніколи не спостерігалася. До літа 2001 року, хоча було зареєстровано більше випадків прояву інфекції, і кілька людей занедужали, страх зменшився. Ризик усе ще існував, але жителі Нью-Йорка вже звикли до нього. Їхнє знайомство із цим ризиком допомогло їм глянути на нього по-іншому.
- Більшість людей менше побоюються природних ризиків, чим ризиків, що провокуються людиною. Багато з людей більше бояться радіації від поховання ядерних відходів або від стільникових телефонів, чим сонячної радіації, що являє собою більшу небезпеку.
- Більшість людей менше побоюються ризиків, які вони вибирають самостійно, чим тих, які їм нав'язують. Курці менше бояться шкоди від паління, чим азбесту або іншого забруднення повітря на їхньому робочому місці, оскільки в них у цьому випадку практично немає вибору.
- Більшість людей менше побоюються ризиків, якщо із цими ризиками сполучені ще й деякі вигоди. Люди ризикують загинути або покалічитися при землетрусі, коли живуть у Сан-Франциско або в Лос-Анджелесі, тому що їм подобається там жити, або тому що вони можуть знайти там роботу.
- Більшість людей більше побоюються ризиків, у результаті яких вони можуть умерти особливо жакливою смертю (наприклад, бути з'їденими акулою), чим тих, у результаті яких вони можуть вмерти менш драматично (наприклад, хвороби серця - убивця номер один в Америці).
- Більшість людей менше побоюються ризиків, над якими вони почувають деякий контроль (наприклад, водіння авто), і більше побоюються ризиків, які вони не контролюють (наприклад, політ на літаку або сидіння в салоні як пасажир, коли авто веде хтось інший).
- Більшість людей менше побоюються ризиків, що виходять від людей, місць, корпорацій, урядів, яким вони довіряють, і більше бояться ризиків, які пов'язані із джерелами, яким вони не довіряють. Уявіть, що вам запропонували дві склянки прозорої рідини. Вам потрібно випити одну з них. Перший вам пропонує відомий телеведучий. Другий - хімічна компанія. Більшість людей вибере те, що пропонує ведучий, хоча в них немає ніяких даних щодо того, що ж саме в цих склянках.

- Ми більше боїмося небезпек, про які ми більше знаємо, і менше боїмося тих ризиків, про які ми менш інформовані. Восени 2001 року поінформованість про тероризм була настільки повної, що страх був просто диким, тоді як страх вуличних злочинів, глобальної зміни клімату та інших погроз був низьким. Не тому, що ці погрози зникли, а тому що рівень поінформованості про них впав.
- Ми набагато більше боїмося ризиків з високим рівнем невизначеності, і набагато менше боїмося, якщо рівень невизначеності низький, що пояснює, чому ми із занепокоєнням зустрічаємо всі нові технології.
- Дорослі більше бояться за своїх дітей, чим за себе. Більшість людей боїться азбесту в школах своїх дітей більше, ніж азбесту у своєму робочому приміщенні.
- Як правило, ми більше боїмося небезпеки, що зачіпає нас особисто, чим небезпеки, що загрожує іншим. Громадяни США менше боялися тероризму до 11 вересня 2001 року, тому що американці, які піддавалися терористичним атакам, практично всі перебували за територією США. Але раптово, 11 вересня, ризик тероризму став особистим. Коли таке трапляється, росте страх, навіть якщо статистична імовірність ризику вкрай мала.

Інші автори приводять ці та схожі аспекти - вони зазначені в табл. 10.2. При перегляді таблиці виникає враження, що багато уявлень про ризики цілком обгрунтовані. На це є дві причини. По-перше, сприйняття ризиків глибоко вкоренилося в нас у мозку - це результат мільйонів років еволюції. І, по-друге, наше сприйняття ризиків, загалом, досить точне - воно дозволило нам виживати і відтворювати потомство впродовж цих мільйонів років.

Причина невірною сприйняття сучасних ризиків криється в тому, що швидкість виникнення нових ситуацій випереджає швидкість процесу еволюції - це ситуації, які існують у світі 2007 років, але яких не було за 100000 років до нашої ери. Як білка, чиї навички відходу від хижаків не рятують її від того, щоб бути збитою машиною, або голуб, якого еволюція підготувала до того, щоб вижити при зустрічі з яструбом, але не з рушницею мисливця, так і наші природні здатності захисту від погроз можуть підвести нас при зіткненні з такими явищами як сучасне людське суспільство, технології і засоби масової інформації. І гірше того, ці здатності можуть навмисно блокуватися іншими людьми - політиками, маркетологами і так далі - тобто тими, хто експлуатує збої наших природних здатностей у своїх цілях.

Таблиця 10.2. Загальноприйняті погляди на сприйняття ризику людьми.

Люди перебільшують ризики, які:	Люди применшують значення ризиків, які:
Роблять глибоке враження	Не привертають увагу
Трапляються рідко	Є звичайними
Персоніфіковані	Анонімні
Непідконтрольні або нав'язані зовні	Контролюються більшою мірою або приймаються добровільно
Обговорюються	Не обговорюються
Навмисні або спровоковані людиною	Природні
Загрожують безпосередньо	Загрожують у майбутньому, або границі яких розмиті
Раптові	Розвиваються повільно, з часом
Загрожують людині особисто	Загрожують іншим
Нові й незнайомі	Знайомі
Невизначені	Зрозумілі
Загрозливі їхнім дітям	Загрозливі ним самим
Образливі з моральної точки зору	Бажані з моральної точки зору
Повністю позбавлені вигід	Пов'язані з додатковими вигодами
Виходять за рамки звичайної ситуації	Характерні для звичайної ситуації

Деніел Канеман, що одержав Нобелівську премію з економіки за дослідження в цій області, говорить про те, що в людей є дві пізнавальні системи - інтуїтивна й розумна: "Операції першої системи звичайно швидкі, автоматичні, не потребують зусиль, асоціативні, імпліцитні (не піддані інтроспекції) і найчастіше емоційно пофарбовані. Крім того, вони управляються звичками, тому їх складно контролювати або змінити. Операції другої системи більш повільні й послідовні, вони вимагають зусиль, більш піддані свідомому спостереженню і навмисному контролю. Вони також характеризуються відносною гнучкістю і потенційно можуть підкорятися правилам".

10.2.3. Психологія несвідомого

Цей розділ психології зародився на початку минулого століття. Його основоположниками були практикуючі лікарі психіатри. Спостерігаючи й допомагаючи людям з порушеннями психіки (психічними розладами, невротами), вони вивчили психологію несвідомої (неусвідомленої) поведінки. Ці знання послужили надалі основою для прогнозування можливої поведінки людини (оператора) у складних психологічних ситуаціях, під впливом сильного стресу в тому числі. Фактором стресу найчастіше, з погляду психолога, виступає страх, острах чогось. Коли людина не може контролювати свою поведінку, наприклад, при сильному хвилюванні, переживанні мотивом його поведінки виступають найчастіше глибокі переконання або стійкі формати поведінки, так звані, **динамічні стереотипи**. Одним з перших психологів, що вивчав явища "неусвідомленого" був австрійський лікар Зигмунд Фрейд. Ідея про те, що на нашу повсякденну поведінку впливають неусвідомлені

мотиви, була блискуче продемонстрована Фрейдом у книзі "Психопатологія повсякденного життя" (1901 р.). Різні помилкові дії, забування імен, обмовки, описки звичайно прийнято вважати випадковими, пояснювати їх слабкістю пам'яті. По Фрейдіві ж у них прориваються приховані мотиви. Якщо, наприклад, відкриваючи засідання, голова повідомляє його закритим, то це не просто обмовка, а вираження його небажання обговорювати на цьому засіданні неприємні для нього питання. Підміна слів по Фрейдіві відбувається через більш сильні психічні асоціації, інших думок, які займають свідомість, суб'єкт передає потаєну думку. Подібні приклади можна знайти в багатьох роботах Фрейда, згідно яким нічого випадкового в психічних реакціях людини немає. Все причиною обумовлено. Причини варто шукати у виходячих із глибин його психіки напружених імпульсах, потягах, позивах, які одержують вираження в явищах, що мають при видимій безглуздості особистісний зміст симптому або символу.

Динамічний стереотип (від грецьк. *Dynamikos* - сильний, рухливий, *stereos* - твердий, *typos* - відбиток) - інтегральна система звичних умовно-рефлекторних відповідей, що відповідає сигнальній, порядковій і часовій характеристикі стимулу (стимульного ряду). Динамічні стереотипи формуються в процесах життєдіяльності людини й, у тому числі, спеціального навчання. Поняття уведено російським фізіологом І. П. Павловим (1932). Нервові процеси, що лежать в основі формування динамічного стереотипу, поєднуються внаслідок того, що поточна рефлекторна відповідь (функціональний стан) стає сигналом для наступної відповіді й підкріплюється їм. При зміцненні стереотипу ця послідовність нервових процесів закріплюється, всі відповіді можуть бути відтворені - зі збереженням знака, інтенсивності й послідовності - навіть при пред'явленні лише одного зі стимулів.

Організм пристосовується до стереотипно повторюваних зовнішніх впливів виробленням системи реакцій. Динамічний стереотип - фізіологічна основа багатьох явищ психічної діяльності людини, наприклад, навичок, звичок, придбаних потреб і ін. Комплекс динамічних стереотипів являє собою фізіологічну основу стійких особливостей поведінки особистості.

Динамічний стереотип є вираженням особливого принципу роботи мозку - системності. Цей принцип полягає в тому, що на складні комплексні впливи середовища мозок реагує не як на ряд окремих ізольованих подразників, а як на цілісну систему. Усякий зовнішній вплив сприймається з урахуванням навколишніх обставин, внутрішнього стану людини й сформованих динамічних стереотипів. Реакція залежить від всіх складових. У звичних обставинах, урівноваженому (спокійному) стані очікувана (можлива) інформація відображається цілком адекватними діями. Звичні (знайомі) обставини й звичні зовнішні впливи формують зовнішні стереотипи. Зовнішній стереотип - закріплена послідовність впливів відображається у внутрішньому нервово-динамічному стереотипі. Зовнішніми стереотипами є всі цілісні предмети і явища (вони завжди представляють певну сукупність ознак): звична обстановка, послідовність подій, уклад життя й ін.

Зміна звичного - формування *нового динамічного стереотипу* завжди є тяжкою нервовою напругою (суб'єктивно це виражається в нервозності, дратівливості, тузі, зневірі й ін.). Як ні складна ламка старого стереотипу, нові умови формують новий стереотип (тому він і названий динамічним). У результаті багаторазового повторення він усе більше й більше закріплюється й у свою чергу стає усе більше трудозмінним. Динамічні стереотипи особливо стійкі в людей похилого віку й в осіб зі слабким типом нервової діяльності, зі зниженою рухливістю нервових процесів. Це частково пояснює труднощі переучування з віком, різні здатності до навчання й, як наслідок, необхідність психофізіологічного відбору, необхідність передзміного контролю операторів небезпечних професій. Звична система дій, викликаючи полегшення розумової праці, суб'єктивно відчувається у вигляді позитивних емоцій, що у свою чергу позначається на позитивному психологічному кліматі в колективі й, у підсумку, на безпеці небезпечного об'єкта - атомного енергоблоку.

10.3. Психологічні причини техногенних аварій

При аналізі техногенних аварій можна виділити ряд основних причин психологічного характеру небезпечного, з погляду експлуатації складних систем, поведінки людей:

- **Погіршення фізичних якостей людей.**

Еволюція людини за останні 20-30 тисяч років відбувалася, в основному, у сфері психіки та інтелекту, завдяки яким створювалися та удосконалювалися знаряддя праці. Фізичні якості людини, в основному, погіршилися: понижилася гострота зору і слуху, знизилася мускульна сила та витривалість, знизилася швидкість психомоторних реакцій. Таким чином, створювані для задоволення потреб людини знаряддя, механізми, технічні засоби і системи стали причиною істотного відставання його фізичних і психічних можливостей від зростаючого рівня зовнішньої небезпеки.

- **Зростання ціни помилки або порушення.**

Більш жорсткі і небезпечні умови праці і життя людей з розвитком техногенного суспільства привели до об'єктивного росту ціни помилки людини (порушення норм безпеки на сучасному етапі розвитку). Коли первісна людина припускалася помилки в сільськогосподарській, ремісничій праці або ще раніше - полюванню, вона могла упасти з дерева, упустити на ногу камінь тощо. Помилки сучасної людини обходяться йому набагато дорожче: загибель від електричного струму, падіння на асфальт з висоти багатопверхових будинків, загибель в автомобільних та авіакатастрофах, масова загибель людей при аваріях складних технічних систем або виробництв.

- **Адаптація людини до небезпеки.**

Техніка оточує сучасну людину в домі, на шляху, на роботі і стала засобом задоволення багатьох потреб, джерелом задоволення, фактором престижу. Людина постійно взаємодіє з технікою, адаптуючись до її потенційної небезпеки. При цьому основна маса людей практично позбавлена інформації

про те, як часто відбуваються нещасні випадки при взаємодії з тим або іншим видом техніки або технології, і перестає боятися небезпеки. Дуже часто через дрібниці, миттєвих вигод (наприклад, закінчити роботу на півгодини раніше і встигнути на футбол) люди навмисно йдуть на порушення правил безпеки. Оскільки далеко не кожне порушення правил безпеки веде до травми, поступово відбувається адаптація до порушення правил і небезпеки.

- **Ілюзія безкарності.**

З ростом надійності технологічних процесів і устаткування і підвищенням загального рівня безпеки виробництва порушники норм безпеки починають вірити у свою невразливість, оскільки вони вже неодноразово порушували правила безпеки, і все обходилося. Таким чином, виробляється кредо поведінки "пронесило й пронесе", що породжує ілюзію того, що порушення правил безпеки можливо і небезпечно.

- **Конфлікт безпеки і продуктивності праці.**

Дотримання деяких вимог норм і правил безпеки не дає безпосередньої віддачі та приросту продуктивності праці, а навпаки, ускладнює технологічні процеси (експлуатація, ремонт, техобслуговування, модернізація тощо). Ці ускладнення найчастіше (майже завжди!) призводять до меншого випуску продукції, зниженню продуктивності праці. Отже, порушуючи вимоги інструкцій, з'являється можливість виконати процедуру швидше, тобто одержати матеріальну вигоду або виграти часу. У цьому конфлікті проявляється економічний важіль, що впливає на мотивацію поведінки працюючих.

Підсумовуючи можна зробити висновок про те, що з удосконалюванням техніки, підвищенням її надійності і безпеки ризику, що пов'язані з людським чинником стають усе більш помітними.

Головним у психології безпеки є виявлення загальних закономірностей діяльності людини в умовах небезпеки для того, щоб зробити цю діяльність більш безпечною. *За даними багатьох дослідників людська помилка, швидше за все (від 60 до 80%) виникає з організаційних причин, чим з індивідуальних причин.*

10.4. Аналіз психологічних причин свідомих порушень правил безпечної роботи

У ситуаціях, однакових для всіх працюючих, найважливіше значення для поведінки кожної окремої людини мають його індивідуальні характеристики: тип нервової системи, характер і темперамент, особливості мозкової діяльності і мислення, виховання та освіта, стан здоров'я, досвід і навички.

Всі ці характеристики у своєму екстремальному прояві формують низку основних психологічних причин свідомого порушення правил безпечної роботи:

- економія сил;
- економія часу;

- звичка до небезпеки або її недооцінка. Людина перестає зневажати ті прояви навколишнього середовища і компоненти трудового процесу, які раніше зауважувала і враховувала. Звикаючи до небезпеки і втрачаючи пильність, людина стає необережною, і не готовою до вживання заходів обережності;
- тенденція до копіювання норм групової поведінки. Поведінка такого роду характерна для тих виробничих колективів, де порушення норм і правил безпечної поведінки стає звичним для всіх членів колективу. Людина, що бажає додержуватися правил безпеки, стає в положення "білої ворони";
- звичка працювати із порушеннями;
- переоцінка власного досвіду і майстерності. Людина дозволяє собі порушення інструкцій, вважаючи свої знання процесу і досвід настільки значними, що у випадку виникнення небезпечної ситуації сподівається вчасно зреагувати і, застосувавши позаштатні дії, "вискочити" з небезпечної ситуації;
- бажання самоствердження. Людина йде на порушення правил безпеки в результаті вродженої непевності у власних силах і здатностях, або під впливом докорів у нерішучості з боку інших осіб. Проявляється ризикова поведінка, не викликане виробничою або ситуативною обстановкою, але диктована почуттям хибно зрозумілої власної значимості;
- стресові стани;
- схильність до ризику. Це особистісна характеристика, обумовлена індивідуальними психічними характеристиками, що проявляється в одержанні задоволення від небезпечних дій.

Таким чином, психологічні причини порушення правил безпеки спрямовані на пошук найближчих припустимих і найбільш легких шляхів задоволення деяких особистих потреб, які не збігаються із цілями, завданнями і потребами виробництва (організації). При цьому фактор випадковості найчастіше грає лише роль "спускового гачка" - це безпосередня причина, оскільки небезпечна ситуація - корінна причина створюється самим працюючим.

10.5. Психологічний клімат

Психологічний клімат у колективі та взаємини його членів багато в чому визначають загальний рівень безпеки. Не останню роль при цьому грають і фактори колективної поведінки:

- психологічна сумісність членів бригади (групи);
- наявність формального і неформального лідера;
- наявні конфлікти і способи їх розв'язання (вирішення);
- стиль керівництва;
- індивідуальний внесок кожного працівника в загальний (системний) рівень безпеки;
- проблема адаптації новачків.

Багато в чому психологічний клімат у колективі залежить від індивідуальності керівника, що повинен бути досить компетентним, контактним, справедливим, емоційно стійким. Варто враховувати, що поведінка окремих, сильних особистостей впливає на колективну думку та позиції. Поведінка неформального лідера взагалі і, зокрема, його відношення до питань безпеки роблять досить значний вплив на членів трудового колективу і на їхню поведінку на виробництві.

Однією із причин "відмови" у роботі людини є психічне перевантаження, що виникає внаслідок конфліктних ситуацій у виробничому колективі. Порушення нормальних відносин по вертикалі ("керівник-підлеглий") або по горизонталі ("робітник-робітник") призведе до стресів, психічної перенапруги і зривів. Тому прості людські, довірчі відносини, як по горизонталі, так і по вертикалі в колективі є запорукою психологічної стабільності, і, отже, безпечної поведінки.

Керівники виробництва повинні безупинно виявляти цікавість до питань безпеки діяльності. Для успішного створення такого психологічного настрою робітники повинні постійно відчувати прояв інтересу і турботи керівної ланки в області безпеки трудової діяльності.

Для створення необхідного психологічного клімату потрібні не окремі заходи, проведені зрідка, а продумана загальна політика керівництва, що опирається на концепцію "виробництво в умовах безпеки". На кожному виробництві повинна бути створена суспільна думка про те, що кожний (робітник, майстер, начальник цеху, директор) відповідає за безпеку. Рекомендуються, з метою виправлення (поліпшення) психологічного клімату проводити соціально-психологічні дослідження, відповідно до раніше наведеного (розд.4) методами у тому числі:

- Вивчення психологічного клімату в колективі.
- Вивчення психологічної сумісності персоналу.
- Вивчення думки колективу.
- Дослідження і розв'язування конфліктних ситуацій.

Властиво, доходимо до висновку щодо необхідності психологічної служби підтримки експлуатації АЕС. Відзначимо, що така служба була створена в екстремальній ситуації влітку 1986 року при ліквідації аварії на ЧАЕС, пізніше на кожній атомній станції були створені спеціальні підрозділи лабораторій психофізіологічного відбору (супроводу) - ЛПФО (рос.).

Способи передачі інженерно-психологічних знань і сфера їхнього обов'язкового використання наступні: аналітичні довідки, експлуатаційна документація, аналітичні звіти за результатами моніторингу, аналітичні звіти за результатами наукових досліджень, консультації, методики, навчальні заходи, реабілітаційні заходи, заходи психічної корекції.

В області науково-методичного супроводу діяльності психологічної служби роботи ЛПФО АЕС координується ОНІЦ "Прогноз". Пропозиції по ор-

ганізації робіт у цій області формуються їхнім керівництвом [72] у наступних тезах:

- розробка організаційних стандартів в області діяльності ЛПФО АЕС;
- розробка методик, методичних рекомендацій і вказівок для проведення психокоригувальної роботи;
- розробка методик і методичних рекомендацій з проведення психологічних і психофізіологічних обстежень;
- розробка методик для проведення психологічної реабілітації і психологічної підтримки персоналу;
- розробка методик і методичних вказівок щодо профілактики та урегулюванню конфліктів на виробництві;
- розробка методичних документів з психолого-педагогічної роботи;
- розробка методичного інструментарію для проведення соціологічних і соціально-психологічних досліджень трудових колективів АС;
- розробка методик і методичних вказівок з проведення ергономічної експертизи робочих місць і експлуатаційної документації;
- розробка методик і методичних рекомендацій з проведення професіографічного аналізу посад штатної структури АС;
- розробка методик і методичних вказівок щодо складання профілів професійних компетенцій для посад штатної структури АС;
- розробка та супровід програмно-технічних засобів і БД забезпечення психофізіологічних обстежень персоналу АС, соціально-психологічних досліджень, психолого-педагогічної роботи, ергономічної експертизи робочих місць і експлуатаційної документації,
- професіографічний аналіз, оцінки професійної діяльності;
- індивідуальне психологічне консультування фахівців ЛПФО;
- участь у періодичній атестації ЛПФО і фахівців ЛПФО;
- надання науково-інформаційної підтримки фахівцям ЛПФО по напрямках діяльності ЛПФО.

Як бачимо, незважаючи на значний прогрес у дослідженнях психології безпеки, не всі практичні завдання вирішені в цей час. Однією з найбільш важливих з них є завдання оцінки рівня культури безпеки і можливих засобів її виміру з врахуванням людського чинника в діяльності колективу.

Висновки.

Людина більше боїться тих речей, про небезпеку яких вона мало знає. І більше боїться тоді, коли думає про наслідки. Але мотив вчинків впливає на почуття безпеки дуже сильно, існують мотиви дій людини, які перемагають почуття страху - більш сильні почуття. Джерелом такої мотивації може бути природна інтуїція або переконання, сформовані в процесі виховання та навчання. Переконання оператора в своїй виключній відповідальності, повне розуміння процесів, знання своїх можливостей, впевненість в своїх здібностях в приборканні небезпеки, впевненість в товаришах, що стоять поруч на

своїх робочих місцях, як свідчить досвід ліквідації аварій, додає людині здібності перемагати страх небезпеки.

Питання для самоконтролю.

1. Розкажіть про психологію безпеки як про науковий напрямок.
2. Розкажіть про психологію безпеки як про поведінкову лінію людини.
3. Поясніть загальноприйняті погляди на ризик.
4. Наведіть основні визначення із сфери навчання персоналу.
5. Назвіть психологічні причини техногенних аварій .
6. Сформулюйте поняття психологічного клімату.
7. Перелічіть основні психологічні причини свідомих порушень правил безпечної роботи.
8. Охарактеризуйте психологічні особливості поведінки людини в умовах небезпеки.
9. Перелічіть фактори колективної поведінки, що визначають психологічний клімат.

РОЗДІЛ 11. ОЦІНКА КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ Й МОЖЛИВИХ СПОСОБІВ ВИМІРУ

В наш час оцінки культури безпеки проводяться експертами на основі контролю динаміки основних показників поточного рівня безпеки АЕС і анкетування персоналу. Виміри, в принципі, можливі на основі теорії поля культури безпеки або складних математичних методів.

11.1. Індикатори культури безпеки

Основними показниками поточного рівня безпеки енергоблоку АЕС є:

- показник ефективності використання встановленої потужності;
- коефіцієнт готовності до несення номінального навантаження;
- показник незапланованих автоматичних спрацьовувань АЗ;
- показник частоти порушень у роботі енергоблоків;
- готовність систем безпеки;
- колективна доза опромінення персоналу;
- кількість радіоактивних викидів і скидань у навколишнє середовище.

Зміни деяких показників безпеки впродовж останніх років проілюстровані в попередніх розділах. На рис.11.1 показана динаміка порушень у роботі АЕС України.

Нагадаємо, що порушенням у роботі АЕС називають відхилення у роботі АЕС, при якому відбулося відхилення від встановлених експлуатаційних меж і умов експлуатації. Порушення - це ще не аварії. Для однозначного розуміння розмірів аварій і їхніх радіаційних наслідків МАГАТЕ розроблена Міжнародна шкала ядерних подій (INES) [58]. Шкала INES розроблена та введена в 1990 році з метою поліпшити передачу повідомлень про події на АЕС фахівцям атомної промисловості, засобам масової інформації і громадськості. Шкала застосовна до подій на всіх ядерних установках. У рамках шкали події класифікуються по сімох рівнях. Основні критерії класифікації:

- * вплив за межами площадки;
- * вплив на площадці;
- * погіршення глибоко ешелонованого захисту.

До порушень відносять також: подія поза шкалою - не має відношення до безпеки по класифікації МАГАТЕ; події нижче шкали, не істотні для безпеки - нульовий рівень; події 1 рівня - аномалії; і події 2 і 3 рівнів - інциденти. Події *аварій* класифікуються за рівнем 4 – 7, тобто всього, разом з подіями поза шкалою маємо інформацію щодо порушень 9 рівнів, які зберігаються в базах даних.

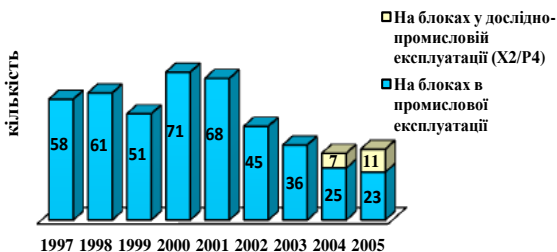


Рис.11.1 Динаміка порушень у роботі АЕС України.

Зниження числа порушень у роботі АЕС досягнуто завдяки впровадженню комплексу заходів (у тому числі - виконанню програми модернізації та підвищення безпеки, впровадженню заходів, запланованих в актах розслідування порушень, поліпшенню якості ремонту і техобслуговування, підвищенню якості навчання персоналу та впровадженню системи зворотного зв'язка з досвіду експлуатації).

Коефіцієнт готовності енергоблоку до несення навантаження (медіанне значення) по АЕС світу по даним ВАО АЕС наведений на рис.11.2, зміни цього інтегрального коефіцієнта для АЕС України представлені на рис.11.3.

Мінімальне середнє значення КВВП по АЕС України за період 1997-2003 роки спостерігалось в 1999 році і склало 66,4%. До 2003 року середнє значення КВВП постійно збільшуючись досягло 78,5%. За 2004 рік середнє значення КВВП по АЕС України дорівнює 81,4%.

Ці показники входять у щорічні звіти АЕС про безпеку, приводяться як комплексні показники безпеки блоку АЕС на різних нарадах, семінарах і конференціях з безпеки та ефективності роботи АЕС.

Розглядаючи ряд наведених показників безпеки з позицій математики, можна зробити наступні висновки:

- Всі показники є взаємозалежними та мають високі кореляції. Наприклад, чим більше (гірше) показник частоти порушень у роботі енергоблоків, тим гірше будуть і інші показники, тобто від цього показника залежать всі інші показники, можна визначити взаємні коефіцієнти регресії (така робота не проводилася).

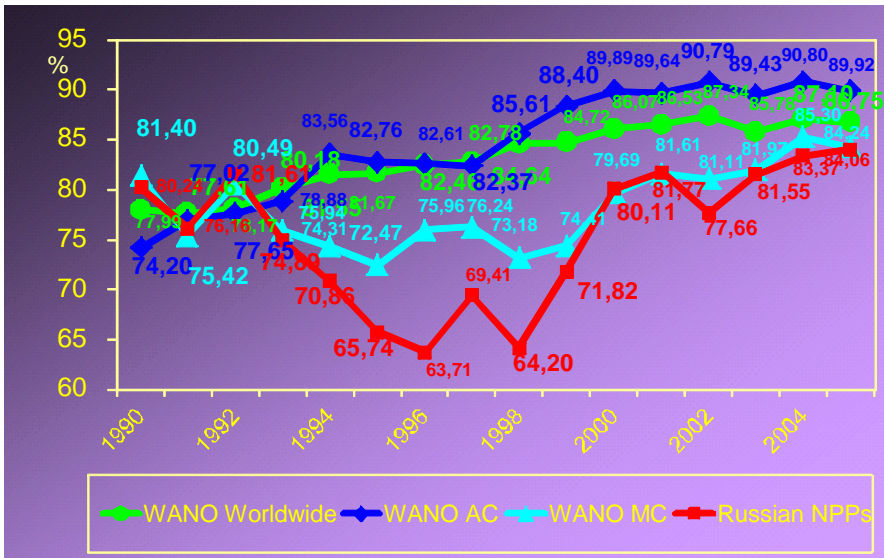


Рис.11.2. Зміна коефіцієнта готовності на АЕС світу.

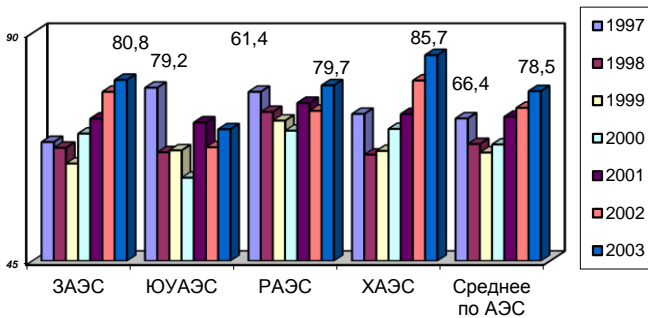


Рис.11.3. Зміна коефіцієнта готовності на АЕС України.

- Всі показники, показник частоти порушень у роботі енергоблоків у тому числі, залежать від технічного стану систем і елементів енергоблоку та підготовки персоналу, які можна визначити відповідно кількістю відмов і кількістю помилок.

- Всі показники є комплексними, у принципі фахівець по змінах кожного з них може прогнозувати діапазон зміни інших з високим ступенем вірогідності. Отже, наведені параметри - параметри високого рангу, а значить, існують і параметри (або індикатори) більше низького рангу, через які можна оцінити всі інші.
- Оскільки "культура безпеки" оцінюється всіма наведеними показниками, вона є над ними і представляє собою ще більш загальний показник безпеки. Крім цього вона може бути основою, початком усього, оскільки від її стану залежать всі показники безпеки.

Фактично ми прийшли до висновку про "кільцеву" структуру поняття "культура безпеки". Примітна в цьому змісті ілюстрація в стандарті МООП по взаємодії основних елементів системи керування охороною праці, рис. 11.4. Всі показники залежні, вони становлять якийсь єдиний елемент, ціле, як би перебувають на одній вісі.

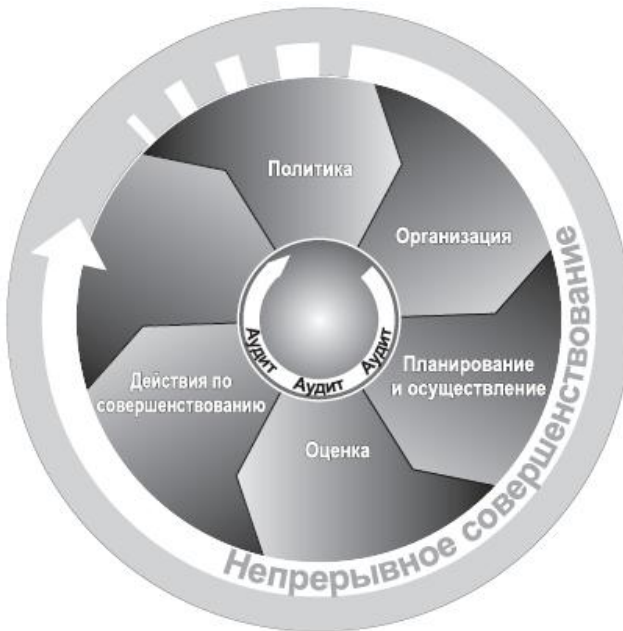


Рис. 11.4. Ілюстрація основних елементів системи керування охороною праці.

Для оцінки культури безпеки існує велика кількість і різноманітні індикаторів, у яких викладені бажані елементи ефективної системи керування безпекою (INSAG-4, INSAG-13, INSAG-15, Керівництво ASCOT). Ці елементи спостерігаються в підході організації до керування безпекою й підвищення рівня культури безпеки.

Нижче представлений перелік питань (INSAG-13), на основі яких можуть бути створені індикатори оцінки стану культури безпеки в організації. Цей список не є вичерпним і може бути розширений для того, щоб відбити, наприклад, специфічні питання законодавства країни, що стосуються безпеки, регуляторних норм і загальних підходів до питань безпеки в конкретній країні або організації. Ці питання згруповані за темами, кожна тема містить 4 – 7 питань, отже:

• **Визначення організації й вимог безпеки**

Заява про політику в області безпеки (включаючи стандарти, ресурси і цілі)

(1) чи є заява про політику в області безпеки, що виражає прихильність організації створенню ефективної системи управління безпекою?

(2) чи доведена ця заява до відома всього персоналу, та чи користується вона активною підтримкою вищого керівництва?

(3) чи створюють підтримувані стандарти безпеки всеосяжну і інтегровану структуру керування безпекою?

(4) чи адекватні наявні ресурси, та чи проводиться контроль їхньої адекватності?

(5) чи поставлені високі, але реалістичні цілі, що визначають майбутні плани безперервного вдосконалення?

(6) чи приділяє політика безпеки належну увагу невиробничій підтримці і ролі постачальників послуг?

• **Структури управління, відповідальність і звітність**

(1) чи володіють найвищі керівники організації необхідними знаннями та навичками для забезпечення безпечної експлуатації ядерного об'єкта?

(2) чи чітко визначені та зрозумілі функції і обов'язки всіх служб організації, що включають у себе як експлуатаційний персонал, так і групи технічного обслуговування устаткування станції?

(3) чи чітко визначені й зрозумілі експлуатуючою організацією функції та обов'язки допоміжних організацій?

(4) чи є методика управління організаційними змінами, що забезпечують підтримку стандартів безпеки під час і по закінченню цих змін, а також, чи здійснюється належне інформування регулюючих органів?

(5) чи вчасно інформується персонал про зміни його обов'язків, пов'язаних із проведенням організаційних змін?

• **Планування, контроль і підтримка**

Планування (включаючи оцінку ризику)

(1) чи існує ефективна система визначення та оцінки терміновості експлуатаційних і ремонтних заходів?

(2) чи є адекватними ресурси для мінімізації часу тривалих ремонтів і техобслуговування?

(3) чи є ефективною методика планування, оцінки та проведення модернізації станції (об'єкта) або технологічних процесів?

(4) чи є методика оцінки ризиків, пов'язаних з виконанням експлуатаційних і ремонтно-профілактичних завдань?

(5) чи враховуються результати оцінки ризику в наступних контрольних заходах, наприклад, у документації з допуску до робіт і в методиці виконання завдань?

• Контроль над діями (операціями), пов'язаними з безпекою

(1) чи існує система визначення ступеня контролю, необхідного для дій, пов'язаних з безпекою, щоб переконатися, що вони не є надмірними й неадекватними?

(2) чи послідовно забезпечується необхідний рівень контролю?

(3) чи є система належної авторизації дій, пов'язаних з управлінням безпекою?

(4) чи є методика забезпечення потрібного ступеня засвідчення й нагляду за діями з управління безпекою?

• Забезпечення компетентності

(1) чи гарантує процес підбора персоналу те, що персонал і підрядники мають необхідну кваліфікацію та навички, що відповідають розумовим і фізичним вимогам до конкретної посади?

(2) чи проводиться по закінченні підбора персоналу належний аналіз потреб навчання, чи враховуються в цьому аналізі зміни функцій індивідів або зміни по станції та у технологіях?

(3) чи забезпечує підготовка персоналу та керівників потрібними навичками й знаннями, необхідним їм для роботи?

(4) чи є адекватною підтримка з боку лінійних керівників і наявність ресурсів для навчання, при наявності відповідних програм підготовки майбутніх керівників і начальників відділів (груп)?

(5) чи існує адекватна методика оцінки індивідуальної роботи для визначення наступних цілей підготовки персоналу?

• Обмін інформацією й командною підтримкою

(1) чи є набір методів обміну інформацією серед персоналу (включаючи міжособистісний обмін і комунікацію в межах всієї станції (об'єкта)?

(2) чи адекватно інформуються персонал і керівники про цілі їхньої діяльності й пов'язаних з нею мірах безпеки (обережності)?

(3) чи є формальні механізми внесення пропозицій і постановки актуальних питань з безпеки з боку індивідів, а також як здійснюється зворотний зв'язок?

(4) чи є адекватною підтримка та розвиток командної роботи?

(5) чи сприяє організація розвитку та закріпленню гарних виробничих методів всередині команд (груп, відділів) і між ними?

• Нагляд

(1) чи здійснюється адекватний нагляд за персоналом, і чи надаються контролерам достатні можливості та повноваження візуально бути присутніми на робочих місцях?

(2) чи здійснюється адекватний нагляд за особами, що не є працівниками станції (об'єкта), наприклад, підрядниками, щоб забезпечити дотримання ними тих же високих стандартів, які підтримуються в самій експлуатуючій організації?

(3) чи надається достатня підтримка та підготовка керівникам і контролерам у питаннях впровадження і підтримки ефективних методів роботи?

(4) чи сприяють і заохочують керівники та контролери повідомлення з боку персоналу про питання, що стосуються безпеки?

(5) чи існують в організації чіткі і зрозумілі механізми заохочення гарної практики роботи та запобігання незадовільних результатів?

• Аудит, перевірка й зворотний зв'язок

Оцінка показників роботи

(1) чи має організація достатній набір засобів для створення ясного бачення своїх показників безпеки, включаючи тенденції в поведінці людей і несправності устаткування?

(2) чи проводиться регулярне порівняння показників безпечної роботи даної організації з такими ж показниками аналогічних організацій?

(3) чи проводиться відкритий і безсторонній аналіз подій, що мали місце, з метою точного з'ясування їхніх причин?

(4) чи приділяється адекватна увага відтворенню подій і чи використовуються його результати для перевірки ефективності попередніх коригувальних заходів?

(5) чи проводяться належні перевірки робочих місць і робочих процедур з метою оцінки відповідності прийнятим в організації стандартам безпеки?

(6) чи є засоби для контролю за наслідками організаційних змін?

• Аудит і перевірка

(1) чи підлягає комплекс заходів щодо безпеки належному аудитуві з метою оцінки його адекватності?

(2) чи підлягає питання безпеки станції (об'єкта) періодичній перевірці, та чи охоплює ця перевірка систему управління безпекою безпосередньо на ділянках об'єкта?

(3) чи підлягає об'єкт незалежним партнерським перевіркам з метою оцінки ефективності системи управління безпекою і її застосування?

(4) чи призводять результати аудитів і перевірок до помітних і ефективних поліпшень у системі управління безпекою?

(5) чи здійснює вище керівництво особистий контроль над безпекою роботи організації, і чи володіють вищі керівники необхідними навичками для критичної оцінки тенденцій у сфері безпеки?

• Коригувальні заходи й удосконалення

(1) чи призводить наявність зворотного зв'язка від аудитів і перевірок до адекватних коригувальних заходів, здійснюваних відповідно до конкретного графіка?

(2) чи здійснює організація коригувальні заходи щоб уникнути одержання несхвальних коментарів (оцінок) від інших організацій, наприклад, від регулюючих органів?

(3) чи проводиться ефективна розробка програми вдосконалення системи управління безпекою, що враховує пропозиції з боку персоналу?

(4) чи є адекватні ресурси для програми вдосконалення, і чи приймає в ній активну участь вище керівництво станції (об'єкта)?

(5) чи проводиться плановий контроль реалізації програми вдосконалення, та чи здійснюється на його основі перегляд цієї програми?

Трохи інший перелік питань для проведення анкетування персоналу з метою визначення індикаторів культури безпеки представлений у більш ранньому виданні МАГАТЕ (ИНСАГ-4, 1991 р.) [4]. Як уже було сказано, ці переліки носять рекомендаційний і надлишковий, у змісті інформативності, характер. Так в ИНСАГ-4 наведено більше 120 питань. Як правило, експлуатуюча організація підготує перелік питань, що враховують специфіку конкретного виробництва із запропонованих тем і рекомендаційних переліків МАГАТЕ.

11.2. Оцінка стану культури безпеки методом анкетування

11.2.1. Результати попередніх оцінок

В 2004 році Дирекція Компанії (ДП НАЕК "Енергоатом") провела четвертий цикл перевірок і оцінки стану культури безпеки на АЕС Компанії. Раніше перевірки були проведені в 1994, 1998 і 2002 роках з одночасним анкетуванням персоналу з питань стану безпеки та відношенню до забезпечення безпеки.

У 2002 році на всіх ВП АЕС були проведені цільові перевірки стану культури виробництва. Для виявлення тенденцій у стані культури безпеки і відношення персоналу щодо забезпечення безпеки було проведено анкетування персоналу за зразком 1994 і 1998 років. Оцінюючи результати чотирьох циклів перевірок можна зробити висновок про **стабільні позитивні тенденції** як по стану культури безпеки, так і по відношенню персоналу атомних станцій до питань забезпечення безпеки. Навіть перевірки та анкетування, проведені в 1998 році (найбільш кризовий рік у частині фінансового стану, у частині виплати заробітної плати персоналу), показали позитивні тенденції в порівнянні з 1994 роком, за винятком декількох позицій анкети, зв'язаних безпосередньо з фінансовим станом, що цілком зрозуміло та пояснено. Анкетування 2002 року показало незначне збільшення негативних показників по низці позицій анкети при наявності позитивних тенденцій по більшості показників.

Перевірки стану культури виробництва на АЕС в 2002 році були спрямовані в першу чергу на оцінку планування та виконання організаційних і технічних заходів щодо виконання вимог норм, правил і експлуатаційної документації в частині:

- утримання території пром. майданчиків, будинків і споруджень;

- стану технологічного устаткування;
- стану приміщень, у яких розташоване технологічне устаткування;
- стану робочих місць персоналу;
- забезпечення та виконання вимог радіаційної безпеки, охорони праці й пожежної безпеки;
- планування та виконання заходів щодо роботи з персоналом.

Перевірками були охоплені практично всі підрозділи АЕС. В результаті проведення перевірок встановлено: керівництво ВП АЕС приділяє досить багато уваги стану "культури виробництва". На всіх ВП АЕС відповідно до вимог нормативної та експлуатаційної документації проводяться систематичні обходи робочих місць адміністративно-технічним персоналом АЕС і підрозділів. В обходах беруть участь генеральні директори АЕС, головні інженери і їхні заступники, керівники структурних підрозділів і їхні заступники.

В планах ВП АЕС по роботі з персоналом передбачалася "розробка та реалізація систем мотивації персоналу, що формують прихильність принципам культури безпеки та культури виробництва".

Метою перевірок 2002 року було також вивчення та поширення позитивного досвіду в організації робіт з підвищення культури виробництва, з цією метою в складі комісій включалися представники всіх атомних станцій.

Результатом цих перевірок з'явилася поширення в першу чергу досвіду ведення програми культури виробництва на Запорізької АЕС. У цей час на всіх атомних станціях діють ці програми. За минулий період значно покращилися показники в усіх напрямках культури безпеки, про які говорилося вище, на всіх, без винятку, АЕС Компанії.

11.3. Методи експертного оцінювання при проведенні аналізу проблем безпеки - теорія

Проблему безпеки можна віднести до класу соціально-технічних проблем. При її дослідженні з успіхом використовуються як точні методи, що базуються на математичних моделях та обчислювальних експериментах, так і експертні методи. Більш того, експертні методи, які на початку свого існування використовувалися виключно для дослідження і прогнозування соціальних процесів, тепер з успіхом застосовуються при вирішенні технічних та організаційно-технічних проблем.

Одним з перших, хто зрозумів перспективність технологій експертного оцінювання, був видатний радянський математик, академік, директор Інституту кібернетики АН УРСР В.М. Глушков [59]. Значний вклад у розвиток методів експертного оцінювання внесли такі вчені, як С. Д. Бешелев, О.Ф.Волошин, Ф. Г. Гурвіч, Добров, О.І. Ларічев, Б. Г. Литвак, Б. Г. Миркін, А. І. Орлов, В. Парето, В. В. Подиновський, Д. А. Поспелов, Т. Сааті, Г. Саймон, Ю.І. Саєнко, Г. Фішер, К. Дж. Ерроу. Ними розроблений ряд моделей та методів експертного оцінювання та основи математичної теорії прийняття рішень.

Методи експертного оцінювання представляють собою комплекс логіко-математичних методів, націлених на організацію роботи з експертами і обробку думок експертів, що виражені в кількісній чи якісній формі, з метою підготовки інформації для прийняття рішень. Узагальнена думка, що отримана як результат обробки окремих думок експертів, приймається як рішення проблеми

Метод експертних оцінок вирішує дві основні задачі:

- Оцінку рівня достовірності даних, що отримані за допомогою опитувань.
- Прогноз тенденцій розвитку процесів на основі даних опитувань.

Опитування проводяться за допомогою анкет, бланків, що розробляються згідно спеціальних вимог. Розроблені типові моделі проведення експертизи, такі як моніторинг, проект, рецензія.

В них аналіз інформації спирається на правила агрегації даних, що характеризують груповий вибір, знаходження результуючої думки чи побудову відповідного прогнозу.

11.3.1. Таксономія моделей експертного оцінювання

Різноманітність форм експертного опитування виникає із різноманітності відношень між учасниками експертизи:

- організаторами експертизи та експертами,
- експертами в самій групі експертів,
- відношенням експертів до результатів своєї діяльності

Аналіз цих відношень дав змогу В. Косолапову та І.Вдовиченко [60] деталізувати їх та побудувати таку таксономію форм експертного опитування:

1. Організатори – експерти:

- 1.1. *Форми контакту*: пряма, заочна.
- 1.2. *Спосіб вербального спілкування*: усний, письмовий.
- 1.3. *Ітераційність опитування*: разова, повторююча.

2. Експерт – експерт:

- 2.1. *Організація праці*: індивідуальна, колективна.
- 2.2. *Форма спілкування*: пряма (обличчям до обличчя), опосередувальна.
- 2.3. *Зворотний інформаційний зв'язок*: узагальнений, доповнюючий, мотиваційний, якісні чи кількісні оцінки.

3. Експерти – результати:

- 3.1. *Процедура прийняття результатів*: консенсус, більшість.
- 3.2. *Вид експертної оцінки*: колективна думка, рекомендація, рішення.
- 3.3. *Обробка отриманої інформації*: одноразова, безперервна.

Треба відзначити, що при проведенні експертизи не ставиться за мету механічно замінити індивідуальний вибір спільною думкою. Навпаки, процедури експертного оцінювання передбачають спеціальний розгляд випадків, коли індивідуальна думка сильно відрізняється від спільної.

11.3.2. Огляд методів експертного оцінювання

Дуже важливим таксономічним показником в експертному оцінюванні є можливість або неможливість взаємодії між експертами.

До першого класу методів експертного оцінювання можна віднести такі відомі методи як метод мозкового штурму, метод номінальної групи, метод ПАТЕРН.

До другого класу належать методи, що виключають можливість взаємодії експертів. Це метод сканування, метод анкетування, метод інтерв'ю, метод якісного зворотного зв'язку, метод Делфі, метод попарних порівнянь, метод ранжирування, та інші..

Розглянемо особливості деяких перерахованих вище методів.

Метод мозкового штурму.

Цей метод використовує разовий особистий контакт організатора експертизи з експертами.

Процедура метода мозкового штурму передбачає

- формулювання проблеми;
- формування групи експертів-спеціалістів;
- сумісну роботу експертів, що при заданих часових обмеженнях та заданих критеріях повинні згенерувати ряд ідей та підходів до вирішення проблеми та виділити діапазон можливих рішень. При цьому не проводиться обговорення сформульованих ідей.

Дискусія (метод комісії)

Метою дискусії є створення колективної думки. В дискусії допускається зворотний зв'язок між експертами, підтримується творчий характер обговорення, можливість аргументації.

Цей метод має як позитивні, так і негативні риси. До перших можна віднести простоту, миттєвий зворотний зв'язок, швидке самонавчання експертів. До других відносять відсутність анонімності, прояви конформізму, прояви різноманітної активності експерта не зв'язаної з їх компетенцією.

Метод віднесеної оцінки.

Його суттю є повторювання кількох циклів дискусії з виявленням розбіжностей та створенням на цій основі єдиної думки (консенсусу). Члени експертної групи, що не приєдналися до загальної позиції, мають право на фіксацію своєї думки в заключному документі експертної сесії.

Метод ПАТЕРН

Цей метод передбачає створення сценарію, в якому проблема розділяється на низку підпроблем, які в свою чергу розділяються на ще більш вузькі проблеми і т.д. до тих пір поки не будуть отримані достатньо прості елементи, що можуть бути оцінені експертами (дерево цілей).

Експертним методом призначаються коефіцієнти відносної важливості кожної задачі.

Допускається відкрите обговорення в експертній групі.

Анкетування

Це письмова форма опитування, що проводиться заочно і забезпечує повну анонімність. В сучасних соціологічних дослідженнях використовуються поштове та роздавальне анкетування. Останнє розглядається як більш надійний варіант анкетування. Однак жорсткі рамки варіантів відповідей, не повернення анкет та інші чинники можуть негативно вплинути на коректність результатів обробки анкетування.

Метод інтерв'ю

Це очна форма проведення опитування. Вона має певні переваги в зрівнянні з анкетуванням, оскільки не залишає питань без відповідей, невизначені відповіді можуть бути уточнені, отримана інформація більш повна в зрівнянні з анкетуванням. Але мала оперативність, потреба у великій кількості інтерв'юєрів великі затрати часу суттєво знижують цінність даного методу.

Метод Делфі

Згідно з цим методом процедура опитування включає декілька ітерацій, кожна з яких починається з індивідуального письмового опитування й завершується машинною обробкою отриманих даних. У першому турі експерти висловлюють свої думки без аргументації, у послідовних турах використовуються аргументація.

Отримана додаткова інформація в узагальненому вигляді передається експертам, після чого проводиться наступний тур опитування.

Процедури методу Делфі характеризуються анонімністю, регульованим зворотним зв'язком та груповою відповіддю. В даному методі виключається сумісна робота експертів в цілях виключення конформізму.

Недоліками методу є великі витрати часу на багатотурову експертизу, невизначеність у кількості турів, ігнорування різниці у компетентності експертів.

Метод якісного зворотного зв'язку

Процедура методу передбачає, що в першому турі всі експерти одночасно дають оцінки і детальні текстові пояснення своїх оцінок. Потім створюється і передається кожному експерту зведена інформація, що сумує обґрунтування всіх експертів. Далі ітерації продовжуються до моменту, коли індивідуальні оцінки експертів не стабілізуються.

Цей метод усуває вплив зворотного зв'язку на зближення оцінок

Метод попарних порівнянь

Процедура методу передбачає послідовне пропонування експерту пар альтернативних варіантів, з котрих він повинен вибрати один більш привабливий для себе. Якщо експерт має труднощі як це зробити, він розглядає їх як незрівнянні або рівноцінні.

Метод ранжування

У цьому методі експерту пропонується набір з 20-30 варіантів альтернатив для їх упорядкування по перевазі. Ранжування об'єктів можна проводити різними способами.

Для методології експертного оцінювання дуже важливу роль відіграє аналіз експертних даних.

Можна виділити два підходу до такого аналізу:

- пошук компромісної точки зору, що трактується як рівнодія усіх висловлених думок;
- використання методів математичної статистики для пошуку групової оцінки.

11.4. Логіко-функціональна схема проведення експертизи

Розглянемо схему проведення експертизи. В ній можна виділити низку етапів.

I. Етап підготовчий:

- 1) формування робочої групи;
- 2) формування експертної групи;
- 3) побудова структурної схеми об'єкта (Знаходження необхідної кількості експертів, критеріїв, методів).

II. Етап отримання індивідуальних експертних оцінок:

- 1) вибір процедури призначення оцінок експертами;
- 2) вибір методу отримання інформації від експерта;
- 3) підготовка необхідних для опитування документів;
- 4) опитування експертів;
- 5) збір експертної інформації.

III. Етап отримання колективних експертних оцінок

- 1) узагальнення індивідуальних експертних оцінок;
- 2) оцінка рівня узгодженості індивідуальних експертних оцінок;
- 3) визначення об'єктивності колективних експертних оцінок;
- 4) необхідність брати до уваги крайні значення;
- 5) аналіз експертної інформації.

IV Інтерпретація отриманих результатів і підготовка висновка для ОПР.

При використанні комп'ютерних технологій в процесі експертного оцінювання вказана вище етапність може перетерпіти ряд змін та уточнень.

Наприклад:

- 1) організаційний етап;
- 2) етап оцінки ситуації;
- 3) етап розробки рішення;
- 4) етап прийняття рішення;
- 5) етап супроводження.

При дотриманні кожного із зазначених вище варіантів етапності необхідно забезпечити виконання таких важливих процедур:

- формулювання проблеми,
- визначення об'єкту та предмету дослідження;
- початковий аналіз об'єкту дослідження;
- визначення цілей експертизи та постановку задачі дослідження;
- уточнення та інтерпретацію основних понять;
- формулювання гіпотез;
- формування групи управління;
- відбір та формування групи експертів;
- розробка процедури опитування;
- проведення опитування;
- аналіз та обробка інформації, отриманої від експертів;
- прийняття рішення з урахуванням результату експертизи;
- підготовка та затвердження наукового і фінансового звітів щодо проведення експертного дослідження.

Розглянемо докладніше дії, виконувані на різних етапах.

Організаційний етап

Першим етапом організації експертного оцінювання є підготовка документа, в якому відображені такі питання:

- постановка задачі експертизи;
- мета експертизи;
- обґрунтування її необхідності;
- терміни виконання робіт;
- задачі та склад групи управління;
- обов'язки, права групи;
- фінансове та матеріальне забезпечення виконання робіт.

Для підготовки цього документу та керівництва всією роботою призначається керівник групи експертизи. На нього накладається обов'язок формування групи управління та відповідальність за організацію її роботи.

Група управління формує саму проблему, визначає мету та задачі експертизи, розробляє процедуру експертизи, розробляє метод опитування, перелік оцінюваних факторів, рівень деталізації, формує експертну групу, проводить опитування експертів, обробляє отримані оцінки, аналізує їх, робить висновки, дає рекомендації. В задачі групи входить забезпечення умов для плідної роботи експертів, забезпечення експертів всією доступною об'єктивною інформацією щодо аналізуємої проблеми.

В експертизі приймають участь різні особи з різними функціями:

1. Замовник – особа, група, організація, товариство, котре зацікавлене в результаті експертизи і буде його використовувати в своїй діяльності.

2. Організатор – особа, котра організує процедуру експертизи, визначає правила відбору експертів, правила отримання відповідей експертів та їх обробку.

3. Експерти – група спеціалістів по даній проблемі, що включені організаторами в процес експертного опитування.

4. ОПР – особа або група осіб, що по результатам експертизи приймають рішення щодо розглянутого питання.

Після того, як сформульовано мету експертизи, розроблена процедура опитування та форма анкети, підходять до наступного кроку – відбору експертів. Проблема підбора експертів є однією з найбільш складних. Можна сказати, що немає методів підбору експертів, що гарантовано забезпечує успіх експертизи.

Методи вибору експертів можна розділити на два класи: клас об'єктивних методів та клас суб'єктивних методів. Перший передбачає використання спеціальної методики відбору, другий – залучення до процедури відбору потенційно самих досвідчених експертів чи наукової громадськості.

Вибір експертів починають з визначення областей спеціалізації даної проблеми.

Ця робота включає:

- визначення спектру діяльності;
- визначення кількості експертів у групі;
- складання начального списку експертів з урахуванням їх місцезнаходження;
- аналіз якості експертів і уточнення списку експертів у групі;
- отримання згоди від експертів на їх участь у роботі;
- складання кінцевого списку експертної групи.

При утворенні списку кандидатів в експерти враховують рід занять і стаж роботи по заданому профілю, компетентність в даній області, характер освіти, вік, ерудицію у суміжних областях і наявність специфічних якостей. Для визначення рівня компетентності використовують самооцінку експертів або колективну оцінку авторитетності кожного з кандидатів в експерти. Метод колективної оцінки використовують для формування груп експертів, коли вони знають одне одного як спеціалісти. Опитування експертів може бути очним чи заочним (почтове опитування, телефонне інтерв'ю). Робота по підборі експертів закінчується повідомленням щодо включення їх до експертної групи.

Етап оцінки ситуації.

Опитування – головний етап сумісної роботи групи управління та експертів. Основним змістом робіт виконуваних на цьому етапі є:

- 1) постановка задачі та питання щодо експертів;
- 2) інформаційне забезпечення роботи експертів;
- 3) вироблення експертами думок, оцінок, пропозицій;
- 4) отримання результатів роботи експертів.

При проведенні опитування вирішуються три типа задач:

- якісна чи кількісна оцінка заданих об'єктів експертизи;
- побудова нових об'єктів;
- оцінювання нових об'єктів експертизи.

В залежності від характеру проблеми, її цілей організатори експертизи вибирають методи опитування. Основні методи всіх різновидів опитування розглянуті в цьому розділі раніше.

Етап розробки рішення.

На цьому етапі проводиться перетворення емпіричних даних, отриманих у ході дослідження, до виду, що забезпечує їхню прозорість, компактність і придатність до змістовного аналізу, перевірки дослідницьких гіпотез і інтерпретації. Вхідною інформацією для обробки є числові дані, які відображають переваги експертів, і змістовне обґрунтування цих переваг. Метою обробки є одержання узагальнених даних і нової інформації, що втримується в схованій формі в експертних оцінках. При цьому виробляється аналіз, що дозволяє зробити висновки, виявити закономірності й тенденції. На цій основі формується рішення проблеми.

Етап розробки рішення включає:

- 1) підготовку даних до обробки;
- 2) групування;
- 3) складання таблиць та графіків;
- 4) інтерпретацію та виключення;
- 5) визначення відносної ваги об'єктів;
- 6) перевірку узгодженості думок;
- 7) отримання характеристик усередненого значення;
- 8) виявлення розкиду думок, вплив характеристик експертів на зміст їхніх відповідей;
- 9) оцінка надійності результатів обробки;
- 10) наукові звіти та рекомендації.

Вибір математичного методу аналізу даних тісно пов'язаний зі шкалами відповідних ознак.

Розроблені методи визначають залежність видів результатів від характеру експертної інформації.

Наявність як числових даних, так і змістовних висловлювань експертів призводить до необхідності використання якісних та кількісних методів обробки результатів експертного оцінювання. Питома вага використання цих

методів суттєво залежить від класу проблем, що вирішуються експертним оцінюванням. Всю множину проблем можна розділити на два класи.

В першому класі знаходяться проблеми, для рішення яких мається достатній рівень знань та досвіду. Для них можна успішно використовувати методи математичної статистики, що базуються на осереднених даних.

У другому класі лежать проблеми, для рішення яких ще не накоплений достатній інформаційний потенціал. Тому обробка повинна базуватися на методах якісного аналізу.

У цьому разі найбільш результативним є проведення обробки даних експертних досліджень сучасними методами прикладної математичної статистики, статистики об'єктів нечислової природи та сучасної комп'ютерної техніки. Обробку великих об'ємів даних треба проводити на ЕОМ.

Мета заключних етапів експертизи – узагальнити, проаналізувати та науково проінтерпретувати, зробити висновки та дати рекомендації.

11.5. Використання кількісних методів та моделей експертизи складних систем на етапі розробки рішення

Кількісний підхід привів до бурхливого розвитку ряду напрямків, прямо чи опосередковано пов'язаних з експертизою та прийняттям рішень, таких, як дослідження операцій, системний аналіз, лінійне та цілочисельне програмування, динамічне програмування, теорія ігор й ін.

Експертні оцінки мають широкі можливості для максимального використання кількісних методів. Створення та використання моделей експертизи та процесу прийняття рішень дозволяє якісно і кількісно оцінювати ситуації, за допомогою спеціально введених вербально-числових шкал. Однак треба розуміти, що модель дозволяє знайти раціональне рішення тільки для того спрощеного варіанту ситуації прийняття рішення, яке використовується в моделі. Неможливо акт прийняття рішення перекладати тільки на закладені в комп'ютер моделі ситуацій та отримані з їх допомогою альтернативні варіанти рішень. Вони носять лише характер рекомендацій і сприяють розробці ефективного рішення, але відмова від їх використання в складних ситуаціях, знижує ефективність прийнятих рішень.

При проведенні експертних досліджень треба відділяти методи отримання кількісних експертних оцінок від методів обробки кількісних даних експертизи. На це вказує і відомий спеціаліст в області моделювання показників розвитку соціальної інфраструктури Ю.І. Саенко [61].

Він пропонує розділити методи аналізу та обробки експертної інформації на методи статистичного аналізу інформації, у тому числі методи описувальної статистики (розрахунки багатомірних розподілів ознак, обчислення середніх, обчислення мір розсіяння), методи статистики висновку (кореляційний, регресивний, факторний, кластерний, причинний, дисперсійний аналіз, багатовимірне шкалювання й ін.), а також методи моделювання і прогнозування

явищ і процесів (аналіз часових рядів, імітаційне моделювання, ланцюги Маркова й ін.).

Оскільки явища громадського життя можуть бути складними та багатофакторними, зв'язок між факторами практично завжди описується кореляцією. Кількісно силу кореляційного зв'язку оцінюють за допомоги коефіцієнтів кореляції, як правило використовуючи коефіцієнт Пірсона.

Для факторів, заданих в порядкових шкалах розраховують рангові коефіцієнти кореляції Спірмена та Кендела, які інтерпретуються також як і коефіцієнт кореляції Пірсона.

Якщо аналіз даних використовує велику кількість взаємопов'язаних факторів, доцільно використовувати спеціальні методи і алгоритми багатовимірної статистики. Це потребує значних обчислень, тому для експертного оцінювання розроблений ряд спеціальних алгоритмів та програм аналізу даних.

Серед методів багатовимірної статистики тут найбільш часто використовуються факторний та кластерний аналіз.

Для вирішення проблем обробки експертної інформації, окрім традиційних методів математики і статистики інколи використовують і такі потужні методи, як методи аналізу часових рядів, методи імітаційного моделювання й ін.

Етап прийняття рішення

Процес прийняття рішень має багато тонкощів та невизначеностей. Метод експертних оцінок є "інструментом підготовки" прийняття рішень. Процедури прийняття рішень можуть виконуватися шляхом надання висновків ОПР та експертів, тобто творчо, неформальним образом або з використанням формальних засобів – математичних методів та інформаційних технологій.

В процесі прийняття рішень виконується пошук, розпізнавання, класифікація, упорядкування та вибір. Для вирішення цих задач використовуються методи аналізу та синтезу, індукції та дедукції, зрівняння та узагальнення. Формальні процедури допомагають в проведенні розрахунків з метою аналізу варіантів рішення, оцінки необхідних ресурсів, звуження множини варіантів рішення тощо. [62].

Етап прийняття рішень включає наступні дії:

- вивчення результатів обробки експертних оцінок;
- узгодження та розгляд можливих альтернатив;
- вибір варіанта рішення;
- розробку дій щодо реалізації рішень;
- розподіл відповідальності.

Нормативні моделі можна розділити на неконструктивні та конструктивні. Для перших характерно те, що за допомоги вибраного метода із множини начальних альтернатив X виділяється множина Парето $X^{\hat{N}}$, а вибір ефективного рішення x^* із $X^{\hat{N}} \subset X$ робить ОПР на основі евристичних міркувань. При конструктивному підході ОПР приймає участь у виборі формального

метода, що необхідний для вибору $x^* \in X^C$. В залежності від ролі ОПР у виборі, обґрунтуванні, реалізації формальної процедури вибору x^* можна виділити декілька груп методів. Автор наукової школи квантового підходу при прийнятті рішень І.Б. Сироджа у своїй праці [63] описує п'ять груп методів.

Різні методи прийняття рішень при багатьох критеріях відрізняються способом переходу до єдиної оцінки альтернатив [62, 64]. Професійному рішенню придатні правильність, своєчасність, системність. Результатом цього етапу є єдине прийняте рішення. ОПР повинен урахувати всі негативні дані по альтернативі, не відкидати, а аналізувати їх. Це допоможе краще зрозуміти і оцінити кожен альтернативу. Цей етап являється центральним, але він неможливий без всіх попередніх етапів.

Процес підготовки й прийняття рішень включає чотири головні стадії:

- створення концепції;
- проектування;
- вибір;
- виконання рішення.

Весь процес прийняття рішення завершує реалізація прийнятого рішення.

Для прийняття рішення застосовують моделі, що представлені в табл. 11.1.

Табл. 11.1 Моделі та методи прийняття рішень.

№	Категорія	Мета та процес	Методи представлення
1	Оптимальний Вибір з декількох альтернатив	Знайти найкраще рішення з невеликої кількості альтернатив	Дерева та таблиці рішень
2	Оптимізація через алгоритм	Знайти найкраще рішення з великого або нескінченного числа альтернатив	Методи математичного програмування
3	Імітаційні моделі	Знаходження прийнятного рішення серед перевірених альтернатив з використанням експериментів	Різні методи імітаційного моделювання
4	Евристики	Знаходження прийнятного рішення з застосуванням правил	Евристичне програмування. Експертні або інтелектуальні системи
5	Другі методи	Знаходження ситуацій використовуючи правила what-if	Моделювання на основі логіки
6	Моделі передбачення	Передбачення наступного на основі даного сценарію	Моделі прогнозів

11.6 Метод формування експертної групи

Складність підбору експертів для роботи в експертній групі пов'язані з невизначеністю в оцінці результатів кожного їх рішення. Ця невизначеність пояснюється тим, що за час з моменту отримання інформації до моменту використання результату може відбутися:

- старіння інформації, котру використовує експерт;
- знецінювання досвіду експерта;
- зміна функцій, структури, параметрів системи;
- зміна функцій, структури, параметрів зовнішнього середовища.

Разом з тим від експертів суттєво залежить якість результатів експертного оцінювання. Тому проблемі формування експертної групи в літературі по проведенню експертиз приділяється велика увага.

Більш менш прийнятою типовою схемою процесу відбору експертів можна вважати алгоритм, представлений на рис.11.5, а структурно-інформаційна схема процесу експертного оцінювання, що базується на цьому алгоритмі представлена на рис. 11.6.

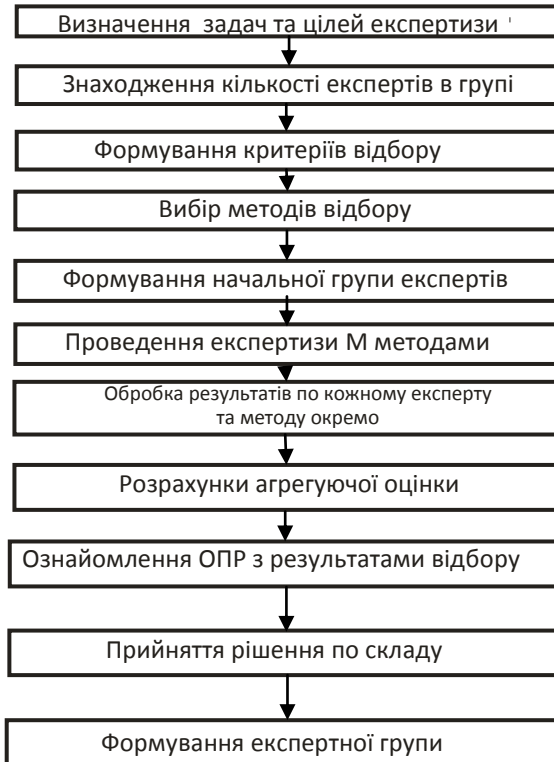


Рис. 11.5 Схема процесу відбору експертів.

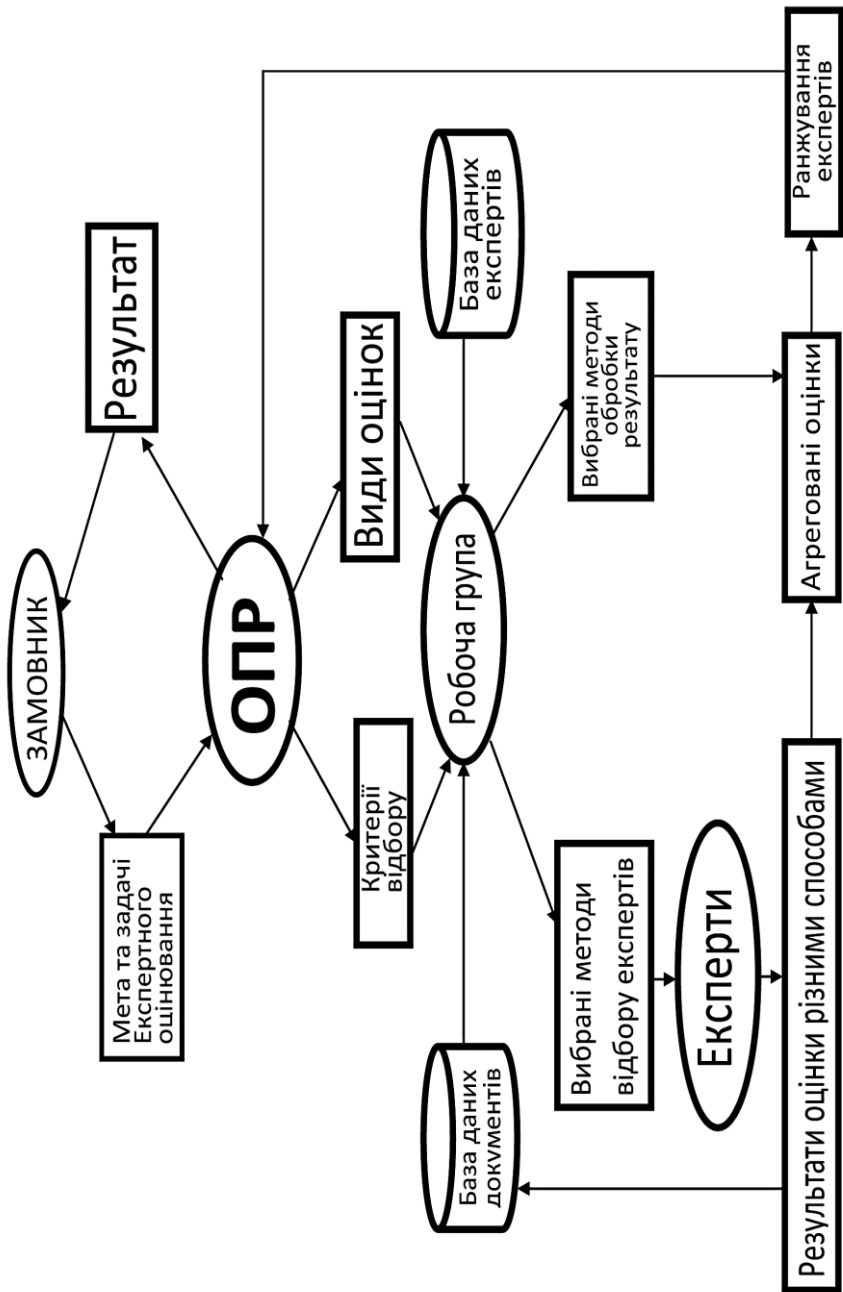


Рис.11.6. Структурна схема процесу експертизи

Якщо дотримуватися вимог системної єдності й жорстко впливати послідовності кроків даного алгоритму, то дана стратегія дозволить розкрити деякі невизначеності, а саме ті, які пов'язані із зовнішнім середовищем і станом самого об'єкта дослідження.

11.6.1. Знаходження раціональної кількості експертів у групі

Достовірність оцінок групи експертів залежить від якості окремих експертів та кількості членів експертизи. Зі збільшенням числа експертів достовірність оцінок росте. Але затрати теж зростають, оскільки вони пропорційні кількості експертів. Звідси, фінансові ресурси обмежують максимальну кількість експертів в групі. Експертна група не може бути дуже чисельною. Досвід показав, що збільшення числа експертів за рамками відомих меж не дасть суттєвого приросту нової інформації ні в деталях, ні по якості.

Автор підручників і монографій по соціології та філософії С.Б. Кримський дійшов до висновку, що середньоквадратична похибка результату експертизи спершу падає при збільшенні чисельності групи експертів, досягає мінімуму при 7-ми експертах, а потім починає зростати. Його експерименти показали, що “збільшення числа експертів починаючи з деякого моменту призводить до росту похибки експертизи”. С.Б. Кримський робить висновок, що раціонально в експертну групу включати не більш як 10–15 найбільш компетентних експертів. Як правило, чисельність експертної групи нараховує приблизно 5-7, а максимально 10-15 чоловік. Таким чином, беручи до уваги верхнє і нижнє обмеження, можна визначити кількість експертів в групі.

Нижче ми приводимо методичу Е.П. Райхмана і Г.Г.Азгальдова, що базується на цих ідеях.

Обчислимо кількість експертів N з заданою довірною імовірністю α та похибкою ε .

Для цього використаємо формулу

$$N = \frac{t_{\alpha}^2 S^2}{\varepsilon^2},$$

де S – середній квадратичний відхил оцінки, а t_{α} - аргумент, значення якого дано в таблицях.

Якщо експертна група формується вперше, і немає можливості визначити значення S по результатам попередніх опитувань, то ОПР може задати похибку не в абсолютній, а у відносній формі ε_1 , і формула буде мати вигляд

$$N = \frac{t_{\alpha}^2}{\varepsilon_1^2},$$

де ε_1 - задана до начала опитування гранично допустима відносна похибка, в долях S .

$$\varepsilon_1 = \frac{\varepsilon}{S}, \text{ де } \varepsilon - \text{ абсолютна похибка.}$$

У таблиці 11.2. представлені значення N для $\varepsilon_1 = 0,1 \div 3$ і надійності (довірчої імовірності) експертної оцінки $\alpha = 50 \div 99\%$, що покриває практично всі можливі варіанти експертної оцінки.

Табл. 11.2. Можливі варіанти експертної оцінки

$\varepsilon_1 =$ $\alpha, \%$	3	2	1	0,5	0,3	0,2	0,1
99	1	2	7	26	74	16	66
95	1	1	4	15	43	96	38
90	1	1	3	11	31	67	27
85	1	1	2	8	23	51	20
80	1	1	2	7	19	41	16
75	1	1	2	5	15	33	13
70	1	1	2	4	12	27	10
65	1	1	1	4	10	22	86
60	1	1	1	3	8	18	71
55	1	1	1	2	7	15	57
50	1	1	1	2	5	11	45

На чисельність експертної групи можуть впливати і такі фактори:

- допустима трудомісткість опитування (K_{mp})
- можливість керування експертною групою (K_{grp}),
- можливості організаторів експертизи ($K_{орг}$).

Таким чином, в узагальненому вигляді формулу чисельності експертної групи можна записати вигляді: $N = f(\alpha, \varepsilon, K_{mp}, K_{grp}, K_{орг})$.

11.6.2. Концепція системи багатокритеріального відбору та методика її використання при формуванні експертної групи

При формуванні експертної групи організатори експертизи зобов'язані керуватися тим, що повинні бути сформульовані “правила гри”, якими можуть служити:

- критерії відбору експертів;
- методика відбору.

Без сумніву, в силу людської обмеженості й необхідності в організації плідної роботи задача формування експертної групи є багатокритеріальною задачею, яка залежить від предметної області, мети та задач експертного оцінювання..

В експертному оцінюванні класичним засобом побудови системи критеріїв є:

- виділення груп критеріїв виходячи з міркувань придатності для порівняння;
- побудова відношення підлеглості між групами критеріїв;
- призначення вагових коефіцієнтів між групами критеріїв;
- призначення вагових коефіцієнтів для часткових критеріїв у групі.

При виборі учасників експертної групи останні дві дії дозволяють вчислити ранг часткових критеріїв по важливості.

Але методика вибору альтернатив буде невизначеною, якщо для кожного часткового критерію не будуть визначені його числові характеристики, розроблені та затверджені експертні процедури для їх штучної оцінки.

11.6.3. Проведення експертизи для початкової групи експертів

Початкова група експертів по своїй суті представляє собою групу кандидатів на участь в експертизі.

Як правило, при її формуванні беруться до уваги кваліфікаційні характеристики кандидатів, такі як освіта, наукова ступінь, досвід роботи в заданій предметній області, публікації по заданій тематиці тощо.

Важливе значення має досвід експертування кандидата.

Ці дані можна отримати із документів або з баз даних.

При формуванні експертної групи бажано “протестувати” кандидатів.

Для цього рекомендується проведення опитувань та обробка даних опитувань різними методами. Такий спосіб тестування вкрай важливий, оскільки кожний метод має свої недоліки та переваги.

Усереднення результатів тестування по методам дає можливість більш оптимістично дивитися на подальші результати вибору експертів.

Прикладами таких методів можуть бути:

- метод взаємної оцінки;
- метод самооцінки;
- метод документальної оцінки;

- метод текстової оцінки;
- метод соціометрії;
- кваліметричний метод тощо.

При розробці технології Форекс її автор І. Вдовиченко рекомендує використовувати більш ніж 30 методів та 2 психологічних тести при формуванні експертної групи.

Подальша обробка результатів тестування різними методами пов'язана з визначенням ступеня узгодженості результатів і у випадку великої неузгодженості результатів проведення повторних опитувань.

При досягненні придатного ступеня узгодженості підраховуються агреговані оцінки кандидатів в експерти, ранжування агрегованих оцінок та включення кандидатів в експертну групу, якщо ранг їх агрегованих оцінок перевищує заданий рівень.

11.7. Оцінка стану культури безпеки на основі місії "OSART"

Позитивні зміни та оцінки відзначаються як за результатами інспекційних перевірок дирекції Компанії, так і у звітах міжнародних місії OSART і WANO (BOO АЕС), проведених в 2003-2004 роках.

У висновках місії OSART по РАЕС вказується:

"З початку перевірки було очевидно, що **ядерна безпека має високий пріоритет**, що виходить від вищого корпоративного керівництва та впроваджений у процедури, контроль виконання робіт і щоденну діяльність усього персоналу АЕС. Найбільш значимі атрибути команда спостерігала в наступному: залучення керівництва в повсякденні завдання і модифікації, персонал дотримується процедур, відкриті відносини й комунікації між керівництвом і робітниками, мотивація всього персоналу, технічна компетенція персоналу".

По ЗАЕС у висновках місії OSART вказується:

"На Запорізькій АЕС до аспектів ядерної безпеки та культури безпеки підходять **адекватно**. Найбільш значними видимими атрибутами культури безпеки, які відзначили члени команди (МАГАТЕ), були:

- *дуже грамотний, кваліфікований персонал, відданий питанню безпечної експлуатації станції;*
- *персонал, що пишається своєю станцією та має високий ступінь відповідальності за доручену справу;*
- *сильне прагнення персоналу станції до прогресу;*
- *більші можливості організації швидко усунути виявлені недоліки, що дозволяє мінімізувати число значних проблем;*
- *постійна підтримка культури безпеки й політики в області якості й безпеки".*

За результатами проведених перевірок стану культури безпеки, треба зробити основний висновок:

На АЕС НАЕК "Енергоатом" створена та функціонує система керування культурою безпеки. Реалізація принципів культури безпеки стала невід'ємною

складової при експлуатації енергоблоків АЕС. В УТЦ ВП АЕС проводиться систематична підготовка персоналу з питань культури безпеки.

Як приклади, що підтверджують ці висновки, приведемо коротку інформацію про заходи, що реалізовані на АЕС у забезпечення й розвиток культури безпеки:

- Визначені підрозділи, відповідальні за організацію і ведення роботи з культури безпеки в ВП АЕС.

- У ВП АЕС створюються постійно діючі комітети з культури безпеки під керівництвом перших керівників АЕС.

- У посадових інструкціях персоналу, у положеннях про підрозділи викладена відповідальність перших керівників щодо забезпечення безпеки при експлуатації енергоблоків, щодо реалізації політики в області ядерної безпеки, щодо забезпечення розробки та впровадження систем якості, реалізації принципів культури безпеки.

- На АЕС розроблені документи, у які ввійшли заява про політику керівництва в області безпеки, заява про політику в області якості, радіаційного захисту, про політику щодо вживання наркотиків і алкоголю, про кадрову політику.

- Політика безпеки, здійснювана в ВП АЕС і спрямована на "захист життя та здоров'я людей, збереження і охорону навколишнього середовища...", визначає відповідно основні напрямки діяльності:

1. Удосконалювання системи забезпечення безпеки по напрямках:

- безпечний персонал;

- безпечні методи управління;

- безпечна технологія та устаткування.

2. Розвиток прихильності персоналу АЕС "Культурі безпеки", досягнення розуміння кожним працівником абсолютного пріоритету безпеки над виробничою необхідністю.

3. Забезпечення (функціонування) системи якості, заснованої на:

- удосконалюванні структури управління ВП АЕС, спрямованої на оптимізацію розподілу функцій, а також системи взаємин Дирекції ДП НАЕК "Енергоатом" - ВП АЕС;

- здійсненні нагляду та контролю виконання робіт;

- підготовці та перепідготовці персоналу, оцінка його компетенції і кваліфікації.

Для поліпшення якості роботи з персоналом і контролю стану виробничих приміщень і устаткування на АЕС відповідно до розроблених і затверджених графіків проводяться обходи та огляди робочих місць керівниками АЕС і структурних підрозділів, у тому числі і у нічні години.

11.8. Партнерські взаємоперевірки на рівні підрозділів атомних станцій

Аналіз практики та досвіду експлуатації АЕС показує на недостатній рівень обміну інформацією між АЕС із питань експлуатації, підвищення безпеки, організації ремонтів і технічного обслуговування тощо. Особливо це помітно на рівні цехів і служб АЕС. У той же час на всіх АЕС є ряд наробіток з проблемних питань, які можуть бути використані на інших станціях для рішення аналогічних проблем. З метою організації взаємного вивчення та узагальнення досвіду експлуатації, встановлення більш тісних робочих контактів дирекцією Компанії було організоване проведення партнерських взаємоперевірок на рівні підрозділів атомних станцій.

У пояснювальній записці до проведення партнерських взаємоперевірок, спрямованої на АЕС, вказувалося: "Керівництво АЕС і підрозділів, персонал підрозділів повинні виходити з наступного:

- інформація, отримана в результаті проведення взаємоперевірок, буде використана для порівняльного аналізу, узагальнення і поширення, у першу чергу, позитивного досвіду експлуатації, а також для розробки, при необхідності, коригуючих заходів як на окремих АЕС, так і по Компанії в цілому;
- взаємоперевірки не переслідують цілей прийняття яких-небудь санкцій, якщо в процесі перевірок будуть виявлені які-небудь недоліки;
- керівники та персонал станцій і підрозділів повинні максимального підтримувати атмосферу відкритості для одержання найкращих результатів.

Після певного періоду освоєння та розуміння цілей програми партнерських взаємоперевірок, програма була повністю схвалена атомними станціями. Був здійснений ряд взаємних візитів на рівні основних підрозділів АЕС. Нажаль, в 2003 році в силу низки причин дія програми була припинена. При проведенні в 2004 році перевірок стану культури безпеки практично всі станції висловили думку про необхідність поновлення програми партнерських взаємоперевірок, що й було зроблено з 2006 року.

11.9. Організація процесу оцінки Культури безпеки

З метою систематизації та повного простежування робіт на АЕС, пов'язаних з формуванням культури безпеки призначається координатор підрозділу. Це працівник, якому керівником дирекції, служби або підрозділи АЕС офіційно делегували повноваження координувати роботи з розвитку культури безпеки. Як уже було сказано раніше, на цей час визначення стану індикаторів Культури безпеки проводиться методом анкетування.

Оцінюється тенденція зміни наступних характеристик Культури безпеки:

1. керівна роль і прихильність безпеки вищого керівництва;
2. роль лінійного управління з точки зору безпеки;

3. стратегічна важливість безпеки для виробництва;
4. забезпечення підтримки з боку організаційної структури;
5. залучення працівників у процес підвищення безпеки;
6. вивчення експлуатаційного досвіду;
7. оцінка безпеки;
8. взаємна довіра й відповідальність керівників і працівників; відкритість спілкування;
9. відсутність конфлікту між безпекою та виробництвом;
10. проявлення турботи про персонал з боку адміністрації.

Процес оцінки Культури безпеки на основі опитування персоналу складається з 5 кроків:

- визначення проблемних областей;
- вибір пріоритетних проблемних областей;
- визначення зв'язку між проблемними областями та характеристиками Культури безпеки;
- визначення слабких характеристик Культури безпеки;
- визначення коригувальних заходів і їхнього пріоритету.

Ціль опитування полягає в тому, щоб за результатами оцінки визначити фактори, що впливають на зниження рівня Культури безпеки і запланувати коригувальні заходи щодо підвищення Культури безпеки. Координатори готують питання для оцінки Культури безпеки, визначають кількість анкет і варіанти відповідей. Варіанти відповідей можуть бути, наприклад, такими: (1)- Категорично не згодний; (2)- Не згодний; (3)- Не знаю; (4)-Згодний; (5)- Повністю згодний.

Роздачу анкет у підрозділах роблять відповідальні - координатори підрозділів. Потім необхідний час на заповнення анкет персоналом підрозділів (відповіді на питання анкети), збір анкет, подання їх в ОНБ, введення даних анкет у базу даних програми та одержання результатів анкетування. Проводиться статистична обробка (приблизно 300 відповідей). Якщо позначити X - сумарна кількість відповідей (у відсотках) опитаного персоналу, то критерії відповідей можна інтерпретувати в такий спосіб:

<i>дуже добре</i>	$85\% < X$
<i>добре</i>	$75\% < X < 85\%$
<i>задовільно</i>	$65\% < X < 75\%$
<i>потрібне поліпшення</i>	$50\% < X < 65\%$
<i>не задовільно</i>	$X < 50\%$

Анкети є анонімними та призначені для оперативного і ремонтного персоналу (робітники, оператори БЩУ, провідні інженери, інженери, майстри, старші майстри). Проводиться анкетування персоналу в декількох (6-7) підрозділах Дирекції техніки і СБіОК з метою наступної оцінки Культури безпеки. Проводиться в середньому опитування по 50 працівників станції із зазначених підрозділів, усього порядку 300 - 350 працівників. Координатори підрозділів пояснюють керівникам і персоналу підрозділів, у яких буде проведе-

не анкетування, мета та строки опитування, порядок проведення оцінки, відзначивши, що інформація, отримана з анкет, допоможе поліпшити роботу на підприємстві. Результати оцінки представляються Технічному директорові, керівникам підрозділів на нараді у Генерального директора АЕС. Робиться порівняльна характеристика оцінки на АЕС із результатами оцінок, проведеної за попередній період.

Результати оцінки Культури безпеки використовуються для пошуку поліпшень роботи станції - виконують координатори підрозділів і передають цю інформацію керівникам підрозділів. Розробку коригувальних заходів для поліпшення також виконують координатори підрозділів і передають цю інформацію керівникам підрозділів. Затвердження плану заходів коригувальних заходів проводиться в прийнятому на АЕС порядку, затверджений план доводять до всього персоналу і, крім цього, він вивішується на дошках інформації. Звичайно за результатами анкетування виходить і супутня інформація про стан соціально-психологічних факторів на АЕС, відношення персоналу до проблем безпеки та найбільш актуальні проблеми персоналу.

Використання зовнішнього досвіду експлуатації

Використання зовнішнього досвіду експлуатації полягає в аналізі і застосуванні на АЕС інформації про події в ядерній промисловості, одержуваної із закордонних АЕС прямо, через дирекцію Компанії, ВАО АЕС, ВНДІ АЕС (РФ).

11.10. Оцінка стану культури безпеки на основі математичного моделювання

Мета розділу – викласти основи моделювання потенційно небезпечних об'єктів (ПНО) та оцінок культури безпеки ПНО.

11.10.1. Математичне моделювання потенційно небезпечних об'єктів

Математичне моделювання динаміки розвитку потенційно небезпечних об'єктів (насамперед, АЕС) на основі динамічних систем з часовими зсувами, побудованих на відомих статистичних даних про об'єкт, - важлива проблема, що дозволяє оцінити рівень безпеки об'єкту та його динаміку розвитку. Однією з таких моделей є запропонована в [67, 68] агрегована динамічна модель розвитку ядерного енергетичного об'єкту (АЕС, ядерної енергетики країни тощо), побудована з врахуванням аргументів системи.

В даній моделі враховано негативні впливи об'єкту на навколишнє середовище та їх послаблення й ліквідація, динаміка розвитку самого об'єкту, зміна культури безпеки на ньому та її вплив на показники, включаючи рівень безпеки. Побудована динамічна модель може бути корисною для стратегічного і тактичного планування розвитку об'єкту будь-якого рівня (блок атомної станції, АЕС, вся галузь ядерної енергетики тощо) на основі результатів ситуаційного моделювання на ЕОМ в широкому діапазоні параметрів, що варіюються, для всіляких можливих сценаріїв. А висвітлені можливі критич-

ні режими і катастрофи повинні бути вивчені з метою їхнього недопущення в реальному об'єкті, для чого необхідно уникати потрапляння до критичних умов, знайдених в обчислювальному експерименті на ЕОМ.

Розвиток динамічних моделей потенційно небезпечних об'єктів дозволяє систематизувати знання спеціаліста, що приймає рішення, щодо критичних ситуацій та взаємовпливу параметрів складної системи, за яких подібні небажані або катастрофічні наслідки можливі. Окрім того, оскільки в більшості випадків такі складні об'єкти не дозволяють побудувати їх точні детерміновані моделі з огляду на неосяжну кількість параметрів і невідомість їх зв'язків, вивчення статистичних динамічних моделей дозволяє виявити визначальні параметри та їх зв'язки.

Статистичні динамічні об'єкти будуються на основі вивчення статистичних даних про об'єкт, що вивчається. Такі дані потім використовуються для побудови статистичної моделі одним із відомих методів: агреговані динамічні моделі, метод динаміки середніх, рівняння Колмогорова для статистичного ансамблю, обробка даних за допомогою регресійного і факторного аналізу, розрахунок кореляційних функцій та ентропійних залежностей рядів статистичних даних тощо. Можуть застосовуватись й інші методи, що розвинені в статистиці і факторному аналізі, а також в теорії нечітких множин.

Будь-який потенційно небезпечний об'єкт може бути розглянутий як нелінійна статистична динамічна модель, яку зображено як набір визначальних взаємопов'язаних параметрів. Оскільки об'єкт надто складний для прямого моделювання, статистичні агреговані динамічні моделі є придатним інструментом для їх вивчення.

Наприклад, в загальному випадку агрегована динамічна модель може бути представленою в такому вигляді:

$$\frac{dx_i}{dt} = (N_i - x_i) \cdot (a_{i0} + \sum_{j=0}^n a_{ij} \cdot (N_j - x_j)), \quad (11.1)$$

де: x_i - параметри моделі, N_i - граничні можливі значення i -ого параметру, a_{ij} - коефіцієнти, що підлягають визначенню із статистичних даних про об'єкт, n - число параметрів, $i=1,2\dots n$. Точно кажучи, в загальному випадку a_{ij} можуть бути деякими функціями часу; N_i можуть варіюватися у відповідності до проблеми, що розглядається (тактичне або стратегічне планування, дослідження критичних ситуацій, передбачення визначених рівнів розвитку, наприклад, за бажаним значенням яких-небудь параметрів і т.п.).

Системи нелінійних звичайних диференціальних рівнянь типу (11.1) будуються евристично, на основі вивчення властивостей динамічного об'єкту, що моделюється. Це робиться наступним чином. Спочатку дається граф станів системи, виписуються усілякі можливі зв'язки станів та особливості функціонування системи. Такий опис має якісний характер, тобто мова

йде лише про особливості системи, без характеристики конкретних чисельних значень параметрів.

Наприклад, за збільшенням обсягів виробництва падає темп приросту виробництва, оскільки з різних причин завжди є ліміт споживання та надвиробництво не планується, як непотрібне і шкідливе явище. Отже, в моделі системи з даним параметром повинен бути член, який відображає пропорційність темпу приросту продукту щодо величини різниці ліміту за даним параметром та його поточним значенням (можна назвати цю величину запасом до насичення за даним параметром).

11.10.2. Параметри моделі та їх ліміти

Отже, з врахуванням викладеного вище, будемо казати, що ліміти змінення параметрів системи (11.1) визначаються взаємним впливом всіх параметрів системи та їх близькістю до гранично можливих значень (властивість насичення) [69]. Система нелінійних диференційних рівнянь (11.1) з відповідними початковими даними дозволяє моделювати динаміку розвитку потенційно небезпечного об'єкту у часі впритул до досягнення показників чи режимів, що плануються, наприклад, режимів насичення, критичних моментів в розвитку об'єкту, катастрофічних ситуацій тощо.

Ці параметри дають можливість судити про основні особливості системи та розраховувати характерні чисельні показники, які допоможуть особі, що приймає рішення, правильно зіставити різноманітні можливі варіанти та потім, за результатами проведеного аналізу, прийняти оптимальне з точки зору встановлених критеріїв управлінське рішення.

При цьому параметри x_i можуть представляти, наприклад, чисельність персоналу, що працює на об'єкті, керівників, вихід продукту, що виробляється, витрати на ремонт і відновлення, ліквідацію забруднень оточуючого середовища та відновлення забруднених територій, підвищення рівня безпеки, рівень культури безпеки на об'єкті тощо. Змінні, що фігурують в системі диференційних рівнянь (11.1), можуть змінюватись в діапазоні від 0 до N_i (можна обрати $N_0=1$ для легкості, оскільки систему завжди можна нормувати за обраним масштабом). В цьому випадку ми, коли говоримо про величини N_i , маємо на увазі відповідні граничні значення по кожному з параметрів, як обговорювалось вище.

Перший етап моделювання потенційно небезпечного об'єкту полягає в обчисленні констант в системі рівнянь (11.1) на основі відомих статистичних даних про об'єкт, що вивчається. Корисно також після цього перевірити точність отриманої моделі на інших статистичних даних, задля того, щоб впевнитись в її працездатності. Нажаль, для багатьох потенційно небезпечних об'єктів таких даних недостатньо, тому їх моделювання – достатньо довгий процес, під час якого відбувається перевірка й уточнення моделі.

Константи в рівнянні (11.1) можуть розраховуватися різними методами, наприклад, методом найменших квадратів. Суть цього етапу в тому, щоб обчислити константи моделі, спираючись на вимогу досягнути мінімального неузгодження моделі та тих статистичних даних про цей об'єкт, що є в наявності. А етап перевірки даних має на увазі розрахунок ситуацій, за якими є статистичні дані на основі моделі з коефіцієнтами, що вже розраховано. А далі отримані результати знову співставляються з реальними даними для інших відомих випадків. Цей процес має назву відроблення й уточнень моделі.

Систему рівнянь (11.1) можна також розглянути з рядом обмежень, накладених на неї з різних причин – природної або (і) виробничої, або (і) якої-небудь іншої. Тому подальший розгляд моделі можна проводити з позицій побудови теорії управління об'єктом, що моделюється, де керуючі параметри $a_{ij}(t)$ можна обирати оптимальними, виходячи з яких-небудь обраних критеріїв. Об'єкт може виходити на режим, що задається, за встановленими критеріями або за набором визначених критеріїв, наприклад : мінімальний час виходу на заданий режим, максимальний вихід продукту, що виробляється, мінімальна шкода, що завдається природі та персоналу, і ін.

11.10.3. Стаціонарні рішення та стаціонарні стани системи

Аналіз системи (11.1) показує можливі типи стаціонарних рішень:

$$x_i = N_i, \quad x_i = x_i^*, \quad (11.2)$$

де x_i^* - рішення наступної системи алгебраїчних рівнянь:

$$a_{i0} + \sum_{j=0}^n a_{ij} \cdot (N_j - x_j) = 0. \quad (11.3)$$

Стаціонарні рішення отримуються, якщо в системі диференційних рівнянь (11.1) покласти всі ліві частини рівними нулю, що відповідає встановленому випадкові (що не залежить від часу, або, іншими словами, стаціонарному).

Вочевидь, що стаціонарне рішення (11.2), (11.3) системи рівнянь (11.1) значно простіше, ніж рішення для загального нестаціонарного випадку, та відображає вихід системи на задані показники по кожному з параметрів системи. Згідно з відомими положеннями алгебри, якщо визначник системи (11.3) відмінний від нуля, то можна отримати єдине рішення, $x_i = x_i^*$. Якщо детермінант дорівнює нулю, то можливі наступні випадки:

- ненульові мінори (n-1)- го порядку, тобто $x_i = x_i^*$ - (n-1) пряма, що залежить від одного параметру (одна із змінних x_i).
- мінори (n-k)- го порядку ненульові, тоді існує поверхня k-го порядку $x_i = x_i^*$ в n- вимірному параметричному просторі.

Мінори в алгебрі вводяться як визначники різної розмірності, меншої, ніж загальний визначник системи, що має найвищий порядок, оскільки в ньому

присутні всі члени. Коефіцієнти a_{ij} системи (11.1) необхідно обчислювати на основі реальних даних про функціонування об'єкту, що моделюється. Це - проблема регресивного аналізу. Можна, наприклад, визначати a_{ij} за умовою мінімуму середньоквадратичного відхилення $x_i(t)$ від реальних даних об'єкту $\tilde{x}_i(t)$, як зазначалось раніше.

11.10.4. Як побудувати агреговану модель ядерного енергетичного об'єкту?

Починати побудову моделі треба з аналізу особливих точок системи. Аналіз особливих точок системи диференційних рівнянь (11.1) дуже важливий також для рішення проблеми управління об'єктом, що буде розглядатися нижче. Розглянемо далі як побудувати узагальнену агрегуючу модель ядерного енергетичного об'єкту, вводячи наступні визначаючі параметри:

x_1, x_2 - чисельність робітників та керівників, відповідно;

x_3 - загальний вихід продукту, що виробляється;

x_4 - витрати на ремонт та відновлення об'єкту;

x_5 - витрати на запобігання забруднення оточуючого середовища та ліквідацію наслідків від забруднень;

x_6 - рівень культури безпеки на об'єкті.

Узагальнена агрегована модель означає, що в складній багатоплановій системі, якою є, наприклад, ядерний енергетичний об'єкт, обираються найбільш суттєві параметри, за якими і будується модель. Така модель не відображає реальної поведінки системи з врахуванням всіх її особливостей, не описує всіх важливих параметрів системи, але вона повинна правильно відображати динаміку об'єкту за обраними параметрами. Можна також сказати, що це - модель верхнього рівня, як, наприклад, будинок - здалеку це - стіни, дах, вікна, двері і т.п., з характерними розмірами. А зблизька видно, що стіни із цегли, вікна мають рами і скельця й інші елементи, двері складаються з дошок і т.д. Але це вже другий рівень, більш детальний. І таких рівнів може бути багато.

На базі існуючого досвіду можна визначити спочатку можливі зв'язки параметрів системи у відповідності до наступного опису. Припускаючи, що рівень культури безпеки може змінюватись в діапазоні $[0, 1]$, де $x_6=0$ відповідає абсолютно неможливному в практиці випадку повної відсутності культури безпеки, а $x_6=1$ відповідає ідеальному випадку гранично можливого найвищого рівня культури безпеки (подаліше зростання неможливе, також ідеальний випадок).

Тоді далі, якщо всі параметри системи віднесено до їх граничних значень, то, беручи до уваги всі відомі з практичного досвіду взаємозв'язки парамет-

рів, можна навести модель потенційно небезпечного об'єкту (11.1) в наступному безрозмірному вигляді:

$$\frac{dy_1}{dt} = [b_{10} + b_{11}(1 - y_1) + b_{12}(1 - y_2) + b_{13}(1 - y_3)](1 - y_1),$$

$$\frac{dy_2}{dt} = [b_{20} + b_{21}(1 - y_1) + b_{22}(1 - y_2) + b_{23}(1 - y_3)](1 - y_2),$$

$$\begin{aligned} \frac{dy_3}{dt} = & [b_{30} + b_{31}(1 - y_1) + b_{32}(1 - y_2) + b_{33}(1 - y_3) \\ & + b_{34}(1 - y_4) + b_{35}(1 - y_5) + b_{36}y_6](1 - y_3) \end{aligned}$$

$$\frac{dy_4}{dt} = [b_{40} + b_{43}(1 - y_3) + b_{44}(1 - y_4) + b_{45}(1 - y_5) + b_{46}y_6](1 - y_4),$$

(11.4)

$$\frac{dy_5}{dt} = [b_{50} + b_{53}(1 - y_3) + b_{54}(1 - y_4) + b_{55}(1 - y_5) + b_{56}y_6](1 - y_5)$$

$$\frac{dy_6}{dt} = [b_{60} + b_{61}(1 - y_1) + b_{62}(1 - y_2) + b_{63}(1 - y_3)](1 - y_6),$$

де: $y_i = x_i / N_i$, $b_{ij} = a_{ij} N_j$, $b_{i0} = a_{i0}$, $y_6 = x_6$.

Тут мається на увазі обмеження вигляду $N_4 + N_5 \leq N_3$. Для безрозмірного часу t обирається деякий характерний інтервал T . Обмеження, що накладаються на параметри системи, можуть бути самими різними – в залежності від характеру поставленої задачі. Наприклад, обмеження вигляду $N_4 + N_5 \leq N_3$ означає обмеженість фінансових ресурсів, що виділяються на ремонт й відновлення об'єкту, а також на запобігання забруднення навколишнього середовища й ліквідацію наслідків від забруднень.

11.10.5. Показники рівня безпеки об'єкту

Показник рівня безпеки об'єкту необхідно розробляти на основі даних, що вже маємо, про об'єкт та його потенційну безпеку для людей і навколишнього природного середовища.

В даному випадку, нами пропонується оцінювати рівень безпеки у вигляді:

$$V = q \frac{1 + \alpha_1 y_1 + \beta_1 y_2}{1 + \alpha_2 y_1 + \beta_2 y_2} \cdot \frac{y_3 y_4 y_6}{y_5}, \quad (11.5)$$

де q - параметр, характеризуючий поточний рівень суспільного виробництва, α_i, β_i - коефіцієнти. Вочевидь, пропорційність рівня безпеки поточному рівню суспільного виробництва пояснюється тим, що чим вищий рівень суспільного виробництва, тим більше засобів контролю й діагностики стану об'єкту, більше можливостей запобігти критичних ситуацій та відхилень в роботі об'єкту за рахунок вживання більш досконалої техніки, приборів, більш високої культури безпеки і т.д.

Запропоноване співвідношення (11.5) показує, що за $y_3, y_4, y_6 \rightarrow 0$ отримуємо $V \rightarrow 0$, а за $y_5 \rightarrow 0$ отримуємо $V \rightarrow \infty$. За $y_1, y_2 \rightarrow 0$ індикатор загального рівня безпеки визначається не тільки кількістю персоналу, але й рівнем як індивідуальних, так і соціальних інтересів. Таким чином, побудована модель не суперечить здоровому глузду, існуючим уявленням про основні особливості функціонування й прояву об'єкту, і правильно відображає його найбільш загальні властивості. Це і є ознаки правильно побудованої агрегованої узагальненої моделі.

11.10.6. Завдання виміру культури безпеки

Показники рівня безпеки об'єкта прямо залежать від рівня культури безпеки на даному об'єкті, що залежить від поточного рівня культури суспільства в цілому й багатьох інших факторів. Спробуємо побудувати принципи оцінки культури безпеки, що впливає на стан безпеки об'єкта й, у свою чергу, визначається як загальним рівнем культури суспільства в цілому й культури співробітників об'єкта, зокрема, так і рівнем розвитку об'єкта (рівнем виробництва, наприклад, через розмір ресурсів, що виділяються на розвиток культури безпеки і її контроль).

Подивимося, як можна розвинути теорію й додатки такого напрямку як вимір культури безпеки і її використання в розробці агрегированих моделей потенційно небезпечних об'єктів.

11.10.7. Показники, параметри й індикатори культури безпеки

При розгляді завдання виміру культури безпеки на основі математичного моделювання, відповідно до принципів виділення латентних змінних, викладених у розд.4 можливо виділити наступні показники, параметри й індикатори безпеки:

Показники культури безпеки

1. Рівень компетенції.
2. Робоча атмосфера.
3. Позиція окремих осіб.

4. Висвітлення досвіду експлуатації.
5. Відношення до безпеки.
6. Відношення до виробництва.
7. Відносини між працівниками.
8. Забезпечення якості експлуатації.
9. Керування безпекою.
10. Контроль над діями, пов'язаними з безпекою.

Змінні (параметри) культури безпеки

1. Стан проведення профвідбору.
2. Стан підготовки персоналу.
3. Стан розподілу функцій і обов'язків.
4. Відповідність виконуваних обов'язків посадової інструкції (ПІ).
5. Відповідність компетенції функціональним обов'язкам.
6. Висвітлення досвіду в області безпеки на підприємстві та поза ним.
7. Ефективність зворотного зв'язка від досвіду експлуатації.
 8. Розвиток суб'єктивних побудників і практичних зусиль спрямованих на самореалізацію в праці.
9. Фактична трудова поведінка.
10. Суб'єктивне сприйняття праці як джерела благ і споживання.
11. Стан групової солідарності.
12. Стан соціально психологічного клімату.
13. Стан змагальності.
14. Стан із впровадженням системи керування охороною праці (СУОП).
15. Стан впровадження системи якості.
16. Стан системи аудита якості і безпеки.
17. Ресурси (персонал, засоби).
18. Стан системи нагляду та контролю (рівень керівництва).
19. Прихильність культурі безпеки на індивідуальному рівні.
20. Планування, контроль і підтримка.
21. Укомплектованість методиками аналізів і змін.
22. Облік результатів аналізів, НДР тощо у наступній роботі (після проведення НДР).
23. Забезпечення необхідного рівня контролю.
24. Аналіз порушень і помилок.

Індикатори культури безпеки (звітні дані)

1. Якість роботи (індивідуально).
2. Особисті мотиви і установки безпеки.
3. Дисциплінованість.
4. Розуміння обов'язків і своєї ролі в безпеці.
5. Розуміння обов'язків найближчих колег і керівників.
6. Оцінки й самооцінки компетенцій.
7. Кількість подій (порушення роботи блоку).

8. Показник ефективності використання встановленої потужності.
9. Коефіцієнт готовності до несення номінального навантаження.
10. Готовність систем безпеки.
11. Кількість радіоактивних викидів і скидів у навколишнє середовище.
12. Кількість нещасних випадків.
13. Показники аварійної готовності персоналу.
14. Показники ефективності зворотного зв'язка від досвіду експлуатації.
15. Міжособистісне спілкування.
16. Ціннісні орієнтації.
17. Наявність посадових інструкцій.
18. Наявність документації на всі процеси й устаткування.
19. Наявність інструкцій з охорони праці.
20. Наявність програм підготовки на посаду.
21. Наявність необхідних ресурсів на підвищення безпеки.
22. Наявність ресурсів на підготовку персоналу.
23. Показник забезпечення якості експлуатації.
24. Свочасність проведення атестацій.
25. Гласність процедур атестацій.
26. Проведення семінарів, конференцій і інших заходів щодо безпеки і якості.
27. Ведення та доступність для персоналу БД по порушеннях.
28. Проведення перевірок і самоперевірок.
29. Проведення місій МАГАТЕ.
30. Проведення аудитів якості й охорони праці.
31. Участь у місіях і комісіях.
32. Наявність вимог до постачальників послуг і комплектуючих.
33. Укомплектованість досвідченим персоналом.
34. Наявність і відповідність заяви про політику.
35. Заохочення позицій ведучих до підвищення безпеки.
36. Укомплектованість персоналом УТЦ.
37. Наявність (виконання) робіт із програм, яких немає в регламенті.
38. Наявність на робочих місцях інструкцій з ліквідації аварій.
39. Наявність звітів з аналізу помилок персоналу.
40. Наявність робочих процедур (техпроцесів), включаючи ремонтні й підрядні організації.
41. Соціометрична когерентність (комунікативність).
42. Соціометрична напруженість.
43. Згуртованість персоналу (міжособистісні відносини).
44. Роз'єднаність персоналу.
45. Інші соціометричні індекси.
46. Документування роботи.
47. Оформлення робіт нарядом.
48. Показник незапланованої спрацьовувань АЗ.
49. Колективна доза опромінення персоналу.

50. Наявність і знання інструкцій (ІЛА).
51. Навчання (кількість і якість курсів, перепідготовка, семінари тощо) і підготовка персоналу.
52. Навчання та підготовка керівників.
53. Кількість комплексних тренувань по ліквідації аварійних ситуацій.
54. Звіти з аналізу технічного стану і їхня доступність для персоналу.
55. Наявність методики забезпечення потрібного ступеня контролю й нагляду.

Усього, з точки зору авторів, можливо виділити: показників (Y_i) - 10, де $i = 10$, змінних (X_j) - 24, де $j = 24$, індикаторів (Z_k) - 55, де $k = 55$. Відповідно до раніше викладеної теорії, кожний показник може бути представлений у вигляді функції від залежних змінних:

$$Y_i = F(X_j),$$

де у свою чергу аргумент X_j є деяка функція залежних індикаторів:

$$X_j = \Phi(Z_k)$$

Кожний з індикаторів має свій діапазон вимірів, причому деякі можуть приймати тільки бінарні значення.

Приклад:

$$Y_1 = F(X_1 - X_{12}, X_{16}, X_{17})$$

Розглянутий приклад показує складність проблеми опису складових культури безпеки і її кількісного виміру. Однак із цього прикладу можна побачити шляхи подальших досліджень. Далі необхідно уточнювати і доповнювати розроблені показники, параметри та індикатори з урахуванням одержуваних результатів моделювання для досягнення максимальної відповідності результатів моделей реальним параметрам об'єкту в його динаміці. Така робота може бути виконана з аналізом існуючої статистики сучасними математичними методами.

Тут ми навели лише один з можливих варіантів груп показників, параметрів і індикаторів безпеки, мабуть, можливі й інші варіанти, які необхідно ранжирувати і відпрацьовувати. Взагалі, розробка параметрів і критеріїв оцінки безпеки і у тому числі культури безпеки - одне із самих складних завдань системного аналізу безпеки. Робота з пошуку методики виміру культури безпеки і її обліку в загальних агрегованих моделях потенційно небезпечних об'єктів для дослідження взаємозв'язку та взаємного впливу параметрів об'єкта і культури безпеки - важливий розділ сучасної культури безпеки.

11.11. Вимір культури безпеки на основі теорії соціального поля

Вимір культури безпеки на основі теорії соціального поля також як і попередня теорія агрегованих моделей може розглядатися як перспективний напрямок подальших досліджень. Дійсно, якщо пробним зарядом поля культури безпеки може бути порушення або інцидент (а значить і комплексні тренування), то вимірюваною реакцією системи (поля культури безпеки) мають бути оцінені дії персоналу. Повинні враховуватися неправильні дії персоналу, які з'явилися причиною порушення, а також ті, що були допущені в перехідних режимах при порушеннях у роботі АЕС. Описаний у розд.4 показник аварійної готовності персоналу, що залежить від трьох змінних: рівня підготовки персоналу ($K_{\text{рівн.підг}}$), готовності персоналу до ліквідації порушень ($K_{\text{г.пор}}$), аварійної готовності оперативного персоналу ($K_{\text{АП}}$) є одним з варіантів такого трактування рівня культури безпеки. Завдання дослідження має полягати у виведенні однозначних залежностей і може бути вирішено на основі дослідження статистичних даних і співвідношення їх з оцінками експертів у попередніх місіях.

11.12. Вимір культури безпеки на основі багатовимірного статистичного аналізу

Як і в попередніх двох пунктах, рішення завдання може бути напрямком перспективних досліджень в обробці наявної статистики по змінах індикаторів безпеки. Виділення головних компонентів, їхня ідентифікація та побудова багатомірної функції повинне стати метою рішення завдання.

Питання для самоконтролю.

1. Поясніть, для чого служать індикатори культури безпеки.
2. Приведіть приклади індикаторів, які, з Вашого погляду, служать для самооцінки прихильності культурі безпеки на рівні особистості.
3. Поясніть принципи оцінки стану культури безпеки методом анкетування.
4. Назвіть результати попередніх оцінок культури безпеки на АЕС.
5. Поясніть теорію методів експертного оцінювання при аналізі проблем безпеки.
6. Поясніть логіко-функціональну схему проведення експертизи .
7. Поясніть метод формування експертної групи.
8. Сформулюйте знаходження раціональної кількості експертів у групі.
9. Перелічіть оцінки стану культури безпеки на основі місії "OSART".
10. Поясніть суть партнерських взаємоперевірок на рівні підрозділів атомних станцій.

11. Поясніть організацію процесу оцінки Культури безпеки .
12. Поясніть оцінку стану культури безпеки на основі математичного моделювання.
13. Поясніть як побудувати агреговану модель ядерного енергетичного об'єкта.
14. Назвіть показники рівня безпеки об'єкта.
15. Сформулюйте завдання виміру культури безпеки.
16. Назвіть показники, параметри й індикатори безпеки.
17. Поясніть принципи виміру культури безпеки на основі теорії соціального поля.
18. Поясніть принципи виміру культури безпеки на основі багатофакторного статистичного аналізу.

РОЗДІЛ 12. РОЗВИТОК КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ

Всі організації, що беруть участь у ядерній діяльності, однаково зацікавлені у підтримці та підвищенні культури безпеки, однак серед них є розходження в тому контексті як вони розуміють концепцію культури безпеки і яких дій потрібно вживати для підвищення культури безпеки. Такі розходження можуть відображати різні рівні поінформованості в організаціях відносно впливу на культуру безпеки соціальних установок і поведінкових факторів. На кожній АЕС існує затверджена програма розвитку Культури безпеки, у якій відображається поточний рівень на момент її розробки, чітко формулюються найближчі цілі та стратегія розвитку.

12.1. Філософія безпеки

Історія аварій і катастроф обчислюється десятками тяжких техногенних аварій, які запам'яталися людям з якихось причин: масштабною руйнувань, кількістю потерпілих або їхньою несподіванкою – малою ймовірністю походження. Вивчаючи матеріали розслідування таких аварій, доходиш висновку про подібності у розвитку аварій і їхніх наслідків (ліквідації в тому числі) часто незалежно від типу небезпечного об'єкта. Ці подібності майже завжди визначаються спільністю основних принципів організації безпеки – **філософією безпеки**.

Російський академік Легасов В.А. так казав про причини аварії на ЧАЕС і значних викидів радіоактивності при цьому: "Справа саме у філософії безпеки. Якби філософія безпеки була б правильною, то технічні рішення під цю от філософію, звичайно б наші фахівці знаходили, тому що вони грамотні фахівці, розумні люди, вміють розраховувати й робити інші речі". У цьому випадку мова йшла про наявність над реакторною установкою герметичного об'єму – контайнменту, куди потрапляють радіоактивні речовини у випадку розгерметизації реакторної установки. Учений визнав основною причиною аварії на ЧАЕС порушення основних принципів організації безпеки, тобто неправильну філософію безпеки, що існувала на той час в нашій країні. Відомо, що згодом, у Доповіді Міжнародної консультативної групи по ядерній безпеці МАГАТЕ, корінні причини аварії на ЧАЕС визначені як порушення **культури безпеки** на АЕС. Відомо також, що **культура безпеки** згодом була прийнята МАГАТЕ як філософія безпеки атомних станцій.

В історії розвитку основних принципів забезпечення техногенної безпеки проглядаються чотири етапи. Кожному етапу розвитку безпеки відповідає певна філософія безпеки. Тобто, розглядаючи історію розвитку безпеки можна виділити наступні типи філософії безпеки:

- забезпечення 100% безпеки,
- ризик - орієнтований підхід (РОП),
- культура безпеки - сучасна філософія безпеки АЕС,
- рентабельна безпека - філософія ринкових відносин.

Не зменшуючи значення первісних принципів безпеки, відзначимо, що сучасною філософією безпеки є "Культура безпеки" – філософія, що заснована на вихованні мотивів "безпечної поведінки (дій)" персоналу. Ця нова концепція забезпечення безпеки на основі принципів "Культури безпеки" зародилася на початку нового століття. Сутність Культури безпеки полягає у досягненні того, щоб увага безпеці приділялася й організаціями, і окремими особами. Формується загальна психологічна настроєність на безпеку, що допускає самокритичність і самоперевірку, виключає благодушність і передбачає розвиток почуття персональної відповідальності й загального саморегулювання в питаннях безпеки. За визначенням, **Культура безпеки** – це такий набір характеристик й особливостей діяльності організації і поведінки окремих осіб, який установлює, що проблемам безпеки, як тим, що мають вищий пріоритет, приділяється увага, обумовлене їхньою значимістю.

Уже з визначення ясно, що ця філософія вимагає глибоких знань безпеки виробництва. Більше того, необхідно прагнути до того, щоб знання перейшли у **переконання**, які лягають в основу **мотивації** всіх дій персоналу небезпечного виробництва від простого виконавця до директора. Із психології відомо, що домогтися такої поведінки працівників в інтересах виробництва – складне завдання. Шляхи його вирішення проходять через професійний відбір, навчання й виховання, дієві економічні стимули. По суті, розглядається можливість відносин працівника до роботи й безпеки як до своїх особистих справ. Основою цього є, насамперед, високий професіоналізм, глибокі знання, тривалий процес виховання саме культури безпечної поведінки. Ця філософія безпеки припускає більші витрати на профвідбір і підготовку персоналу.

На думку російських вчених стійкість роботи АЕС (ОПН) у ринкових умовах необхідно розглядати у ще більш загальному виді, з урахуванням вартості заходів щодо безпеки й збитку від можливих загроз. Такий підхід відповідає принципу ALARA і є найбільш загальним. АЕС, що працюють у ринкових умовах, мають потребу у рентабельній безпеці, у проведенні економічно ефективних модернізацій всіх виробничих процесів. Це зовсім нова філософія безпеки. Потрібні системи й механізми керування, зв'язані з вартістю ризику й економічних вигід від зниження ризику. У цьому новому для атомної енергетики напрямку починають працювати російські й закордонні фахівці.

Аналізуючи фактичний стан процесів регулювання безпеки в Україні, можна побачити відображення тільки найбільш застарілих принципів, включаючи принцип планової економіки - "забезпечення 100% безпеки" навіть у чинному законодавстві. Більш передова філософія "культури безпеки" працює поки що тільки у ядерній галузі. Нажаль, нові принципи: ризикорієнтованого підходу, культури безпеки, операційного ризику впроваджуються з значним опором, що обертається втратами, як для підприємства, так і для держави.

12.2. Стадії розвитку культури безпеки

Діяльність з розвитку Культури безпеки здійснюється з метою безперервного підвищення безпеки АЕС шляхом удосконалювання управління та відношення персоналу до безпеки, що забезпечує правильне і безпечне виконання робіт, створення атмосфери відкритості та взаємоповаги.

У розвитку культури безпеки, як відзначається в доповіді МАГАТЕ №11 [38], можна виділити три стадії, рис.12.1, кожна з яких відрізняється різним ступенем усвідомлення впливу соціальних установок та поведінкових факторів і різним ступенем готовності це сприймати.

Стадія 1 - безпека, заснована винятково на дотриманні вимог правил і інструкцій.

На цій стадії організація розглядає безпеку як вимогу, що накладається ззовні, а не як елемент керівництва її діяльністю, що приведе організацію до успіху. Зовнішні вимоги - це вимоги уряду країни, регіональної влади або регулюючих органів. Поінформованість про вплив поведінкових мотивів і соціальної установки персоналу низька, не проявляється бажання враховувати ці аспекти. До безпеки ставляться в основному, як до технічного питання; достатнім вважається просте дотримання норм і правил. Для цієї стадії характерні наступні ознаки:

- проблеми не прогноуються: організація реагує на них в міру їхнього виникнення;
- погано налагоджений зв'язок між різними підрозділами та службами;
- підрозділи і служби поводяться як напівавтономні утворення; співробітництво між ними, у тому числі в ухваленні рішення, перебуває на низькому рівні;
- рішення, прийняті підрозділами та службами, зосереджують, в основному, на необхідності дотримання вимог правил;
- персонал, що допускає помилки, піддається покаранню за порушення правил;
- конфлікти не дозволяються; підрозділи та служби конкурують один з одним;
- роль керівної ланки зводиться до візування правил, спонучі персоналу та очікуванню результатів;
- мало хто в організації здатний прислуховуватися до думки або вивчати досвід іншого члена цієї ж організації. Те ж саме відноситься до думки та досвіду ззовні. У випадку критики така організація займає оборонну позицію;
- до безпеки ставляться як до прикрої, але неминучій вимоги;
- до регулюючих органів, до замовників, постачальників, підрядників ставляться з обережністю або з ворожістю;

- люди розглядаються як "деталі системи" - їхня характеристика та цінність визначається тільки тим, що вони роблять;
- короткострокові вигоди ставляться вище над усе;
- відносини між керівництвом і виконавцями ворожі;
- усвідомлення процесів роботи або бізнесу перебуває на низькому рівні або відсутнє повністю;
- люди заохочуються за слухняність і за результати, незважаючи на довгострокові наслідки.



Рис. 12.1. Стадії розвитку культури безпеки.

Стадія 2 - метою організації стає високий рівень безпеки.

Керівництво організації усвідомлює важливість високого рівня безпеки, навіть у відсутності тиску ззовні, зростає розуміння поведінкових аспектів, хоча вони часто не враховуються в методах управління безпекою, які обмежуються технічними та методичними рішеннями. Організація починає цікавитися причинами того, що ріст рівня безпеки припинився і проявляє бажання скористатися порадами інших організацій:

- організація зосереджується, в основному, на повсякденних питаннях, мало що робиться з погляду вироблення стратегії;
- керівництво організації заохочує розвиток спілкування між різними підрозділами та службами і створення змішаних груп;
- старше керівництво діє колективно і починає координувати рішення, прийняті на рівні підрозділів та служб;
- прийняті рішення нерідко концентруються на зниженні витрат і вдосконалюванні функцій;

- реакція керівництва на помилки виражається у введенні більш твердого контролю за рахунок нових процедур і перепідготовки персоналу. Осудження застосовуються трохи рідше;
- організація до деякої міри стає сприйнятливою до одержання досвіду інших організацій, особливо у вигляді нових методик і більш прогресивних методів;
- роль керівництва розглядається з погляду застосування методів управління, наприклад, управління за допомогою методу оцінки ефективності;
- безпека, витрати та рентабельність розглядаються як фактори, що негативно впливають один на одного. Вважається, що безпека збільшує витрати та знижує рентабельність;
- відносини організації з регулюючими органами, замовниками, поставальниками та підрядниками скоріше відчужені, чим близькі; підхід організації до партнерів обережний - довіру потрібно заслужити;
- важливим є досягнення або перевищення короткострокових завдань по прибутку. Персонал заохочується за перевищення завдань поза залежністю від довгострокових результатів;
- відносини між керівництвом і виконавцями напружені; мало проявляється довіри та поваги;
- росте розуміння впливу фактора культури на робочому місці. Відсутнє розуміння того, чому додаткові заходи контролю не призводять до очікуваного підвищення показників безпеки.

Стадія 3 - завжди існує можливість підвищення рівня безпеки.

На цій стадії організація сприйняла ідею безперервності вдосконалювання та застосовує цю концепцію до показників безпеки. Велика увага приділяється питанням спілкування, підготовки персоналу, стилю керівництва, підвищенню продуктивності та ефективності. Кожний в організації має можливість внести в це свій внесок. Персонал розуміє вплив поведінкових мотивів на безпеку, приймаються міри щодо поліпшення поведінки.

Для цієї стадії характерна:

- організація починає діяти в напрямку певної стратегії, фокусуючись на досягненні довгострокових цілей, не забуваючи при цьому про поточне положення. Вона прогнозує виникнення проблем і ліквідує їхні причини до того, як проблеми з'являються;
- персонал добре розуміє процеси виробництва або бізнесу, якими займається організація, і надає допомогу керівництву в управлінні цими процесами;
- персонал визнає і точно визначає необхідність співробітництва між підрозділами та службами, одержуючи в цьому підтримку керівництва, що визнає необхідність співробітництва, а також ресурси, які потрібні для співробітництва;

- рішення приймаються з повною свідомістю їхнього впливу на процеси виробництва або бізнесу, а також на підрозділи і служби;
- завдання з підвищення безпеки не вступають в конфлікт із завданнями з підвищення ефективності, тобто безпека не приноситься в жертву досягненню високих виробничих показників;
- практично всі помилки розглядаються з погляду мінливості робочих процесів. Важливіше зрозуміти те, що відбулося, ніж знайти винного. Це розуміння використовується з метою модифікації виробничих процесів;
- визнається наявність конфліктів, які намагаються усунути, знаходячи взаємовигідні рішення;
- роль керівництва розглядається як навчальна, спрямована на поліпшення показників роботи персоналу;
- високо оцінюється здатність вивчати досвід інших - як у самій організації, так і за її межами, надається спеціально відведений час для адаптації отриманого досвіду в організації з метою підвищення показників роботи;
- безпека та виробнича діяльність розглядаються по взаємному зв'язку;
- вивчаються і аналізуються короткострокові показники роботи з метою поліпшення довгострокових показників;
- відносини між керівництвом і виконавцями ґрунтуються на повазі та підтримці;
- відношення до персоналу поважне, високо оцінюється внесок персоналу в удосконалювання роботи;
- організація заохочує не тільки тих, хто "робить", але й тих, хто здійснює підтримку роботи інших. Персонал заохочується як за вдосконалювання робочих процесів, так і за високі результати.

Не можна спрогнозувати, скільки часу займе освоєння всіх стадій розвитку культури безпеки. Світовий досвід показує, що час, необхідний для здійснення змін може бути тривалим, люди повинні бути підготовлені до таких змін. Занадто велика кількість ініціатив протягом порівняно короткого часу може зробити дестабілізуючий вплив на організацію. Важливо зрозуміти, що організація, зацікавлена в підвищенні культури безпеки, повинна займатися цим, і їй не повинне лякати те, що процес буде поступовим.

12.3. Практичні підходи до різних стадій розвитку культури безпеки

Створення високої культури безпеки рівнозначно створенню ефективно діючої організації. Практичний розвиток принципів культури безпеки - складний багатогранний процес. Цей процес починається з вищого керівництва організації, розвивається залежно від уваги, що приділяється до нього, і припиняється при втраті до нього інтересу з боку керівників.

При організації роботи керівництво повинне бути впевнене, що окремі працівники та колектив у цілому, здатні на досягнення більш високих стан-

дартів культури безпеки в порівнянні з досягнутими і підтримають поставлені цілі.

Складність процесу зміни культури виключає наявність яких-небудь універсальних рекомендацій. Наведемо деякі загальні поради щодо практичних підходів, які можуть виявитися особливо корисними на кожній із трьох стадій. Отже для підвищення рівня культури безпеки, поступового переходу на більш високий рівень має бути:

- *На стадії 1:*

- старший керівний склад прихильний підвищенню рівня безпеки і має загальну точку зору з цього питання;
- старший керівний склад формує політику в області безпеки або проводить її перегляд і доводить цю політику до відомості персоналу;
- керівники розробляють набір заходів щодо підвищення безпеки та аналізують статистичні дані для того, щоб з'ясувати тенденції. Керівники діляться отриманою інформацією з персоналом;
- проводяться спільні збори керівного складу та виконавців для обговорення питань безпеки в дружньому дусі;
- керівники вводять у практику регулярний перегляд і перевірки системи забезпечення безпеки для виявлення областей, що потребують поліпшення;
- старший керівний склад співробітничав з регулюючими органами, з метою того, щоб повідомляти їм про ініціативи, що розробляють та застосовують;
- керівники звертаються до виконавців за порадами щодо підвищення безпеки.

- *На стадії 2:*

- старший керівний персонал пояснює іншим керівникам те, що цінності, позиції та поведінка виконавців є важливими факторами в досягненні високих показників безпеки, і допомагає виконавцям внести свій внесок у підвищення безпеки;
- керівні співробітники, повідомляючи виконавцям інформацію про тенденції розвитку характеристик безпеки, використовують позитивні індикатори, розповідають виконавцям про інші організації, які досягли успіху в підвищенні рівня безпеки, щоб показати, що це можливо;
- керівники домагаються активного залучення виконавців у підвищення безпеки;
- старший керівний склад доводить до відома керівних співробітників значимість людського чинника і вводить у дію аналіз корінних причин;
- старший керівний склад залучає в діяльність позитивні заходи щодо підвищення рівня безпеки;
- керівники вводять у дію практику самостійної оцінки рівня безпеки та забезпечують наявність комплексної програми коригувальних дій.

На стадії 3:

- старший керівний склад зберігає готовність навчатися в інших організацій і створює для цього систему. Він визнає вплив процесів навчання на рівень безпеки;
- керівні співробітники піддають перегляду завдання в області безпеки і зберігають готовність до можливих поліпшень;
- керівники співробітничать із постачальниками та підрядниками в напрямку підвищення їхнього рівня безпеки;
- старший керівний склад вводить в обіг індикатори культури організації (наприклад, вимоги по адміністративно-господарській роботі щодо звітності про інциденти, які могли б викликати, але не викликали серйозних наслідків), що впливають на рівень безпеки;
- старший керівний персонал проводить порівняння своєї організації зі сторонніми організаціями, обраними як еталон;
- старший керівний персонал підтримує спілкування із громадськістю з питань безпеки;
- керівники стимулюють виконавців щодо надання допомоги в справі подальшого вдосконалення існуючих процесів.

Фундаментальною вимогою підвищення рівня є наявність явної та ширшої прихильності вищого керівного складу справі підвищення рівня безпеки. Керівники більш низького рівня повинні знати не тільки як мотивувати своїх співробітників до роботи, але і як уникнути негативної мотивації.

12.4. Вплив національної культури

У роботі з підвищення культури безпеки необхідно приділяти увагу особливостям національної культури. У деяких країнах можуть існувати значні культурні розходження навіть між окремими регіонами. Особливості національної культури можуть підсилювати або послабляти вплив факторів, що асоціюються з високим рівнем культури безпеки. Наприклад, у рамках національної культури, заснованої на принципах адміністративно-командної системи, можливо домагатися строгого дотримання правил і чіткого виконання наказів. З погляду підвищення культури безпеки це може вважатися позитивним фактором. З іншого боку, сліпе та беззаперечне виконання вказівок може привести до серйозних проблем в області безпеки у випадку якої-небудь не прогнозованої зміни рівня небезпеки в ході експлуатації.

Розуміння значних розходжень національних культур важливо при здійсненні міжнародних проєктів за контрактом "під ключ". У такий проєкт постачальник послуг може привнести свою національну культуру, як з погляду самих проєктних робіт, так і з погляду методик, причому ці точки зору можуть не повністю відповідати культурі тієї країни, де здійснюється проєкт. Такі невідповідності можуть у майбутньому виявитися потенційно небезпечними для рівня безпеки цього проєкту. Врахування особливостей національної культури допомагає використати переваги її сильних сторін, не витрача-

ючи сил на боротьбу з багатими й різноманітними культурними традиціями світу.

12.5. Характерні практичні підходи до вдосконалювання культури безпеки

Практичні підходи, які використовуються старшим керівним персоналом полягають у справжній і зримій прихильності підвищенню безпеки на прикладі особистої поведінки, інакше неможливо переконати інших співробітників у важливості забезпечення безпеки в порівнянні з іншими проблемами організації. Практичні підходи до вдосконалювання культури безпеки наведені нижче.

Прогностичний аналіз ризику. Це аналіз ризику помилок і їхніх наслідків під час підготовчої фази професійної діяльності, що сприяє кращому розумінню та спілкуванню між різними службами організації.

Навчання на помилках. Помилки, насамперед, повинні розглядатися, як коштовна можливість поліпшити роботу за рахунок отриманого досвіду та отриманих уроків. Важливо заохочувати в співробітників почуття впевненості в тому, що вони можуть доповісти керівництву про помилки, нічого не приховуючи і не побоюючись покарання. Досвід показує, що кількість подій, про які буде повідомлено, на початковому етапі може збільшитися і тільки надалі кількість подій, викликаних конкретною причиною почне зменшуватися, завдяки придбання досвіду в рішенні виявлених проблем. Цей підхід не виключає можливості застосування організацією заходів дисциплінарного впливу у випадку навмисної зневаги обов'язками або недбалості.

Аналіз подій у глибину. Це аналіз тих подій, які не призвели до відчутних наслідків, але могли призвести. У проведенні аналізу дуже важливим є участь співробітників, учасників подій, їх потрібно стимулювати для того, щоб вони висловили свої пропозиції по коригувальних і превентивних заходах. Керівництво повинне чітко заявити про те, що культура безпеки не обов'язково є культурою "нульового рівня помилок", що культура безпеки є скоріше процесом навчання, що опирається на гласність і врахування досвіду для досягнення позитивних результатів.

Здатність до самонавчання. Підвищення безпеки опирається як на дії, що вживають у відповідь на події, що мали місце, (відповідне реагування), так і на здатність організації визначити природу та причини подій, що розвиваються, і здійснити ефективне втручання з метою запобігти їх (випереджувальне реагування). Організації, що використовують такі процеси, називають такими, що самонавчаються, вони здатні адаптуватися до зовнішніх і внутрішніх непередбачених обставин, що підвищує ефективність їхньої роботи. На всіх рівнях організації варто стимулювати розвиток почуття хазяїна.

Роль підготовки персоналу в просуванні позитивної культури безпеки. Система підготовки персоналу може внести істотний вклад у розуміння питань безпеки та у розвиток відповідних навичок. Потреби в підготовці

визначають, проводячи аналіз складності роботи з робочих місць, а також з огляду на результати оцінок ризику та небезпеки.

Внесок персоналу в підвищення безпеки. Цей внесок буде найбільш активним за умови участі самих співробітників, оскільки індивідуум проявляє особистий інтерес у питаннях своєї особистої безпеки. Прикладами участі персоналу можуть бути групи з підвищення культури безпеки, комітети та збори з безпеки, конференції.

Активна участь постачальників послуг. Співробітникам постачальників послуг потрібно приділяти таку ж увагу та надавати таку ж підготовку в області культури безпеки, що й персоналу експлуатуючої організації.

Робота із громадськістю з питань безпеки. Ядерна енергетика є предметом полеміки, тому дуже важливо, щоб громадськість була впевнена в своїй безпеці (інформування, регулярні зустрічі, екскурсії на АЕС).

Процеси самооцінки. Це використання програм самооцінки як зворотний зв'язок з метою підтримки та розвитку свого потенціалу управління безпекою.

Комплексна оцінка безпеки. Це комплексний і узгоджений розгляд технічних проблем, ролі людського чинника та організаційних аспектів.

Показники характеристик безпеки. Традиційно в більшості організацій виробляється реєстрація числа аварій та пов'язаних з безпекою подій. Хоча це й дозволяє одержати важливу інформацію про тенденції, але застосування тільки таких показників може зробити дестабілізуючий вплив на персонал. У деяких організаціях, як доповнення до традиційних показників використовуються більше конструктивні показники: процентні відносини пропозицій співробітників з культури безпеки, нарад по культурі безпеки, виконаних заходів щодо вдосконалювання культури безпеки й ін.

12.6. Оцінка прогресу в розвитку культури безпеки

Для оцінки культури безпеки не існує ніякого комбінованого критерію та у зв'язку з багатогранною природою культури безпеки малоімовірно, що коли-небудь він буде знайдений. Для оцінки прогресу в розвитку культури безпеки можливий базовий діапазон показників, які відображують індивідуальні компоненти культури:

Поведінкові критерії. Визначаються шляхом серії спостережень за загальними видами діяльності, за конкретною особою або групою осіб за якийсь період часу.

Критерії взаємовідносин. Вивчення відносин співробітників шляхом проведення різних видів опитувань. Результати досліджень відносин можуть бути зіставлені з результатами спостереження за поведінкою з метою визначення необхідних коригувальних заходів щодо підвищення безпеки.

Критерії сприйняття або переконання. Визначаються за допомогою сучасних психометричних методів для оцінки підсвідомих переконань. Виміряти ці критерії складно і звичайно спостереження за поведінкою співробітни-

ків та вивчення їхніх відносин дають досить інформації для оцінки змін у культурі.

Інформація, отримана в результаті спостереження за поведінкою співробітників або їхніх відносин, може стати важливою ознакою того, чи успішно розвивається культура безпеки; чи може використатися для підтвердження ефективності конкретних дій керівництва в області безпеки.

Процес розвитку Культури безпеки може бути представлений як циклічний процес удосконалювання відносин, рис. 12.2.

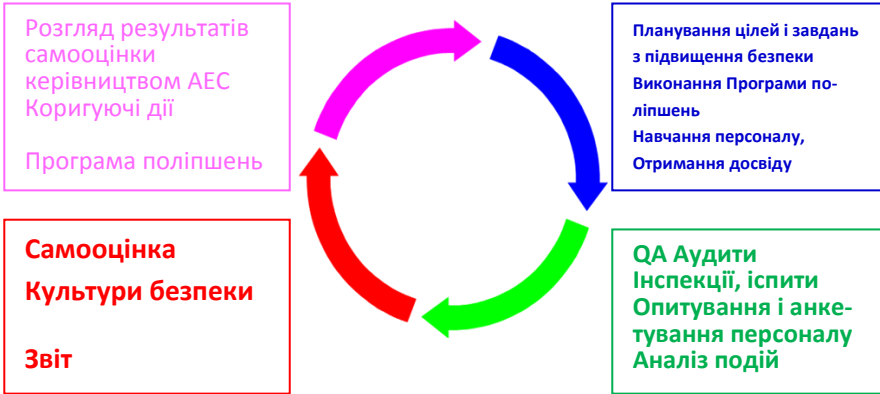


Рис. 12.2. Процес розвитку культури безпеки.

12. 7. Оцінка ефективності управління безпекою

Передові принципи ризик - орієнтованого підходу та культурі безпеки успішно впроваджуються поки ще тільки в ядерній галузі. В інших сферах безпеки: охороні праці, техногенної безпеки, пожежної безпеки залишаються старі концепції управління. Інтеграція України в європейські структури неминуче призведе до зміни стратегії управління безпекою – там прийнято стратегію упередження надзвичайних ситуацій (НС), це знижує рівень небезпек та значно дешевше для держави в цілому (7 – 30 разів). Природне, що науковці зобов'язані прискорювати цей процес. Ми маємо впроваджувати ринкові

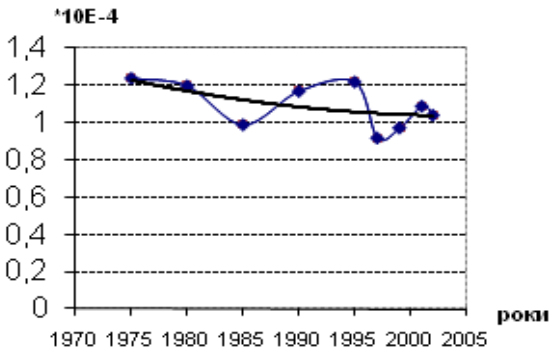


Рис. 12.3. Ризик смертності на виробництві.

та значно дешевше для держави в цілому (7 – 30 разів). Природне, що науковці зобов'язані прискорювати цей процес. Ми маємо впроваджувати ринкові

принципи й методи управління безпекою та відмовлятися від методів тоталітарного минулого – тотального контролю діяльності об’єктів підвищеної небезпеки (ОПН) майже сотнею державних структур. Це нонсенс, але факт, який ми отримали в спадщину від народної (соціалістичної) економіки й за 20 років панування неначебто ринкових принципів господарювання так і не змогли, крім ядерної галузі, змінити свій світогляд щодо методів управління безпекою. Низька ефективність управління безпекою в усіх сферах безпеки в порівнянні з безпекою АЕС ілюструють рис. 12.3 - 12.6 у виді трендів основних показників з безпеки. В якості таких показників обрані інтегральні показники небезпек: ризик смертності на виробництві – сфера охорони праці (за матеріалами підручника з охорони праці), рис. 12.3; кількість надзвичайних ситуацій – сфера цивільного захисту (за матеріалами національної доповіді МНС), рис.12.4; пожежна безпека – кількість пожеж та збитки від пожеж (за матеріалами статистики пожежного нагляду), рис. 12.5; кількість порушень нормальної експлуатації на АЕС (за матеріалами щорічних звітів з безпеки), рис. 12.6.

Як бачимо з рис.12.3, випадкова величина, а саме ймовірність летального випадку на виробництві, фактично не змінилася протягом 30 років, незважаючи на зміни декількох поколінь обладнання та, навіть, державного устрою й форми власності. Тренд цієї випадкової величини лежить у дуже вузькому діапазоні $[1E-4; 1.2E-4]$, відповідно математичне очікування $\mu = 1,093$, дисперсія виборки $D = 0.014$, відповідно середнє квадратичне відхилення $\sigma = 0,1198$, коефіцієнт варіації $\beta = 0,1$, тобто маємо порівняльне стабільну величину. Аналогічна поведінка й двох наступних випадкових величин: кількість надзвичайних ситуацій (рис.12.4) та кількість пожеж (рис.12.5). Стосовно пожеж крім слабо спадаючого тренду кількості пожеж, маємо зростання майже в десять разів прямих збитків. Ці об’єктивні статистичні дані свідчать про низьку ефективність регулювання безпеки в цих сферах, неправильний вибір стратегії управління (перевага реагування на НС), відсутність системної роботи із запобігання надзвичайних ситуацій, застарілість основних принципів регулювання безпеки, їх невідповідність сучасним світовим нормам та інші недоліки в цих сферах діяльності.

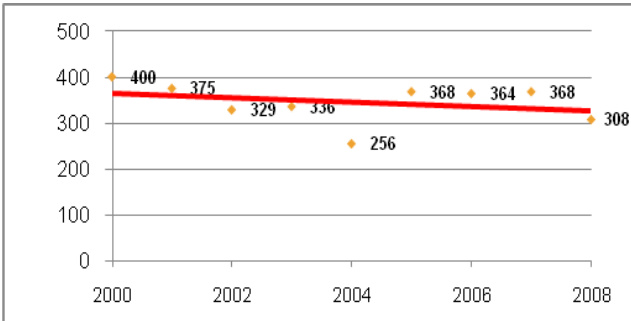


Рис.12.4. Кількість надзвичайних ситуацій.

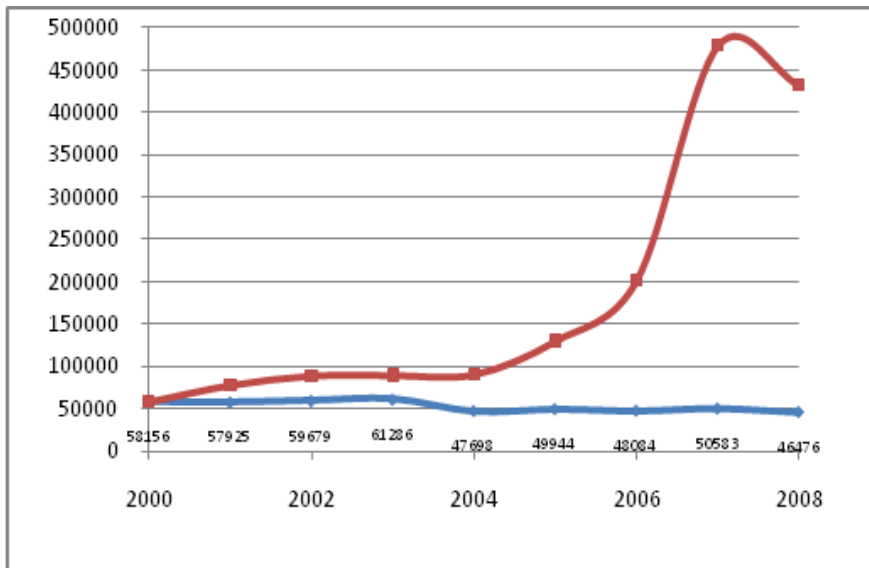


Рис.12.5. Кількість пожеж та збитки від них.

Зовсім протилежну ситуацію можна спостерігати в атомній галузі, де впроваджені сучасні міжнародні принципи регулювання безпеки, та діяльність якої проходить під пильним міжнародним контролем. За показник безпеки обрано кількість порушень (навіть не аварій, а порушень - відхилень від нормальних умов експлуатації) за той же період рис.12.6. За період незалежності відбулося скорочення числа порушень на АЕС майже в десять разів (!), а за порівняльний період – в 4 рази. Лінія тренду на цій діаграмі має експоненціальний характер.

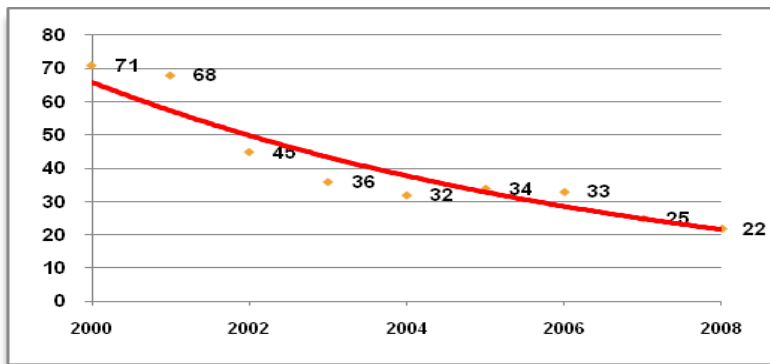


Рис.12.6. Кількість порушень на АЕС України.

Ситуацію з регулювання безпеки в сфері цивільного захисту потрібно змінювати докорінно - стратегія управління безпекою має відповідати новому державному устрою та приватній формі власності. Про необхідність змін стратегії державного контролю безпеки йдеться й у «Програмі економічних реформ на 2010–2014 роки», що розроблена нещодавно Комітетом з економічних реформ при Президенті України та опублікована на офіційному сайті Президента України (85 стор., червень 2010 р.). У передмові сказано: «Програма

реформ розроблена на виконання поставленого Президентом України завдання з відновлення економічного зростання й модернізації економіки країни». Те, що програма розроблена на сучасному рівні та спрямована на подолання негарздів, підтверджує й таке спостереження – слово «ризик» (як характеристика стану безпеки) зустрічається в документі майже 40 разів. Наведені безпосередні завдання для МНС (п.5. Державний нагляд і контроль):

«Основними завданнями у сфері державного нагляду й контролю мають стати:

- завершення розробки й впровадження критеріїв оцінювання ступеня ризику від ведення суб'єктами господарської діяльності й періодичності проведення планових заходів державного нагляду (контролю);
- зміна підходів до здійснення державного нагляду з прямого контролю до профілактики й запобігання порушень законодавства;
- скасування дублюючих контролюючих функцій з подальшим скасуванням контролюючих органів, у діяльності яких зникла необхідність.

Для цього необхідно:

- скоротити кількість державних контролюючих функцій шляхом проведення аудиту й аналізу контролюючих функцій;
- визначити перелік питань для вжиття планових заходів щодо нагляду (контролю) залежно від ступеня ризику;
- запровадити відповідальність органів державного нагляду (контролю) за збитки, завдані суб'єкту господарювання неправомірними діями, недотриманням процедури здійснення державного нагляду (контролю)».

Отже все, що сказане з приводу регулювання безпеки в програмі, відповідає і наведеним принципам концепції управління ризиками. Але корінні зміни в управлінні безпекою, як вимагає уряд, - це не просте завдання, потрібно змінювати світогляд, філософію й ставлення до безпеки, проводити нове навчання фахівців. До цього спонукає час і наш європейський вибір.

Навіть з цього короткого огляду можливо зробити висновок щодо низької ефективності управління безпекою, неузгодженості нормативної бази з безпеки, її невідповідності державному устрою та сучасному міжнародному законодавству. Причому, як було доведено, неузгодженість розпочинається на рівні основних визначень. Управління ризиками надзвичайних ситуацій техногенного і природного характеру має розглядатися як невід'ємна частина державної політики національної безпеки і соціально-економічного розвитку держави, однією з найважливіших функцій всіх органів виконавчої влади та

суб'єктів господарювання всіх форм власності і має здійснюватися на основі зазначених вище принципів, акумулюючи кращі досягнення людства в усіх галузях виробництва. Ядерна галузь може служити тому прикладом.

12.8. Становлення культури безпеки на АЕС України

Становлення культури безпеки на АЕС України і її постійне підвищення добре відображається станом основних індикаторів, які приводилися в попередніх розділах. Про це свідчать також доповіді та виступи учасників Міжнародних науково-практичних конференцій ДП НАЕК "Енергоатом" "Культура безпеки на АЕС України" [70-72], які проводяться на регулярній основі з 2002 року.

Так на Четвертій Міжнародній науково-практичній конференції (в 2008 році) відзначалося [73], що за час, що пройшов після першої конференції принципи культури безпеки стали невід'ємною складовою експлуатації та технічного обслуговування енергоблоків наших АЕС. Культура безпеки стає одним з основних принципів забезпечення безпеки атомних станцій. У своїй практичній реалізації цей принцип тісним образом пов'язаний з відповідальністю експлуатуючої організації, а також з усіма аспектами нормативного регулювання та контролем експлуатації АЕС відносно її безпеки.

Культура безпеки стала основою для створення атмосфери довіри, загальних цінностей і поведінки, які відображаються в ухвалених рішеннях і виконанні робіт на АЕС. Усвідомлюючи всю повноту відповідальності за безпечну та ефективну експлуатацію атомних станцій, керівництво ДП НАЕК "Енергоатом" всю свою діяльність спрямувало на вирішення найважливіших завдань - підвищенню надійності та безпеки функціонування енергоблоків АЕС, формуванню і закріпленню позитивної суспільної думки про безпечно використання ядерної енергії в країні.

Система управління безпекою, що діє на АЕС Компанії, містить заходи, впровадження яких забезпечує високий рівень культури безпеки та, як наслідок, досягнення надійної і безпечної роботи АЕС. Високий рівень підготовки персоналу, виховання особистої відповідальності кожного за виконувану їм роботу в умовах відкритості, довіри та співробітництва персоналу забезпечує безаварійну роботу енергоблоків АЕС. Пріоритетною метою керівників всіх рівнів і персоналу ДП НАЕК "Енергоатом" стає прихильність культурі безпеки, як одному з основних принципів забезпечення безпеки в атомній енергетиці. А вирішальним фактором у затвердженні та впровадженні принципів культури безпеки в практику експлуатації і технічного обслуговування АЕС, стає активна позиція вищого керівництва Компанії. Культура безпеки кожного працівника Компанії проявляється в наступних аспектах:

- професіоналізм;
- знаннях і вмінні оцінити ризики та знаходити можливість підвищити безпеку на своїй ділянці;
- прихильності пріоритету безпеки в системі цінностей;

- професійно важливих якостях: відповідальності, самоконтролю, розвиненої особистої мотивації забезпечення безпеки;
- поведінці працівника.

На цих конференціях працівники атомної енергетики України, підтверджують свою прихильність принципам культури безпеки та зміцненню цих принципів, а саме:

- підтримку атмосфери систематичної уваги до питань безпеки та відкритості;
- формування та зміцнення особистої відповідальності і відданості культурі безпеки персоналу, зайнятого будь-якою діяльністю, що впливає на безпеку АЕС;
- формування мислення, спрямованого на пріоритет безпеки, і вироблення внутрішньої критичної позиції, що передбачає вдосконалювання та саморегулювання в питаннях безпеки.

Персонал АЕС розуміє, що безпека - головна та основна міра всіх рішень і дій при експлуатації та технічному обслуговуванні АЕС.

Питання для самоконтролю.

1. Назвіть стадії розвитку культури безпеки.
2. Перелічіть можливі практичні підходи стосовно до першої стадії розвитку культури безпеки.
3. Перелічіть можливі практичні підходи стосовно до другої стадії розвитку культури безпеки.
4. Перелічіть можливі практичні підходи стосовно до третьої стадії розвитку культури безпеки.
5. Назвіть можливі критерії для оцінки прогресу в розвитку культури безпеки.

РОЗДІЛ 13. ОЦІНКИ ТА САМООЦІНКИ КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ

13.1. Планування оцінки та самооцінки культури безпеки

Оцінки і самооцінки культури безпеки повинні проводитися на плановій і регулярній основі. Планування має бути на рівні організації (АЕС) і експлуатуючої організації.

На рівні АЕС періодична оцінка показників роботи енергоблоків в області безпеки здійснюється в рамках декількох програм:

- щорічна оцінка поточного стану експлуатаційної безпеки енергоблоків АЕС;
- програма експлуатаційних показників роботи АЕС (ВАО АЕС);
- Дні безпеки АЕС;
- програма впровадження ризик-орієнтованих підходів;
- станційна програма показників безпеки і показників культури безпеки.

Перша оцінка представляє розробку письмових звітів з безпеки на основі показників за минулий рік, і є обов'язковою формою звітності. Діяльність за оцінкою поточного рівня безпеки АЕС здійснюється відповідно до «Тимчасового положення про річні звіти з оцінки поточного стану експлуатаційної безпеки енергоблоків АС з реакторами типу ВВЕР». У підготовці річного звіту з оцінки поточного рівня безпеки беруть участь всі основні цехи, служби і відділи АЕС. Річні звіти надаються ДП НАЕК «Енергоатом» і ДІЯРУ.

Програма ВАО АЕС «Показники роботи АЕС» виконується на добровільних засадах. Всі АЕС беруть участь у цій програмі з 1990 року. Участь у даній програмі дозволяє АЕС отримати об'єктивну картину про стан рівня безпеки по ряду найважливіших областей діяльності, включаючи радіаційну безпеку, готовність систем безпеки, надійність ядерного палива у порівнянні з рівнями, досягнутими на інших АЕС світу. Ці дані по показникам роботи АЕС постійно використовуються при оцінці рівня безпеки АЕС, при обґрунтуваннях рівня безпеки АЕС для регулюючого органу і при представленні рівня безпеки АЕС різним технічним місіям МАГАТЕ, ВАО АЕС, експертам ЄС.

Дні безпеки АЕС є одним з елементів періодично виконуваної оцінки поточного рівня безпеки АЕС. Мета проведення Дня безпеки:

- виявлення невідповідностей і відхилень від вимог діючих правил, норм, інструкцій, стандартів, технологічних регламентів роботи та інших нормативних документів з ядерної, радіаційної, пожежної і технічної безпеки атомної станції;
- розробка заходів щодо усунення виявлених невідповідностей;
- розповсюдження і впровадження позитивного досвіду роботи з підвищення культури безпеки при експлуатації устаткування і проведенні ремонтних робіт.

День безпеки на АЕС проводиться щокварталу відповідно до затвердженого графіку.

Перевірки відповідно до програми впровадження ризик-орієнтованого підходу (РОП) проводяться в рамках роботи по впровадженню принципово нових інструментів з оцінки безпеки АЕС, які засновані на імовірнісних аналізах безпеки (ІАБ). Оперативний ІАБ є основним «інструментом» впровадження Програми РОП, яка в цілому направлена на підвищення безпеки і підвищення економічності експлуатації АЕС за рахунок:

- ухвалення обґрунтованих/збалансованих рішень з питань безпеки АЕС;
- концентрації на тих проблемах, які пов'язані з найбільшим ризиком для безпеки;
- ефективного використання ресурсів для реалізації найбільш пріоритетних заходів підвищення безпеки АЕС;
- зниження зайвого (і часто дуже дорогого) консерватизму в тих областях, де вплив на безпеку неістотний;
- підвищення економічних показників роботи АЕС, коефіцієнту використання встановленої потужності (КВВП), коефіцієнту готовності, що призведе до зниження витрат на вироблення електроенергії.

Враховуючи, що у 2006 році завершилася розробка ІАБ енергоблоку №2 ХАЕС у повному об'ємі нормативних вимог, ВП ХАЕС запланувало у 2007 році розробку і впровадження оперативного ІАБ енергоблоку №2, тобто оцінки безпеки проводяться на регулярній основі.

В даний час АЕС використовують окремі кількісні оцінки, зроблені за допомогою ІАБ рівня 1 для внутрішніх подій, при аналізі важливості аномальних подій і порушень в роботі енергоблоків.

У 2005 році в рамках трирічних проектів ТАСІС на майданчику ХАЕС почалися роботи по трьом проектам, пов'язаним з використанням ризик-орієнтованого підходу:

- Оптимізація ремонтів з використанням підходу "Ремонт, орієнтований на надійність" (Risk Centered Maintenance);
- Оптимізація експлуатаційного контролю металу (RI-ISI);
- Оптимізація часу допустимого виведення у ремонт СБ і оптимізація техобслуговування СБ.

Оцінки, що проводяться, дозволяють:

- визначати ключові процеси, які безпосередньо впливають на якість і безпеку;
- визначати/вносити зміни у розподіл відповідальності за процеси і процедури;
- розробляти/вносити зміни у документацію на процеси;
- проводити аналіз на рівні керівництва всієї діяльності;
- визначати і здійснювати на різних рівнях запобіжні та коригуючі заходи необхідні для досягнення запланованих результатів;

– визначати і використовувати сприятливі умови для задоволення вимог зацікавлених сторін.

Слід пам'ятати також, що будь-які оцінки засновані на процедурах перевірки відповідності рівня (чогось) необхідному рівню, який визначений певним (відповідним) документом. Але кожна перевірка, навіть внутрішня, певною мірою відволікає персонал і керівництво від виконання посадових обов'язків. З цієї причини графік перевірок повинен складатися завчасно, узгоджуватися і затверджуватися відповідно до процедур системи якості.

Типова структура отримання незалежних оцінок якості і культури безпеки відповідно до процедур стандартів представлена на рис.13.1.

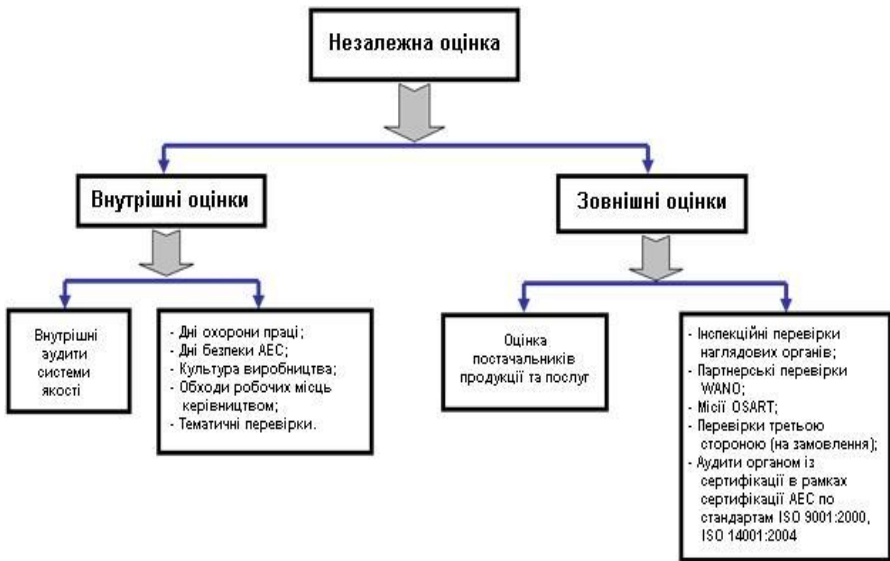


Рис. 13.1. Типова структура отримання незалежних оцінок.

13.2. Оцінки міжнародних місій

Проведення місій за участю зарубіжних експертів на українських АЕС демонструє всій світовій спільноті і в першу чергу народу України нашу відповідність, прихильність безпеці в цілому, і культурі безпеки зокрема.

Позитивні висновки міжнародних місій сприяють створенню позитивного іміджу атомної енергетики України, зміцненню довіри до неї, як усередині країни, так і за її межами.

На запрошення ДП НАЕК «Енергоатом» у квітні 2003 року вперше на Європейському континенті були проведені місії ВАО АЕС (Московський центр) на енергоблоках, що будувалися, Хмельницької і Рівненської АЕС перед вве-

денням їх в експлуатацію. Загальні відомості про міжнародні місії на АЕС представлені нижче, табл. 13.1.

У висновках місії OSART на Рівненській АЕС, проведеної у 2003 році, вказується:

"Ядерна безпека має високий пріоритет, який виходить від вищого корпоративного керівництва і упроваджений у процедури, контроль виконання робіт і щоденну діяльність всього персоналу АЕС. Найбільш значущі атрибути такі: залучення керівництва до повсякденних завдань і модифікацій, персонал дотримується процедур, відкриті відносини і комунікації між керівництвом і робітниками, мотивація всього персоналу, технічна компетенція персоналу".

Таблиця 13.1. Міжнародні місії на АЕС.

1988 р.	Місія OSART МАГАТЕ	блок №3
1997 р.	Місія ASSET МАГАТЕ	блок №1,2,3
2001 р.	Партнерська перевірка ВАО АЕС	блок №1
2003 р.	Місія OSART МАГАТЕ	блок №2
2004 р.	Перевірка ВАО АЕС	блок №4
2004 р.	Незалежна оцінка EDF Франція	блок №4
2005 р.	Партнерська перевірка follow-up ВАО АЕС	блок №1
2005 р.	Місія OSART follow-up МАГАТЕ	блок №2
2006 р.	Сертифікація по стандартам ISO 9001:2000, ISO 14001:2004 у TUV NORD	

Місія OSART на Запорізькій АЕС проходила з 6 по 22 вересня 2004 року. Її висновки наступні:

«На ЗАЕС до аспектів ядерної безпеки і культури безпеки підходять адекватно. Найбільш значними атрибутами культури безпеки є:

- грамотний, кваліфікований персонал, прихильний до безпечної експлуатації станції;*
- персонал, який пишається своєю станцією і володіє високим ступенем відповідальності за доручену справу;*
- сильне прагнення персоналу до прогресу;*
- великі можливості швидко усувати виявлені недоліки, що дозволяє мінімізувати число значних проблем;*
- постійна підтримка культури безпеки і політики в області якості і безпеки».*

Позитивні висновки міжнародних місій мають велике значення для безпеки АС України, підтверджується висновок про достатній рівень безпеки.

13.3. Самооцінка культури безпеки

Відповідно до ЗПБ, експлуатуюча організація зобов'язана проводити роботу по самооцінці безпеки АС. Метою цієї діяльності є постійний аналіз поточного рівня безпеки кожного енергоблоку, виявлення і усунення недоліків його проекту, реалізація заходів по підвищенню безпеки експлуатації енергоблоку.

У організаціях, які прагнуть до досягнення високих норм експлуатаційної безпеки, використовуються програми самооцінки, як зворотний зв'язок в цілях підтримки і розвитку свого потенціалу управління безпекою. Процеси самооцінки дозволяють організаціям визначати показники своєї роботи в сфері безпеки на основі внутрішнього порівняння з ключовими виробничими показниками і зовнішнього порівняння з показниками інших організацій. Самоконтроль, або самоперевірка є важливими аспектами будь-якої програми самооцінки, і кожен керівник або начальник повинні прагнути до розробки і реалізації програми самооцінки в рамках своїх повноважень.

13.3.1. Призначення самооцінки культури безпеки і її формалізація

Самооцінка культури безпеки підрозділів АЕС, постачальників послуг – це оцінка керівництвом процесів управління по забезпеченню безпеки, за яку вони несуть відповідальність, для визначення ефективності і коригування власної діяльності для досягнення мети по формуванню і підтримці культури безпеки.

Формалізація цього процесу здійснюється шляхом випуску відповідного наказу першого керівника по підприємству, організації; розробки програми самооцінки стану культури безпеки у підрозділах, розсилки цих документів в підрозділи і проведення анкетування згідно цієї програми.



13.3.2. Організація і проведення

Проведенню самооцінки у підрозділах має передувати інструктивна нарада з керівниками підрозділів із роз'ясненням цілей, завдань і порядку проведення самооцінки.

Керівники підрозділів уточнюють перелік питань, які наведені у зразковій (типовій) програмі самооцінки, конкретизують і доповнюють їх відповідно до специфіки своїх підрозділів. Проводять інструктивну нараду у підрозділі про порядок, терміни проведення самооцінки і видають розпорядження по підрозділу з призначенням відповідальних осіб по підрозділу, ділянкам, бригадам, змінам за проведення самооцінки, встановленням термінів її проведення, порядку звіту про проведену роботу та її аналізу.

Результати оцінки повинні використовуватися для виявлення перших ознак зниження рівня культури безпеки і усунення виявлених невідповідностей шляхом аналізу корінних причин і розробки заходів, направлених на до-

сягнення відповідності культури безпеки вимогам нормативних документів і підвищення ефективності діяльності з підтримки її на необхідному рівні.

При виборі термінів періодичності проведення самооцінки слід виходити із необхідності проведення самооцінки з найбільш важливих питань формування культури безпеки.

Планування самооцінки здійснюється шляхом включення заходів у плани роботи підрозділів.

Для проведення самооцінки рекомендується залучати фахівців інших підрозділів – споріднених або функціонально пов'язаних з підрозділом, в якому проводиться самооцінка.

Питання, пропоновані для самооцінки є зразковими, не охоплюють всі аспекти культури безпеки і, тому, на розсуд керівників підрозділів, об'єм самооцінки може бути розширений і питання конкретизовані по специфіці роботи підрозділу.

За наслідками проведеної самооцінки стану культури безпеки, підрозділи розробляють конкретні заходи з вказівкою виявлених невідповідностей, заходів по їх усуненню, відповідальних за виконання і терміни виконання.

Розроблені заходи надаються вищестоящому керівникові для перевірки і подальшого контролю за їх виконанням. Копія задокументованих пропозицій коригуючих заходів прямує в комітет з безпеки (культури безпеки) підприємства, організації.

Відповідно до діючої на АЕС України документації можуть проводитися наступні види самооцінки:

- Стратегічний огляд-перевірка ступеня досягнення і правильності шляхів розвитку АЕС (підрозділу), їх розвиток та уточнення, оцінка діяльності керівників по їх реалізації.
- Корпоративна оцінка – оцінка результатів роботи АЕС по напрямках діяльності.
- Технічний аналіз – оцінка ефективності ухвалених технічних рішень по підтримці і підвищенню надійності і безпеки устаткування і процесів АЕС.
- Огляд (Обхід) об'єкту – оцінка ефективності окремих процесів.

13.4. Виявлення перших ознак зниження рівня культури безпеки

Часто між початком зниження рівня культури безпеки і подією, що приводить до значних наслідків з точки зору безпеки, проходить деякий час. Готовність до появи перших застережних ознак дозволяє виробити своєчасні заходи, з тим, щоб уникнути згубних наслідків для безпеки.

Симптоми зниження рівня культури безпеки:

Зовнішня дія.

Сильний економічний і ринковий тиск, внаслідок чого організаціям доводиться значно зменшувати об'єм власних витрат, часто за рахунок скорочення персоналу. Такі зміни створюють в організаціях атмосферу невизначенос-

ті, що неминуче позначається на поведінці і відношенні персоналу. Можуть істотно змінитися організаційні цілі і пріоритети, існує також можливість негативного впливу на стандарти і характеристики безпеки. Особи, що займаються управлінням або регулюванням безпеки, повинні приділяти увагу тому, як здійснюється управління важливими корпоративними процесами змін, з тим, щоб не ставити під загрозу принципи досягнення хорошого рівня безпеки.

Неадекватне рішення проблем.

Симптомами служать кризи, які повторюються, проблеми, значний об'єм коригуючих заходів, неефективне визначення пріоритетів для впровадження коригуючих заходів, і невміння знайти першопричини проблем. Це викликає перевантаження у роботі і брак ресурсів, що призводить до того, що ефективні коригуючі заходи не реалізуються або реалізуються недостатньо (перегляд застарілих процедур, ретельніше відношення до роботи, модифікація і реконструкція устаткування). Підсумком може бути відчуття безнадійності у співробітників, які вважають, що їх зусилля неефективні. У таких ситуаціях безсилля керівництва може сприяти тенденції пошуку винуватих серед тих осіб, які, на думку керівництва, є причиною їх проблем.

Ізольованість організації.

Відсутність контактів або поверхневі контакти з іншими організаціями однієї і тієї ж енергокомпанії, що призводить до самоспокою.

Недостатня відкритість.

Відкрита і чесна взаємодія між організацією і регулюючим органом, відкритість організації для участі у різних видах обміну інформацією. Це також відкритість організації для участі у міжнародних обмінах інформацією і ініціативах.

Невиконання коригуючих заходів.

Накопичення значного об'єму коригуючих заходів, які не були реалізовані, особливо коли ці заходи пов'язані з безпекою.

Відсутність моделі проблем.

Повторюваність проблем указує на те, що першопричина була визначена неправильно, і що певний застосований коригуючий захід виявився неправильним або недостатнім. Це вказує на неадекватність розуміння проблеми і відповідну неправильність або відсутність моделі проблеми.

Процедурні невідповідності.

Документація – джерело сили організації, вона повинна бути прийнятною з точки зору якості і змісту. Має містити найостанніші дані і відображати реальну ситуацію, викликати довіру у співробітників станції, інакше вони її ігноруватимуть.

Невідповідна якість аналізу проблем і змін.

Будь-яка проблема і передбачувана зміна повинні аналізуватися і обґрунтовуватися для ухвалення правильних рішень. Будь-який аналіз на станції повинен ґрунтуватися на системному підході, який забезпечує застосування правильних методів, проведення обґрунтування і ухвалення адекватних рі-

шень. Створення в організації групи досвідчених і кваліфікованих співробітників для розгляду і аналізу проблем і змін підвищує довіру до процесу аналізу. Технічним модифікаціям станції, можливо, приділяється достатня увага, чого часто не можна сказати про зміни в організаційних системах. Проте, саме такі зміни можуть мати дуже серйозні наслідки для здатності організації розвивати правильну культуру безпеки.

Відсутність або неадекватність незалежних оглядів ядерної безпеки.

По всіх пропозиціях і модифікаціях, пов'язаних з безпекою, оцінки безпеки повинні проводитися особами, які не брали участь у первинній роботі. Всі перевірки повинні проводитися на регулярній основі, оцінки – відповідати рівню передбачуваних змін, а особи, які проводять оцінку, повинні повністю усвідомлювати наслідки зроблених пропозицій.

Недостатня відповідність реальним умовам.

Стан, конфігурація і умови станції постійно повинні знаходитися у повній відповідності із заявами про реальний стан справ в області безпеки, а доводи на підтримку безпеки не повинні включати необґрунтовані або нереальні вимоги до станції або її персоналу. Важливо, щоб доводи і твердження з безпеки завжди відображали реальні характеристики станції та її персоналу.

Порушення.

Станція, яка схожа по конструкції, строку експлуатації, і режиму експлуатації з іншими станціями, порівнює наявні на інших станціях порушення із своїми для отримання початкового матеріалу для розробки необхідних коригуючих заходів.

Неодноразові прохання про відступ від вимог регулятора.

Прохання про відступ від діючих вимог органів регулювання можуть поступати, зокрема, перед повторним пуском після планової зупинки блоку. Часті прохання служать приводом для розгляду адекватності вимоги регулювання або з'ясування того, чи не користуються виробничі показники підвищеним пріоритетом в збиток безпеці. Останнє є суттєвою ознакою зниження рівня культури безпеки.

Наднормова робота.

Втома є істотним аспектом в зниженні якості роботи персоналу. Культура безпеки ґрунтується на оптимальному поєднанні таких чинників, як увага, критичне відношення, старанність і готовність до виконання службових обов'язків. Проте, якщо людина втомилася або знаходиться у стресовій ситуації, це негативно позначається на всіх вищезгаданих чинниках.

Число осіб, які не пройшли необхідну підготовку, не використання кваліфікованого і досвідченого персоналу.

Підготовка персоналу – невід'ємна частина культури безпеки в організації. Всі операції на АЕС повинні проводитися кваліфікованим і досвідченим персоналом. Недотримання цієї вимоги зазвичай виявляється в доповідях і звітах по розслідуванню інцидентів, аварійних подій, де робиться висновок про необхідність підготовки або перепідготовки персоналу. Можна знайти і

прийняти на роботу висококваліфікованих і досвідчених працівників на основі ретельного визначення вимог до конкретної роботи або посади.

Недостатнє розуміння посадових інструкцій.

Персонал повинен повністю розуміти і приймати загальні вимоги, службову відповідальність і обов'язки. Необхідні елементи безпеки повинні бути представлені у відповідних посадових інструкціях, які мають бути чітко і однозначно зрозумілими для персоналу.

Залучення неякісних постачальників послуг.

Рівень управління і керівництва працівниками та рівень працівників постачальників послуг для АЕС може бути нижче у порівнянні з рівнем постійного персоналу АЕС.

Незадовільний стан станції.

Стан станції служить цінним показником загального рівня культури безпеки (чистота, порядок, невчасне технічне обслуговування, низькоякісні системи реєстрації і архівації інформації тощо). Ці недоліки підривають довіру до будь-яких заяв про прагнення організації до підвищення рівня культури безпеки.

Регулярне проведення самооцінки культури безпеки дозволяє завчасно виявляти проблеми, веде до ранньої діагностики і застосування ефективних відновних заходів.

13.5. Роль наглядового органу (ДІЯРУ) в оцінці культури безпеки

На думку фахівців наглядового органу потрібно оцінювати зовнішні робочі (поточні) випадки прояву культури безпеки і якість робочих процесів, а не саму культуру безпеки. Одним з найбільш складних завдань при оцінці безпеки роботи ЯУ є розпізнавання ранніх ознак погіршення показників безпеки, до того як умови стануть настільки серйозними, що буде потрібно накладення санкцій, або, що ще гірше, ці умови призведуть до серйозного інциденту або аварії. Основні виробничі показники, що включають дані по зупинкам блоків аварійним захистом, відмовам систем безпеки, коефіцієнти вимушених зупинок, колективній дозі опромінювання – з точки зору Регулятора, є дуже загальними. І, нажаль, дані показники направляються в регулюючі органи після певного часу, коли негативні тенденції у виробничих показниках стають очевидним, коли ЯУ вже протягом певного часу знаходиться на стадії погіршення роботи. Більше того, показники відображають такий високий рівень, що по ним навряд чи можна судити про основні слабкі місця (недоліки), що викликають погіршення роботи. У зв'язку з цим важливо, щоб у співробітників наглядового органу була можливість перевіряти і розпізнавати ранні ознаки погіршення роботи.

Стратегія оцінки, яка застосовується наглядовим органом, заснована на моделі, що показана на рис.13.2. Дана стратегія припускає, що коли впродовж певного періоду часу існує слабкий рівень культури безпеки, то це приводить до появи ознак погіршення показників безпеки. Якщо у такій ситуації

корінні причини не будуть виявлені і виправлені, згодом з'являться реальні проблеми, пов'язані з безпекою. Тому представникам наглядового органу необхідно завчасно виявляти ознаки погіршення роботи і надавати їм подальшу оцінку: чи є вони ознаками слабкої культури безпеки, що може бути корінною причиною погіршення роботи.

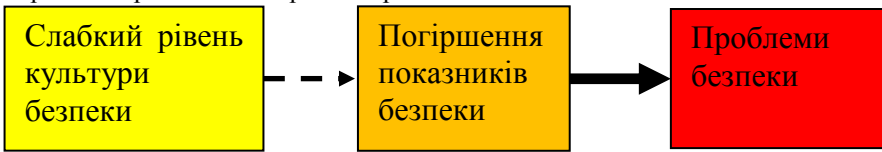


Рис. 13.2. Схема виникнення проблем безпеки.

Для полегшення виявлення погіршення показників роботи і процесів ЯУ ДІЯРУ повинен проводити періодичні оцінки безпеки установки. Ця оцінка має бути систематичною і ґрунтуватися на узгоджених обговореннях і перевірках, здійснюваних персоналом ДІЯРУ. Така оцінка може включати наступне:

- спостереження інспекторів на майданчику і інспекторів-фахівців;
- перевірки, які виконуються фахівцями з безпеки (представниками ДІЯРУ);
- аналіз тенденцій у звітах про події;
- перевірка ефективності засобів контролю, які застосовуються на ЯУ для виявлення, виправлення і запобігання проблемам. Даний контроль включається у діяльність комітетів з аналізу безпеки, програми аналізу корінних причин, програми коригуючих заходів, і програми самооцінки;
- аналіз робіт, що накопичилися, і відстрочень у виконанні наказаних дій;
- оцінка повсякденних інцидентів, які можуть відбуватися в результаті як організаційних недоліків, так і незадовільних дій окремих осіб;
- аналіз експлуатаційних подій для ретельного розгляду подій, важливих для безпеки, або умов, які можуть стати попередниками серйозних аварій. Для повного розуміння значення безпеки в складній події часто потрібне проведення аналізу із застосуванням методик імовірнісного аналізу безпеки (ІАБ).

Коли результат проведення оцінки безпеки свідчить про початок погіршення показників роботи, ДІЯРУ має ухвалити рішення про виконання спеціальної програми нагляду на ЯУ.

Якщо немає можливості надати повний перелік недоліків (слабких місць) роботи ЯУ, то рекомендується використовувати перелік, представлений в табл. 13.2, який дає загальне уявлення про ранні ознаки погіршення показників роботи [71], на які інспектор повинен звертати увагу.

Ранні ознаки погіршення показників роботи АЕС, що наведені у таблиці, розроблені на підставі досвіду співробітників наглядового органу – ДІЯРУ [71]. Сама по собі поява будь-якої ознаки може і не означати погіршення (ку-

льтури) безпеки, більше того, кожна з наведених ознак не в рівній мірі характеризує безпеку. Але поява будь-якої ознаки має служити приводом для перевірки інших ознак і для «посилення» нагляду.

Ключовий аспект періодичних оцінок безпеки для співробітників ДІЯРУ полягає у розпізнаванні ознак слабкої культури безпеки як корінної причини погіршення показників роботи. Зміна, що полягає у переході від хороших показників безпеки до поганих, якщо і буває, то рідко буває різким погіршенням впродовж короткого часу. Початкові корінні причини часто невідомі, і можуть бути розпізнані у ретроспективному розгляді.

Табл.13.2. Ранні ознаки погіршення показників роботи АЕС.

Функція ядерної організації	Ознаки погіршення
<i>Управління</i>	<ol style="list-style-type: none"> 1. недостатні капітальні вкладення в модернізацію устаткування; 2. недостатні ресурси для експлуатації і ремонту; 3. часті відстрочення виконання необхідних поліпшень; 4. застосування на ЯУ великої кількості практичних прийомів, які не вказані в інструкціях; 5. недостатній контроль діяльності підрядників.
<i>Експлуатація</i>	<ol style="list-style-type: none"> 1. помилки персоналу ЯУ через неуваги до деталей; 2. втрата управління конфігурацією системи (наприклад, неправильне відкриття/закриття арматури системи); 3. невідповідність конфігурації електричної і механічної системи; 4. помилки при виконанні операцій по зміні реактивності; 5. помилки операторів через недостатню навченість; 6. невиконання перевірок і оглядів устаткування; 7. невиконання процедур з експлуатації; 8. домінування економічних інтересів у процесі ухвалення рішень; 9. велика кількість скарг з боку персоналу; 10. пуск блоку після інциденту без виконання повного аналізу події; 11. недотримання допустимого діапазону експлуатаційних параметрів.

Функція ядерної організації	Ознаки погіршення
<i>Ремонт</i>	<ol style="list-style-type: none"> 1. накопичення великої кількості ремонтних робіт, не виконаних у встановлені терміни; 2. накопичення великої кількості непрацездатного устаткування; 3. недостатній контроль ремонтних робіт; 4. зупинки реактора, викликані помилками ремонту; 5. протічки арматури; 6. неналежна підтримка порядку; 7. поганий матеріальний стан станційного устаткування; 8. невиконання процедур з ремонту.
<i>Інженерно-технічна підтримка та аналіз безпеки</i>	<ol style="list-style-type: none"> 1. незадовільна кваліфікація устаткування для аварійних умов; 2. недоліки проекту і кваліфікації устаткування системи пожежного захисту; 3. поверхнева оцінка відхилень від нормального функціонування устаткування; 4. недостатнє вивчення досвіду експлуатації, включаючи інші ЯУ; 5. невчасне надання ЯУ аналізу безпеки; 6. неналежна підготовка модифікацій.
<i>Документація ЯУ</i>	<ol style="list-style-type: none"> 1. зміни конфігурації ЯУ не вносяться до проектної документації; 2. накопичення великої кількості модифікацій проекту; 3. накопичення великої кількості змін процедур; 4. застарілий аналіз безпеки.
<i>Радіаційний контроль</i>	<ol style="list-style-type: none"> 1. погане планування радіаційного захисту при проведенні ремонтних робіт; 2. недостатнє позначення місць проведення робіт у радіаційно-небезпечних зонах; 3. переопромінення та радіаційне забруднення персоналу; 4. недостатнє навчання працівників з питань радіаційного захисту; 5. слабка програма ALARA; 6. тенденція зростання колективної дози опромінення; 7. тенденція збільшення викидів.

Функція ядерної організації	Ознаки погіршення
Проведення ППР	<ol style="list-style-type: none"> 1. погане планування робіт; 2. поганий контроль проведення робіт на майданчику ЯУ; 3. нездатність забезпечувати необхідні тепловідведення під час зупинки; 4. високий рівень колективної дози опромінення; 5. незадовільний технічний стан і низькі показники безпеки.
Аналіз подій	<ol style="list-style-type: none"> 1. нездатність розпізнати можливі передвісники аварії; 2. відсутність офіційної програми для аналізу експлуатаційних подій.
Взаємовідносини АЕС із ДІЯРУ	<ol style="list-style-type: none"> 1. невиконання або затягування виконання вимог ДІЯРУ; 2. нездатність підтримувати експлуатацію в рамках наявної ліцензії; 3. надання недостатньої інформації на запити.

13.6. Зміни основних індикаторів

Як впливає із всього сказаного, високий рівень культури безпеки на АЕС є і показником, і досягненням не тільки експлуатуючої організації, але і всієї галузі в цілому. Зміни основних індикаторів, їх поліпшення – прямий тому доказ [72], рис. 13.3-13.5. Фінансування витрат на ремонт і підвищення безпеки, рис. 13.4 є непрямим індикатором безпеки, але зростання цього показника демонструє не тільки необхідність витрат на безпеку, але є матеріальною основою підвищення безпеки, він пов'язаний з рештою всіх показників.

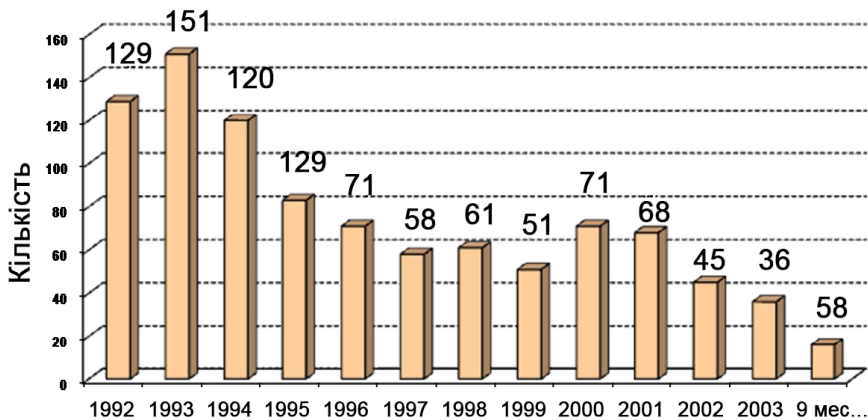


Рис. 13.3. Порушення у роботі АЕС (без врахування ЧАЕС).

Показане на рис.13.3 зниження числа порушень у роботі АЕС досягнуто завдяки впровадженню комплексу заходів (зокрема через виконання програми модернізації і підвищення безпеки, впровадження заходів, запланованих в актах розслідування порушень, поліпшення якості ремонту і техобслуговування, підвищення якості навчання персоналу і впровадження системи зворотного зв'язку по досвіду експлуатації).

На підставі інженерної інтерпретації визначення Культури Безпеки (по INSAG-4) можна розглядати три основні напрями з проблеми запобігання порушенням:

1. Здатність працівників АЕС та інспекторів ДІЯРУ визначати приховані недоліки і невирішені проблеми безпеки при введенні в експлуатацію, в процесі експлуатації і при проведенні нагляду.
2. Здатність працівників АЕС та інспекторів ДІЯРУ визначати значущість порушень, проблем безпеки і адекватно реагувати на них, підтримуючи їх на низькому рівні.
3. Здатність працівників АЕС та інспекторів ДІЯРУ вивчати уроки з досвіду експлуатації і своєчасно вирішувати проблеми безпеки.

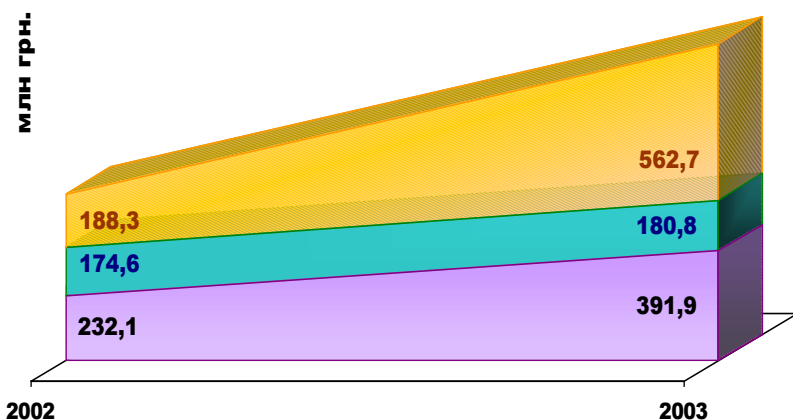


Рис. 13.4. Фінансові витрати на ремонт і підвищення безпеки.

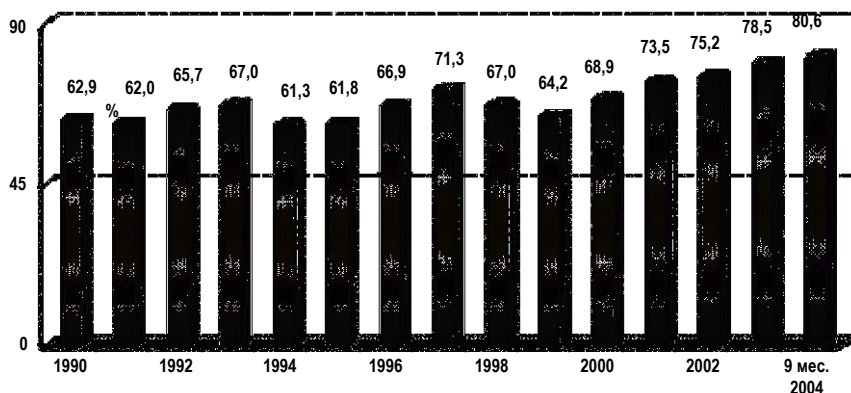


Рис. 13.5. Коефіцієнт використання встановленої потужності АЕС.

У наведеному розділі фактично закінчується розгляд питань оцінок, вимірювань і властивостей культури безпеки як предмету і об'єкту вивчення. Останні діаграми наочно демонструють зв'язок найважливіших індикаторів культури безпеки: зростає фінансування витрат на ремонт і підвищення безпеки → скорочуються порушення в роботі АЕС → зростає коефіцієнт використання встановленої потужності АЕС. Підсумовуючи, наведемо слова старих фахівців експлуатаційників АЕС із доповіді на Міжнародній науковій конференції з культури безпеки: «Безпека у наших руках» [72].

Питання для самоконтролю.

1. Поясніть алгоритм і цілі самооцінки культури безпеки.
2. Розкажіть, як організувати й провести самооцінку культури безпеки у підрозділі.
3. Перелічіть перші ознаки погіршення культури безпеки.
4. Перелічіть перші ознаки зниження рівня культури безпеки.
5. Поясніть роль наглядового органу (Держатомрегулювання) в оцінці культури безпеки.
6. Приведіть приклади зміни основних індикаторів.

ГЛАВА 14. СТІЙКІСТЬ АЕС ДО ЗОВНІШНІХ І ВНУТРІШНІХ ЗАГРОЗ

Поняття "Стійкість" у відношенні АЕС розглядається в декількох аспектах: 1) стійкість роботи при нормальних умовах експлуатації, 2) стійкість (у контексті "живучість") в умовах проектних і запроектних аварій і 3) стійкість роботи в так званій "особливий період" - період воєнних дій або в умовах можливих терористичних актів, або інших надзвичайних ситуацій. У першому випадку мова йде про показники роботи АЕС протягом певного періоду часу - року, кварталу, у другому - про ефективність систем безпеки, у третьому варіанті розглядаються необхідні і достатні умови роботи або збереження цілісності РУ.

14.1. Стійкість роботи при нормальних умовах експлуатації

Відповідно до галузевого стандарту ЕО [74] (ДП НАЕК "Енергоатом") з оцінки поточного рівня безпеки енергоблоку, оцінка технічного стану енергоблоку представлена групою, що містить дві підгрупи показників: показники стійкості, використання енергоблоку та показника вироблення ресурсу проектних режимів.

14.1.1. Показники стійкості та використання енергоблоку

Показники стійкості та використання енергоблоку призначені для кількісної оцінки частоти перехідних процесів, пов'язаних з непередбаченими зупинками, або змінами потужності реакторної установки, або турбогенератора та характеризують ефективність заходів, спрямованих на підвищення стабільності роботи основного встаткування і зниження непланових втрат електроенергії.

До показників стійкості та використання відносяться:

- показник стійкості роботи енергоблоку,
- коефіцієнт використання встановленої електричної потужності;
- показник готовності несення номінального навантаження.

Показник стійкості роботи енергоблоку розраховується по наступній формулі:

$$K_{УСТ} = \frac{N_{ОСТ} + N_{РАЗГР}}{T_N} \times 7000, \quad (14.1)$$

де $N_{ОСТ}$ - кількість непланових зупинок енергоблоку;

$N_{РАЗГР}$ - кількість непланових розвантажень (знижень потужності) енергоблоку на величину 25% і більше від рівня потужності, що їй попередавало;

T_N - час роботи енергоблоку на потужності за звітний період, годин.

Вихідні дані:

$N_{ОСТ}$ і $N_{РАЗГР}$ визначаються з фактичних графіків несення навантаження енергоблоку.

До непланових зупинок (розвантажень) відносяться зупинки (розвантаження) енергоблоку, непередбачені графіком несення навантаження.

Як бачимо з формули (14.1) показник стійкості роботи енергоблоку являє собою відносне число непланових зупинок (розвантажень) протягом року і в цілому характеризує фахівцям технічний стан устаткування та рівень підготовки персоналу, і, відповідно, є індикатором культури безпеки АЕС. Іншим, часто використовуваним кількісним показником стійкості роботи енергоблоку є коефіцієнт використання встановленої електричної потужності.

Коефіцієнт використання встановленої електричної потужності (КВВП – (КИУМ – рос.) розраховується по наступній формулі:

$$K_{ИУМ} = \frac{W}{N_y \times T_0} \times 100\% \quad (14.2)$$

де W - фактичне вироблення електроенергії за звітний період, МВт×год.;

N_y - установлена потужність енергоблоку, МВт;

T_0 - календарний час, годин.

Коефіцієнт використання встановленої електричної потужності враховує недовиробіток електроенергії, фактичне використання можливостей енергоблоку. Недовиробіток електроенергії вважається плановим, коли зупинення/зниження потужності, що послужили причиною недовиробітку, були заплановані та погоджені з диспетчером енергосистеми. До непланового недовиробітку електроенергії повинні бути віднесені всі втрати електроенергії через непланову зупинку, перепростої енергоблоку при зупинці або непланових знижень електричного навантаження із причин, що підконтрольні керівництву АЕС. Крім того, до непланового зупинення повинні бути віднесені непланові зупинки/зниження потужності на вимогу органів державного регулювання безпеки.

До недовиробітку електроенергії по незалежним від станції причинам відносяться:

- нестабільність енергосистеми або її ушкодження;
- відсутність попиту на електроенергію (резервна зупинка, економічна зупинка або режим спостереження за навантаженням);
- обмеження, обумовлені факторами навколишнього середовища (наприклад, пов'язані з водозабором), які не можуть бути відвернені діями персоналу станції;
- страйк;
- робота на потужному ефекті (потужності);
- сезонні коливання електричної потужності (при роботі реактора на номінальному рівні теплової потужності), викликані змінами температури охолодної (охолоджувальної) води;
- відбір пари на теплофікацію;
- обмеження на поставку палива (устаткування) в результаті зовнішніх обставин;
- конструкторсько-технологічні обмеження.

Вихідні дані

Джерелом інформації служать форми статистичної звітності, графіки несення навантажень і звіти про порушення в роботі АЕС.

Як бачимо з формули (14.2) коефіцієнт використання встановленої електричної потужності являє собою коефіцієнт корисного використання РУ протягом певного періоду часу і також характеризує технічний стан устаткування і рівень підготовки персоналу, і, звичайно ж, є індикатором культури безпеки АЕС. Чим вище (краще) технічний стан устаткування РУ та енергоблоку в цілому, чим краще підготовлений персонал, тим ближче цей коефіцієнт до 100%, але досягти значення 100% неможливо у зв'язку з необхідністю проведення регламентних робіт з технічного обслуговування (ППР) і перевантаження палива. Наступний показник стійкості роботи енергоблоку при нормальних умовах характеризує втрати (недовиробіток) електроенергії блоком з об'єктивних і суб'єктивних причин.

Показник *готовності несення номінального навантаження* розраховується по наступній формулі:

$$K_G = \frac{W_{ном} - W_{пл} - W_{непл}}{W_{ном}} \times 100\% \quad (14.3)$$

де $W_{ном} = T_{кал} \times N_{уст}$ - номінальне виробництво електроенергії, МВт×год;

$W_{пл} = N_{пл} \times \tau_{пл}$ - сума планових втрат електроенергії, МВт×год;

$W_{непл} = N_{непл} \times \tau_{непл}$ - сума непланових втрат електроенергії, МВт×год.

$N_{пл/непл}$ - плановий/неплановий недобір потужності, МВт;

$\tau_{пл/непл}$ - час експлуатації енергоблоку зі зниженою потужністю (або зупинки) під час планового/непланової події, годин.

$N_{уст}$ - установлена потужність енергоблоку, МВт;

$T_{кал}$ - календарний час, годин.

До планових втрат електроенергії, відносяться:

- перевантаження палива або зупинки на ППР;
- планові зупинки або зниження електричного навантаження для проведення випробувань, ремонтного і технічного обслуговування або з інших причин, пов'язаних з устаткуванням АЕС або з персоналом;
- втрати електроенергії, викликані випробуваннями, якщо вони були заплановані.

До непланових втрат електроенергії ставляться:

- непланові зупинки для проведення ремонтного і технічного обслуговування;
- непланові зупинки або зниження електричного навантаження для випробувань, ремонту або з інших причин, пов'язаних з устаткуванням АЕС або з персоналом;

- непланові продовження зупинених режимів тощо.

Вихідні дані

Значення K_T визначається з журналів реєстрації енерговироблення або звітів АЕС.

Графіки змін показників стійкості й використання енергоблоку в останні роки на АЕС України і миру вже приводилися в попередніх главах (розд.11). На рис. 14.1 представлений приклад контролю показників стійкості на ХАЕС - графік кількості порушень у порівнянні з ЕО.

У відповідності зі стандартами Росії показники стійкості об'єднані в одну групу з показниками безпеки, вони більше характеризують безпеку:

- кількість порушень у роботі;
- середнє значення викидів інертних радіаційних газів;
- колективна доза опромінення персоналу розраховуючи на один блок.

Безсумнівно, що показники стійкості роботи енергоблоку і показники безпеки корелюють, вони сильно взаємозалежні, фактично всі показники відображають відхилення, що відбуваються на блоці, від умов нормальної експлуатації.

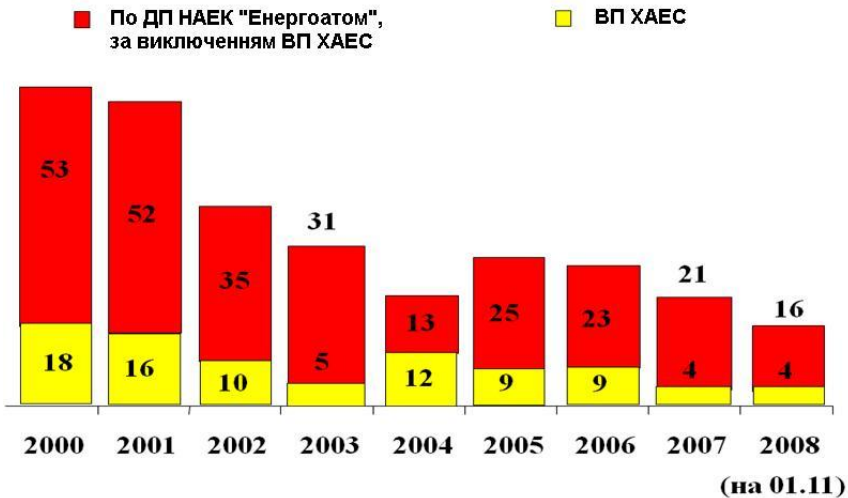


Рис.14.1. Графік кількості порушень на ХАЕС.

14.1.2. Фізичний захист ядерних установок

Приділяючи головну увагу впровадженню культури безпеки в процеси експлуатації АЕС, у ядерній галузі України враховані застереження МАГАТЕ про те, що не може бути культури безпеки на АЕС, якщо вона не поширюється також на обслуговування АЕС і її фізичний захист [2]. Приведемо визначення поняття відповідно до ОПБ, оскільки організація фізичного захисту АЕС нормується ОПБ та іншими діючими документами.

Фізичний захист АС - сукупність технічних і організаційних заходів, спрямованих на виявлення і припинення спроб несанкціонованого проникнення на територію АС, у її життєво важливі зони, а також несанкціоновані вилучення, переміщення, передачі, використання ядерних матеріалів та інших радіоактивних речовин, наявних на АС.

Проектом АС передбачаються технічні та організаційні заходи для забезпечення фізичного захисту АС. До технічних заходів відносяться: охорона зона, зовнішній периметр (паркан), сигналізація охорони периметра, огороження, контрольні пункти і пости пропуску персоналу і транспорту, пристрої дозиметричного контролю на вході і виході, відеоспостереження, аудіо-запис службових переговорів і т.д. *Організаційні заходи* - це створення ЕО на АС необхідних організаційних структур для ефективної і безпечної експлуатації, делегування адміністрації АС відповідних повноважень та обов'язків, організація фізичного захисту і пожежної охорони. Адміністрація АС реалізує систему інженерно-технічної підтримки експлуатації енергоблоків, а також систему аварійної готовності і реагування.

Системи фізичного захисту не класифікуються в ОПБ, не описуються у відкритій пресі, але без їхньої готовності не починається експлуатація АС. Етапи введення АС в експлуатацію, що містять ядерно-небезпечні і радіаційно-небезпечні операції, можуть починатися тільки при наявності діючої системи радіаційного контролю, включаючи індивідуальний дозиметричний контроль, а також при наявності в необхідному обсязі санітарних пропускників, реалізації технічних і організаційних заходів для *фізичного захисту АС*. Dodatkowo до сказаного, варто знати, що до завезення ядерного палива на АС повинні бути готові захисні укриття для персоналу (*захисні споруди – сховища*), внутрішні і зовнішні кризові центри. Ці спорудження не відносяться до фізичного захисту, вони забезпечують стійкість роботи АС в умовах запроектованих аварій і надзвичайних ситуацій, що впливають на роботу АС.

Фізичний захист забезпечує постійний контроль доступу на територію АС і життєво важливі місця. Доступ здійснюється при наявності допусків (пропусків), оформлених у встановленому порядку. Системи та елементи, важливі для безпеки, а також АС у цілому, відповідно до ОПБ, повинні бути захищені від несанкціонованих дій і диверсій. Особливо важливо це у зв'язку з наростаючою загрозою терористичних актів [75]. Територія АС повинна бути огорожена спеціальними технічними засобами, оснащеними автоматичними пристроями сигналізації та оповіщення. Відповідно до законодавства України охорона АС здійснюється спеціалізованими підрозділами. Територія АС, її спорудження і технологічні приміщення розділені на зони залежно від їхнього значення для безпеки, і кожна зона має відповідний порядок доступу персоналу (гриф доступу). Звичайно гриф доступу у відповідну зону дається тільки тому персоналу, присутність якого необхідна для виконання службових обов'язків, прописаних у посадовій інструкції. Система фізичного захисту АС автономна і незалежна від інших систем, у тому числі і системи елект-

ропостачання. І в той же час заходи фізичного захисту не перешкоджають експлуатації АС.

У зв'язку з наростаючою загрозою терористичних актів фахівцями з безпеки запропонований термін "культура фізичної ядерної безпеки" [2], який визначений за аналогією із загальною культурою безпеки.

Культура фізичної ядерної безпеки (англ. nuclear security) - окремий випадок більш загального поняття організаційної культури, визначення якої було запропоновано Едгаром Шайном [108], одним із засновників організаційної психології. Е. Шайн визначає *організаційну культуру* як ряд загальних положень, які формуються групою людей у ході адаптації до зовнішніх умов і внутрішньої інтеграції усередині організації і які згодом, у процесі діяльності організації, стають настільки важливими, що повинні передаватися новим співробітникам як правильний спосіб сприйняття і рішення проблем.

Консультативна група МАГАТЕ з питань фізичної ядерної безпеки (IAEA Advisory Group on Nuclear Security) нещодавно запропонувала нове, більш широке значення терміна *фізичної ядерної безпеки*, визначивши його як "*запобігання, виявлення та реагування відносно розкрадань, диверсій, несанкціонованого доступу, незаконної передачі та інших зловмисних дій стосовно ядерних матеріалів та інших радіоактивних речовин, а також пов'язаних з ними установками*".

Виходячи із цього визначення, розгляд стану справ щодо культури фізичної ядерної безпеки (ФЯБ) в контексті забезпечення фізичної ядерної безпеки в Україні варто поширити за межі тільки фізичного захисту ядерних матеріалів та ядерних установок, а також радіоактивних джерел і відповідних установок. Варто включати додатково до кола питань фізичної ядерної безпеки такі напрямки діяльності в цій сфері, як облік і контроль, а також протидія незаконному обігу ядерного палива і радіоактивних матеріалів.

Наступний розвиток подій у світі показує, що, незважаючи на війну, яку провідні країни світу оголосили тероризму, і на певні успіхи на цьому фронті, істотне зниження рівня терористичних погроз буде досягнуто не скоро. Крім рішення термінових проблем безпеки використання ядерної енергії в усьому світі необхідно задіяти і довгострокові фактори позитивного впливу на захищеність об'єктів ядерної енергетики та пов'язаної з нею інфраструктури від зловмисних дій, у першу чергу проти актів ядерного тероризму. До таких факторів варто віднести забезпечення відповідного рівня *культури ФЯБ*.

Міжнародним співтовариством досягнуто консенсус щодо такого підходу. Дійсно, культура ФЯБ включена в список 12 фундаментальних принципів фізичного захисту ядерних матеріалів та ядерних установок, перерахованих у *Доповненні до Конвенції про фізичний захист ядерного матеріалу*, що прийнято на спеціальній конференції МАГАТЕ в липні 2005 року, і вже ратифіковано рядом країн.

При аналізі стану забезпечення фізичної ядерної безпеки, на наш погляд, варто враховувати, що в найближчому майбутньому вимоги до культури фізичної ядерної безпеки будуть визначатися потребами безпечного середови-

ща, які були "жорстко" сформовані внаслідок подій 11 вересня 2001 року, і умовами, у яких розвертається війна світового співтовариства проти тероризму.

Відповідно до сучасних уявлень про забезпечення необхідного рівня культури фізичної безпеки *"Культура безпеки передбачає оцінку джерел і масштабів загрози. Персонал об'єкту повинен розуміти важливість заходів щодо безпеки, і це розуміння повинно істотно впливати на діяльність персоналу і визначати його поведінку, як у повсякденній роботі, так і в надзвичайних ситуаціях"* [76]. Відповідно до цієї рекомендації МАГАТЕ, необхідно розглядати при аналізах безпеки загрози тероризму як можливі вихідні події, які можуть привести до ушкодження реакторної установки. При виконанні такого аналізу повинна бути оцінена готовність і надійність систем фізичного захисту в комплексі систем безпеки РУ і повинні бути отримані відповідні імовірнісні критерії з урахуванням підготовки персоналу.

14.2. Стійкість АЕС в умовах проектних і запроектних аварій

Питання безпеки одне з найактуальніших питань у ядерній енергетиці. Тому споруджувані зараз реактори 3-го покоління, і тим більше – що проєктуються реактори 4-го покоління стають усе більш безпечними в експлуатації, більш надійними, більш ресурсозберігаючими, більш екологічно чистими і більш економічними. У даному розділі розглядаються шляхи розвитку атомного реакторобудування з позицій стійкості роботи АЕС.

14.2.1. Проектні міри забезпечення стійкості АЕС

Відповідно до основних правил безпеки, проектом АЕС передбачаються технічні засоби та організаційні міри, спрямовані на запобігання проектних аварій та обмеження їхніх наслідків і які забезпечують безпеку при будь-якій вихідній події, що враховано в проєкті, з накладенням однієї незалежної від вихідної події відмови будь-якого елемента систем безпеки (активного або пасивного, що має механічні частини, що рухаються), або однієї незалежної від вихідної події помилки персоналу. Причому, рівень надійності вважається високим, якщо показники надійності таких елементів не нижче показників надійності пасивних елементів систем безпеки, що не мають частин, які рухаються, відмови яких не враховуються через їхню малу імовірність. Припустимий час виключення елемента з роботи для техобслуговування та ремонту визначається на основі аналізу надійності системи, у яку він входить.

Додатково до однієї незалежної від вихідної події відмови одного з перерахованих вище елементів повинні бути враховані відмови, які призводять до порушення меж безпечної експлуатації, відмови елементів, що не виявляються явно, які впливають на розвиток аварій.

Системи та елементи безпеки повинні бути здатні виконувати свої функції у встановленому проектом обсязі з обліком обумовлених аваріями впливів (механічних, теплових, хімічних та ін.). Для систем та елементів нормальної

експлуатації, важливих для безпеки, перелік врахованих зовнішніх і внутрішніх впливів і вимоги до обсягу виконуваних функцій під час і/або після зазначених впливів повинні встановлюватися в проєкті з урахуванням вимог норм, правил і стандартів з ядерної і радіаційної безпеки [77], рис. 14.2.



Рис.14.2. Стійкість АЕС-92 до зовнішніх впливів.

Реакторна установка та блок АЕС у цілому повинні зберігати цілісність і працездатність при всіх несприятливих природних і техногенних факторах, включаючи землетрус і падіння літака.

Особливі вимоги стійкості пред'являються до активної зони реактора. Активна зона проєктується таким чином, щоб при нормальній експлуатації, порушенні нормальної експлуатації та проєктних аваріях забезпечувалися її механічна стійкість і відсутність деформацій, що порушує нормальне функціонування органів впливу на реактивність і аварійні зупинки реактора або перешкоджає охолодженню Твелів. Активна зона разом з її елементами, які впливають на реактивність, проєктується таким чином, щоб будь-які зміни реактивності, викликані переміщенням органів регулювання або ефектами реактивності при нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації, а також при проєктних і запроєктних аваріях, не викликали некерованого росту енерговиділення в активній зоні, що приводить до порушення меж ушкодження Твелів. Характеристики ядерного палива, конструкції реактора

та устаткування першого контуру не повинні допускати утворення критичних мас при проектних і запроектних аваріях, включаючи важкі аварії.

14.2.2. Аварійна готовність і реагування

Відповідно до ОПБ, адміністрація АЕС і ЕО повинні постійно підтримувати рівень аварійної готовності, необхідний для забезпечення ефективного реагування на аварії та інші небезпечні події з метою:

- відновлення контролю над ситуацією;
- попередження і/або мінімізації наслідків;
- взаємодії з організаціями, що приймають участь в аварійному реагуванні з метою захисту персоналу, населення і навколишнього природного середовища.

До завезення ядерного палива на АЕС розробляється, і затверджується відповідно до законодавства, аварійний план АЕС і план аварійного реагування ЕО. Плани розробляються на основі вихідних даних, представлених у проекті АЕС і в ІАБ. План скоординований із планом аварійного реагування ЕО і планами аварійного реагування організацій, з якими АЕС взаємодіє в ході аварійного реагування. План аварійного реагування ЕО встановлює організацію і порядок:

- координації дій адміністрації АЕС і ЕО;
- мобілізації ресурсів ЕО і надання допомоги АЕС;
- взаємодії ЕО з органом державного управління в сфері ядерної енергії, органом реагування на надзвичайні ситуації, ДІЯРУ та іншими органами центральної виконавчої влади.

Для підтримки постійної готовності на випадок аварій та інших надзвичайних ситуацій аварійний план АЕС і план аварійного реагування ЕО повинні переглядатися і коригуватися. ЕО і АЕС розробляють і реалізують програми протиаварійних тренувань для відпрацювання дій персоналу в аварійних умовах. Програми складаються таким чином, щоб забезпечити щорічну перевірку в ході тренувань всіх елементів аварійного плану АЕС і плану аварійного реагування ЕО. Після проведення кожного протиаварійного тренування проводиться оцінка його результатів, на основі яких розробляються і впроваджуються коригувальні заходи, спрямовані на виправлення виявлених недоліків і підтримку необхідного рівня аварійної готовності. Проводяться також спільні станційні протиаварійні тренування із залученням зацікавлених органів виконавчої влади.

Для організації роботи АЕС в умовах аварій проектом передбачаються внутрішній (на площадці АЕС) і зовнішній (у зоні спостереження) кризові центри, які вводяться в експлуатацію до початку фізичного пуску першого енергоблоку. Проекти кризових центрів і використовувані технічні засоби забезпечують надійне одержання та збереження достовірної інформації щодо стану енергоблоків АЕС, зв'язок із БЩУ та іншими щитами керування. Приведемо більш докладну інформацію із цього питання. Відповідно до ОПБ для

кожного блоку АЕС проектом передбачений блоковий щит управління (БЩУ), з якого персоналом здійснюється керування і контроль за РУ та іншими системами АЕС, у тому числі за системами безпеки при нормальній експлуатації та аваріях. Проектом передбачені засоби забезпечення живучості і життєзабезпечення БЩУ при зазначених умовах експлуатації АЕС. У проєкті передбачений також резервний щит керування (РЩУ), з якого забезпечена можливість надійного переведення реактора в підкритичний розхолоджений стан і підтримка його як завгодно довго в цьому стані, приведення в дію систем безпеки та одержання інформації про стан реактора. Забезпечено автономність від БЩУ і достатня живучість та життєзабезпечення резервного щита керування для гарантованого приведення в дію систем безпеки та одержання інформації про стан реактора. Повинні бути виключені відмови БЩУ і РЩУ із загальної причини.

Система контролю і керування має у своєму складі засоби надійного групового та індивідуального зв'язку між БЩУ, РЩУ і експлуатаційним персоналом АЕС, який виконує роботи на місцях (в приміщеннях блоку). Відмови технічних і програмних засобів та ушкодження керуючих систем безпеки приводять до появ сигналів на щитах керування (БЩУ, РЩУ тощо) і викликають дії, спрямовані на забезпечення безпеки АЕС.

У проєкті АЕС передбачені захисні споруди (сховища) для укриття персоналу та інших осіб, що перебувають на момент аварії на площадці АЕС.

14.3. Дослідження стійкості функціонування в надзвичайних ситуаціях

Матеріал цього розділу заснований на дослідженнях вчених стійкості об'єктів народного господарства, які введені в період холодної війни [78] і відносяться до будь-якого важливого промислового об'єкту, до атомних станцій у тому числі. Помітимо, що наведені нижче вимоги і дослідження виконуються проєктною організацією на стадії проєктування РУ, експлуатуючої організації представляється функція підтримки проєктних рішень по стійкості АЕС, про що вже йшла мова в попередньому розділі.

Оцінка стійкості здійснюється, як правило, по наступних основних напрямках:

- імовірність виникнення надзвичайної ситуації на самому об'єкті або поблизу його і як це вплине на його життєдіяльність;
- фізична стійкість будинків і споруд;
- надійність захисту персоналу;
- стійкість системи керування;
- надійність матеріально-технічного постачання і виробничих зв'язків;
- готовність об'єкта до відновлення порушеного виробництва.

При визначенні *імовірності виникнення* надзвичайних ситуацій на об'єкті і поблизу його враховується множина факторів, їхній характер і тривалість у часі, прогноз можливого збитку виробництву, будинкам, спорудам, устаткуванню, вплив на людей, можливі втрати, загальний вплив надзвичайної ситу-

ації на функціонування об'єкта. Такі роботи виконуються в рамках імовірнісних оцінок безпеки [79].

Фізична стійкість об'єкта оцінюється послідовно по впливу кожного вражаючого фактора на окремі елементи: будинки і споруди, технологічне та інше устаткування, комунально-енергетичні мережі, а також вплив вторинних вражаючих факторів на людей.

При цьому, *вражаючим факторами* є ударна хвиля (ядерного вибуху, вибуху звичайних вибухових речовин, вуглеводневих сумішей), сейсмічна хвиля, світлове випромінювання, проникаюча радіація, електромагнітний імпульс тощо. Вторинні вражаючі фактори – це такі, що утворюються внаслідок першого ураження, наприклад, задуха від хлору при розриві балонів хлораторної. Як показник фізичної стійкості може бути обране максимальне значення параметра вражаючого фактора $P_{кр}$, при якому стійкість роботи об'єкта не порушується. Оцінка зводиться до визначення показників фізичної стійкості для кожного елемента і виявлення серед них найбільш уразливих. Найбільш уразливим (слабким) елементом об'єкту буде той, для якого показник $P_{кр}$ найменший у порівнянні з іншими. Підвищення стійкості відбувається насамперед збільшенням надійності слабких елементів. Встановлюється технічно можлива і економічно виправдана межа підвищення стійкості слабких елементів. На завершення розробляються інженерно-технічні заходи, спрямовані на підвищення стійкості найбільш уразливих (слабких) місць і об'єкта в цілому.

Надійність захисту персоналу визначають, з врахуванням багатьох елементів. Ось їхній примірний перелік:

Кількість споруд, які можуть бути використані для вкриття і їхні захисні властивості. Загальна їхня місткість із урахуванням можливого переповнення. Максимальна кількість працівників, яких потрібно буде укрити (захистити). Недостача місць у захисних спорудах та інших укриттях. Наявність приміщень на верхніх поверхах для вкриття від хімічно небезпечних речовин важчих повітря (типу хлору). Можливість швидко вивести людей із цехів та інших робочих приміщень у випадку аварії на об'єкті або сусіднім підприємстві, а також по сигналу "Повітряна тривога!". Коефіцієнти ослаблення радіації різними будинками і спорудами, у яких будуть перебувати працівники. Забезпеченість персоналу і членів його родин засобами індивідуального захисту (ЗІЗ). Стан системи питного водопостачання і можливості забезпечення продовольством у надзвичайних ситуаціях. Наявність засобів для надання першої медичної допомоги потерпілим. Готовність об'єкта до розміщення і захисту відпочиваючих змін у замиській зоні.

Стійкість системи керування об'єкта оцінюється по наявності захищеності, готовності пунктів керування і засобів зв'язку. Це головне. Потім повинен бути план заміщення керівного складу об'єкта на випадок втрат.

Показники, які допомагають правильно визначити надійність системи керування, можуть бути такими:

- час, необхідний для приведення пункту керування в готовність у надзвичайних ситуаціях;
- величина показника вражаючого фактора НС, після впливу якого пункт керування зможе продовжувати свою роботу;
- безвідмовність роботи системи керування з урахуванням дублювання;
- наявність, технічні можливості і стан засобів зв'язку;
- заходи щодо підвищення стійкості керування в надзвичайних ситуаціях.

Надійність матеріально-технічного постачання (МТП) і виробничих зв'язків оцінюється за наступними параметрами:

- запаси сировини, палива, комплектуючих виробів та інших матеріалів, які забезпечують автономну роботу об'єкта;
- нерозривність існуючих зв'язків з постачальниками комплектуючих виробів і споживачами готової продукції;
- наявність і реальність планів переводу виробництва на використання місцевих ресурсів;

Готовність об'єкта до відновлення порушеного виробництва оцінюється показниками:

- наявності планів і графіків відновлення об'єкта при одержанні слабких і середніх руйнувань;
- забезпеченості відбудовних робіт матеріалами, устаткуванням, будівельними конструкціями;
- наявності та якості технічної документації для проведення відновлювальних робіт;
- кількості і стану підготовки ремонтно-відбудовчих бригад.

Показниками готовності об'єкта до відновлення порушеного виробництва може бути час відновлення виробництва при одержанні слабких і середніх руйнувань.

На основі проведеного аналізу робиться висновок про готовність об'єкта до НС і розробляються заходи, спрямовані на підвищення готовності об'єкту до відновлення порушеного виробництва. Помітимо, що на АЕС існує спеціальна служба цивільної оборони, (ЦО), у функції якої входить аналіз і підтримка необхідного рівня стійкості блоку до НС. Оскільки всі перераховані заходи відносяться до захисних заходів щодо безпеки, відображають можливість функціонування АЕС у режимі НС, очевидно, що вони характеризують відповідну сторону культури безпеки, відображають "живучість" АЕС у випадку проектних і запроектованих аварій.

Нижче приводяться нові дослідження російських вчених по підвищенню стійкості об'єктів ядерної енергетики на основі нових концепцій управління ризиком.

14.4. Управління ризиками: концепція підвищення експлуатаційної стійкості і розвитку

На думку російських вчених [109] стійкість роботи АЕС у ринкових умовах необхідно розглядати в ще більш загальному виді, з урахуванням вартості заходів щодо безпеки і збитку від можливих загроз. Потрібні системні рішення по управлінню процесами і сукупними ризиками, здатними збільшити інвестиційну привабливість і капіталізацію АЕС. Такий підхід відповідає принципу ALARA і є найбільш загальним.

Підвищення експлуатаційної стійкості російських АЕС, що працюють у ринкових умовах, буде більш ефективним на основі застосування принципів *рентабельної безпеки*, проведенні економічно ефективних модернізацій всіх виробничих процесів. Сьогодні потрібні системи і механізми управління, зв'язані з вартістю ризику та економічних вигод від зниження ризику. У цьому новому для атомної енергетики напрямку починають працювати російські і закордонні фахівці [110-115].

У цей час у багатьох галузях людської діяльності відбувається зміна концепцій управління ризиком [116]. Зокрема, концепція "безпека - ризик" замінюється концепцією "стійкий розвиток - ризик". І це виправдано: адже критиків концепції безпеки (розглянутої як стан захищеності об'єкта) думають, що АЕС треба "закрити" або через "недолік захисту", або від його "надлишку" - оскільки АЕС будуть не рентабельними і неконкурентноспроможними (за умов великих витрат на захист) [117]!

У новій концепції пропонується зв'язати експлуатаційну стійкість і розвиток АЕС із рівнем організаційно - технологічного ризику, у якості якого розглядається *операційний ризик* (ОР). Однак без побудови інтегрованої системи управління ризиками, що включає операційний, фінансові і стратегічні ризики, неможливо забезпечити розвиток складних технічних систем. У цьому змісті автори відстоюють наступну парадигму: захищеність від ядерної і радіаційної аварій необхідний, але недостатній критерій успішного функціонування атомних станцій, для забезпечення стійкого розвитку АЕС необхідна система управління ризиками процесів у всіх напрямках діяльності.

Зв'язок концепції із цільовими програмами. Управління ризиками АЕС повинне розвиватися в рамках Національних і Міжнародних програм (наприклад, у Росії - ФЦП "Розвиток атомного енергопромислового комплексу Росії на 2007-2010 роки", програми ВАО АЕС "Місії технічної підтримки" тощо.). Операційні ризики, на відміну від фінансових, характеризуються високою частотою і значною "вагою" наслідків (збитками). Область впливу ОР відповідає рівню 0 - 3 Міжнародної шкали ядерних подій INES та імовірностям подій 10^{-3} - 10^0 рік⁻¹. Економічну політику управління ризиками АЕС необхідно будувати на основі наявного міжнародного досвіду, наприклад, у відповідності зі стандартом COSO ERM Framework "Концептуальні основи керування ризиками організацій" і принципів, вироблених Міжнародним Базельським комітетом.

Можливо, що зміна концепції керування ризиками АЕС приведе до перегляду деяких законів (наприклад, у Росії - Федерального закону "Про технічне регулювання"), шляхом внесення в них відповідних доповнень. Але навіть без перегляду законів можна вже сьогодні просуватися в бажаному напрямку: напрямку 1 (розвиток потужностей) і напрямку 2 (перехід до інноваційних технологій). По напрямку 1 - у частині проведення комплексу робіт із продовження строків експлуатації енергоблоків і вивід з експлуатації енергоблоків першого покоління. По напрямку 4 - актуалізація нормативної правової бази, у частині створення внутрішньої нормативної бази для розвитку та управління ризиками АЕС.

Що розуміти під управлінням ризиками? Управління ризиками АЕС спрямовано на збереження і створення вартості підприємства, скорочення числа негативних подій і збитків у господарській діяльності. У стандарті "COSO ERM Framework" [116] дане наступне визначення.

Управління ризиками підприємства - це процес, здійснюваний радою директорів (наглядацькою радою), менеджерами та іншими співробітниками, що починається при розробці стратегії і торкається всієї діяльності підприємства. Він спрямований на виявлення подій, які можуть впливати на підприємство, і керування пов'язаним із цими подіями ризиком, а також контроль того, щоб не був перевищений ризик-апетит підприємства і забезпечувалася розумна гарантія досягнення цілей його діяльності.

Одним зі способів управління змінами будь-якого підприємства, його розвитком, здійснюваним через удосконалювання процесів і технологій, є управління операційним ризиком.

Операційний ризик - можливість виникнення збитків у результаті недоліків або помилок у ході здійснення внутрішніх процесів, пов'язаних з людьми, системами, технологіями, а також внаслідок зовнішніх негативних впливів.

До зовнішніх негативних впливів ставляться: терористичні акти; природні катастрофи; зміни вимог Регулюючих/Наглядових органів тощо. Варто підкреслити, що якість технологічних процесів визначається рівнем операційного ризику, вираженого в грошовій формі. **Управління операційними ризиками** - це спосіб управління процесами в умовах невизначеності, спрямований на підвищення рівня стійкості підприємства і його розвиток, зниження операційних втрат, здійснюваний через:

- удосконалювання бізнес-процесів (удосконалювання технологій, процедур контролю, регламентів, підвищення якості персоналу, раціональне використання капіталу);
- побудову адекватної критеріям розвитку організаційної структури з незалежною службою внутрішнього контролю та аудиту;
- розвиток мотивації співробітників.

Виділяють два рівні управління операційним ризиком (ОР): організаційне управління та процесне управління ОР. Слід зазначити, що принципи організаційного управління ОР найбільш повно продумані бізнес-співтовариством, ніж фахівцями енергетики. На рис. 14.3 представлена схема [118] організа-

ційного управління, побудована на принципах, вироблених Міжнародним Базельським комітетом, і згрупованих по класах завдань:

- завдання створення середовища управління;
- завдання взаємодії з органами нагляду;
- завдання управління ОР;
- завдання розкриття інформації.

На цьому ж малюнку показаний розподіл повноважень між органами корпоративного управління, відповідальних за реалізацію цих принципів: наглядової ради, виконавчого керівництва, наглядових органів.

Основними методами керування ОР є:

- методи ідентифікації (виявлення), оцінки і моніторингу ОР;
- моделювання бізнес-процесів і регламентування операцій;
- обмеження ОР за допомогою системи лімітів;
- створення резервів (на втрати, позаплановий ремонт, модернізацію, підтримку безперервності діяльності і т.п.);
- контроль та аудит бізнес-процесів;
- організація системи звітності з питань управління ОР;
- мінімізація ОР шляхом підвищення якості процесів;
- стимулювання службовців і менеджменту;
- підтримка достатності капіталу під ОР;
- страхування, передача ризику або його частини третім особам.

Реагування на ризик. Після аналізу та оцінки ризику виконавче керівництво повинне вибрати метод реагування на ризик - відхилення від ризику, прийняття, скорочення або перерозподіл ризику (наприклад, страхування), шляхом розробки заходів, які приводять до припустимого рівня ризику (ліміту на ризик, установленому внутрішніми нормативними документами). Ці заходи можуть включати програми управління технологічними активами з урахуванням пріоритетів щодо ремонту та заміні устаткування АЕС. Процедури реагування на ризик повинні бути підтримані засобами контролю, щоб гарантувати ефективність і своєчасність установлених процедур.

Зрозуміло, забезпечити ефективність процесу реагування на ризик неможливо без внесення змін в організаційно-функціональну структуру АЕС. У структурі управління АЕС повинні бути передбачені підрозділи координації управління ризиками, підлеглі виконавчому керівництву, і служби контролю та аудита, підлеглі наглядовій раді корпорації.



Рис. 14.3. Компоненти організаційного управління операційними ризиками.

Надзвичайно важливим є взаємодія органів корпоративного управління та управління ризиками. Корпоративне управління повинне погоджувати ресурси і мети підприємства. Для такого узгодження необхідні відповідні стимули. Такими стимулами, що спонукують, можуть бути сукупні ризики і чистий прибуток підприємства. Наприклад, розмір винагороди S керівника (модель американської компанії Stern Stewart & Co):

$$S = k * EVA + f(x_1, \dots, x_n), \quad EVA = E - COE * RC,$$

де EVA економічна додана вартість; k - фіксований відсоток; x_1, \dots, x_n - не фінансові показники, що відповідають критеріям "лідерство", "відносини із суб'єктами керування" і т.п. E - чистий прибуток після сплати податків і відсотків; COE - прибутковість на акціонерний капітал; RC - ризиковий капітал, який резервується під сукупні ризики підприємства. Ризиковий капітал RC

повинен покривати всі непередбачені втрати, що розраховують для встановленого нормативними документами квантиля розподілу втрат (наприклад, для $\alpha = 99,9\%$). Автори думають, що саме додана вартість із урахуванням ризиків може служити оцінкою діяльності керівника середнього та вищого рівнів управління АЕС, буде сприяти адекватному реагуванню на ризик у нинішніх кризових умовах!

Запропонована концепція управління ризиками не є чимось винятковим. Світова практика знає чимало аналогічних підходів до управління ризиками. Всі вони мають свої переваги та недоліки. Цією проблемою у світі займаються цілеспрямовано, щоб забезпечити конкурентоспроможність своїх підприємств. А в атомній енергетиці інформаційно-технологічний плацдарм захоплює компанія IBM. Вона у 2007 році створила наступні структури: Консультативна рада по атомній енергетиці IBM Nuclear Power Advisory Council (NPAC), Глобальний центр перспективних технологій для атомної енергетики (Global Center of Excellence for Nuclear Power). Важливим напрямком діяльності глобального центра на 2008 рік є контроль елементів ризику для нових атомних електростанцій та інших підприємств галузі. Для організацій, що працюють в області ядерної енергетики IBM розробила і впроваджує засіб управління активами і службами *IBM Maximo for Nuclear Power*, в основі якого лежить Web-архітектура J2EE.

Висновки.

Можливість не виконання цілі, заявленої на початку розділу, є ризик. Але якщо його прийняти, то безсумнівні наступні вигоди від впровадження системи управління ризиками АЕС.

- Система виявляє "вузькі місця" у технологічних процесах.
- Формує стимули вдосконалювання процесів шляхом мінімізації ризику, оптимізації чисельності персоналу і його зарплати.
- Поліпшує фінансові результати.
- Підвищує експлуатаційну стійкість АЕС за рахунок підвищення якості технологічних процесів і контролю ризиків. Забезпечує умови оптимізації програм модернізації і ремонту встаткування і в остаточному підсумку забезпечує розвиток складних технічних систем.

14.5. Модернізовані реактори

Корінним рішенням проблеми стійкості АЕС є використання РУ нових конструкцій – 3+ і 4 поколінь, з використанням "пасивних захистів". Найближчим часом у Росії як реактори III покоління передбачається використовувати модернізовані реактори, опис яких наведено нижче.

14.5.1. Модернізовані реактори ВВЕР

При тій же потужності, реактори нового покоління для російських АЕС відрізняються підвищеною безпекою. Першою АЕС із модернізованим реактором ВВЕР-1000 буде атомна станція нового покоління АЕС-92 на базі реактора ВВЕР-1000, що у цей час будується на площадці 2-ї черги Нововоронезької атомної станції (Росія). АЕС III покоління має більш досконалу технологію щодо забезпечення безпеки відносно до нині функціонуючих реакторів легководного типу. При розробці проекту атомної електростанції проектувальники орієнтувалися на максимальне зниження ролі людського чинника. Як показали аварії на АЕС "Три-майл-айленд" і в Чорнобилі, для істотного підвищення безпеки експлуатації ядерного реактора необхідно враховувати принципи взаємодії "людина-машина" (оператор-реактор) і закласти в саму конструкцію станції протидію можливим помилкам операторів. Саме на це спрямовані технічні новинки, застосовані в удосконаленому проекті АЕС-92. У проект включені пасивні системи безпеки. Під цим терміном розуміються системи, що працюють практично без підведення енергії ззовні та не потребують втручання оператора. Реалізовано концепцію подвійного призначення активних систем безпеки, що значно зменшує імовірність невиявлених відмов. Для запобігання некерованої ланцюгової реакції в реакторі використовуються спеціальні регулюючі стрижні з нейтронапоглинаючих матеріалів. Введення їх в активну зону приводить до негайного гасіння ядерної реакції. У реакторі ВВЕР-1000 проекту АЕС-92 для підвищення аварійного захисту кількість регулюючих стрижнів збільшено.

Аварійний захист настільки ефективний, що у випадку аварії повністю "заглушає" реактор і, на відміну від попереднього покоління реакторів, підтримує його в "заглушеному" стані без застосування розчинів борної кислоти. Проте, у проекті АЕС-92 передбачена додаткова пасивна аварійна система захисту (швидке уведення борного розчину), що здатне замінити систему аварійного захисту реактора з використанням поглинаючих стрижнів.

Основні функції безпеки виконуються незалежно одна від другої двома різними за принципом роботи системами. Наявність подвійної захисної оболонки (контайнмента) запобігає аварійний вихід назовні радіоактивних продуктів і забезпечує захист реактора від таких зовнішніх впливів, як вибухова хвиля або падіння літака. Все це в сукупності зі збільшенням надійності систем, зниженням імовірності відмови і зменшенням ролі людського чинника підвищує рівень безпеки АЕС.

Розвитком ідей АЕС-92 з'явилося створення реакторної установки ВВЕР-1000 (В-392). Теплова потужність 3000 МВт. Головна відмінність цього проекту від інших проєктів ВВЕР великої потужності - застосування вдосконаленого устаткування та впровадження додаткових пасивних систем безпеки в сполученні з активними і традиційними пасивними системами, що підвищує надійність устаткування реакторної установки та дозволяє більш ефективно запобігати і з'якшувати наслідки проєктних і запроєктних аварій. У проєкті

застосований еволюційний підхід до проектування, тобто в основному застосовуються відпрацьовані технології, вузли, системи та досвід проектування, виготовлення і експлуатації попереднього покоління АЕС із ВВЕР. В-392 розрахована на сейсмічний вплив при проектному землетрусі в 7 балів по шкалі MSK 64 і при максимальному розрахунковому землетрусі в 8 балів.

У проєкті В-392 застосовані: удосконалений реактор ВВЕР-1000, включаючи застосування вдосконаленої, більш економічної і надійної активної зони, що виключає позитивні ефекти реактивності через зворотні зв'язки по параметрах; удосконалений парогенератор; головний циркуляційний насос із удосконаленою конструкцією ущільнень; система пасивного відводу тепла; додаткова система заливу активної зони реактора; пасивна система швидкого введення бору; АСУ, включаючи комплекс систем діагностики; концепція "теча перед руйнуванням".

14.5.2. Багатопетлевий киплячий енергетичний реактор БКЕР-800

Розвитком каналних реакторів є багатопетлевий киплячий енергетичний реактор електричною потужністю 800 МВт (МКЕР-800). Його конструкційні особливості:

- передбачено глибоко ешелонований захист, заснований на застосуванні декількох бар'єрів на шляху поширення іонізуючих випромінювань і радіоактивних речовин у навколишнє середовище. Система бар'єрів включає паливну матрицю; оболонки твєлів; межу контуру циркуляції, що охолоджує активну зону; герметичний кожух, що обмежує реакторний простір; герметичне охолодження локалізуючої системи безпеки;

- багатопетлева (16 петель) модульна конструкція реактора допускає без перевищення максимальної проектної межі ушкодження твєлів розрив будь-якого конструктивного елемента циркуляційного контуру, включаючи найбільш велику посудину цього контуру - корпус сепаратора пари;

- охолодження активної зони здійснюється за рахунок природної циркуляції теплоносія, яка інтенсифікована роботою водострумних насосів (інжекторів), що підвищує безпеку реактора в нормальних і аварійних режимах, пов'язаних з відмовою головних циркуляційних насосів і обслуговуючих систем. Поряд із цим полегшується експлуатація реактора, тому що спрощуються устаткування та схеми і скорочується кількість технологічних систем;

- для забезпечення надійного охолодження активної зони при аваріях з розривами в системах трубопроводної об'язки устаткування і при тривалому повному знеструмленні реактор постачений системою розхолодження, заснованої на пасивному принципі роботи і здатній розхолоджувати реактор без підведення енергії більше 72 годин;

- у системі контролю, керування та захисту реактора передбачені дві незалежні системи аварійного захисту, кожна з яких переводить реактор з будь-якого робочого стану в підкритичний. Одна із цих систем - стрижнева,

інша - рідинна. По сигналу аварійного захисту стрижні рухаються зверху вниз, а в канали рідинної системи знизу нагору подаються поглинаючі нейтрони концентрованого розчину солі гадолінію;

- АСУТП забезпечує контроль параметрів, що характеризують роботу енергоблоку в нормальних експлуатаційних і аварійних режимах, а також керування системами нормальної експлуатації і системами безпеки;

- система аварійного відводу пари з реакторного простору забезпечує цілісність конструкції реактора при одночасному руйнуванні труб приблизно 100 паливних каналів, тобто всіх каналів однієї циркуляційної петлі;

- проект МКЕР-800 виконаний з обліком максимального проектного землетрусу інтенсивністю до 8 балів по шкалі МК-64;

- реакторна установка розрахована на експлуатацію протягом 50 років.

Перспектива розвитку ядерної енергетики однозначно визначається можливістю гарантованої безпеки населення і навколишнього середовища. Високий рівень безпеки досягається за рахунок удосконалювання активних, введення пасивних захисних систем і систем, що локалізують можливі викиди радіації, а також послідовної реалізації концепції внутрішньої властивої безпеки. Створення реакторів нового покоління, що володіють властивістю самозахисту, дозволяє забезпечити стійкість до відмов устаткування та помилок персоналу, обмежити радіаційні наслідки найважчих аварій, виключити необхідність евакуації населення. Значне спрощення систем за рахунок використання пасивних систем безпеки, застосування економічних паливних циклів і високі ресурсні характеристики встаткування дають можливість поліпшити економічні показники АЕС із реакторами підвищеної безпеки. Більш докладно реактори нового покоління розглянуті в розд.16.

Питання для самоконтролю.

1. Поясніть поняття стійкості АЕС до зовнішніх і внутрішніх погроз.
2. Перелічіть проектні міри забезпечення стійкості АЕС.
3. Сформулюйте поняття аварійна готовність і реагування.
4. Розкажіть про модернізовані реактори.

РОЗДІЛ 15. ЗВ'ЯЗОК КУЛЬТУРИ БЕЗПЕКИ З ІНШИМИ СФЕРАМИ БЕЗПЕКИ

Культура безпеки є сучасним фундаментальним ефективним принципом управління безпекою. Разом з тим, до цього часу управління небезпечними об'єктами, атомними станціями тощо, здійснювалося на основі інших принципів. Ці принципи формувалися роками розвитку техніки, причому в кожній сфері безпеки, вони були різні, мало пов'язані між собою. Більш того фахівці різних сфер безпеки практично не спілкувалися між собою, не втручалися в інші сфери, за принципом «не моя це справа».

Відповідно до діючих законів України вся сфера контролю і регулювання безпеки АЕС розділена на такі складові:

- Ядерна і радіаційна безпека.
- Пожежна безпека.
- Охорона праці.
- Цивільний захист.

Простежимо зв'язок сфер безпеки на прикладі ядерної галузі.

15.1. Регулювання діяльності потенційно небезпечних об'єктів (ПНО)

Даний невеликий розділ приводиться з метою демонстрації того, що АЕС не виключення із правил, а навпаки, норми і правила регулювання безпеки в ядерній енергетиці більш досконалі.

Існування ПНО та забезпечення їхньої ефективної роботи вимагає створення належної нормативно-правової бази. Комплексний підхід до створення нормативно-правової бази передбачає існування і безперервне вдосконалювання таких напрямків:

- міжнародні норми, правила і договори;
- законодавчі акти;
- постанови Кабінету Міністрів;
- керівні методичні матеріали, державні стандарти;
- технічні стандарти;
- методики та інші нормативні документи;
- організаційно-розпорядницькі (експлуатаційні) документи.

Перелік основних нормативно-правових актів діючих в Україні, які забезпечують функціонування ПНО і правове оформлення їхніх відносин з іншими міністерствами, відомствами, установами, підприємствами та організаціями, що стосується регулярного надання документальних і структурованих даних щодо проблем безпеки, пов'язаних зі НС наведені в таблиці 15.1.

У таблиці 15.1 наведені, як приклади, базові нормативні акти вищого законодавчого рівня, які закріплюють право громадян на життя в сприятливих екологічних умовах, визначають функції органів державної влади в сфері забезпечення безпеки населення та територій, установлюють систему

керування ліквідацією НС, а також закріплюють порядок покриття заподіяно-го збитку і залучення до відповідальності.

Таблиця 15.1. Базові нормативні акти з безпеки.

Назва документу	
1.	Закон України "Про попередження і ліквідацію надзвичайних ситуацій і їхніх наслідків".
2.	Закон України "Про надзвичайний стан".
3.	Закон України "Про промислову безпеку".
4.	Закон України "Про екологічну безпеку".
5.	Закон України "Про ядерну і радіаційну безпеку".
6.	Закон України "Про цивільну оборону України".
7.	Закон України "Про захист населення і територій від надзвичайних ситуацій природного і техногенного характеру".
8.	Закон України "Про соціальний захист громадян, які постраждали внаслідок аварій і катастроф".
9.	Закон України "Про правовий режим надзвичайного стану".
10.	Закон України "Про охорону праці"
11.	Угода про взаємодію держав - учасниць Співдружності Незалежних Держав на випадок евакуації їхніх громадян із третіх країн у випадку виникнення надзвичайних ситуацій.
12.	Угода між Кабінетом Міністрів України та Урядом Угорської Республіки про співробітництво і надання взаємної допомоги в галузі попередження надзвичайних ситуацій і ліквідації їхніх наслідків.
<i>Постанови Кабінету Міністрів України</i>	
13.	Про контроль за виконанням заходів щодо запобігання надзвичайних ситуацій і ліквідації їхніх наслідків.
14.	Положення про єдину державну систему запобігання і реагування на надзвичайні ситуації техногенного і природного характеру.
15.	Положення про класифікації надзвичайних ситуацій.
16.	Положення про Цивільну оборону України.
17.	Про Порядок відшкодування збитку особам, які постраждали від надзвичайних обставин.
18.	Про утворення Державного координаційного центра реагування на надзвичайні ситуації на водних об'єктах.
19.	Про порядок фінансування робіт із запобігання і ліквідації надзвичайних ситуацій і їхніх наслідків.
20.	Про затвердження Положення про організації оповіщення і зв'язку в надзвичайних ситуаціях.

У розділі "Постанови Кабінету Міністрів" наведені деякі законодавчі акти, які регулюють відношення в сфері інформаційного середовища загальної системи керування Державою, і забезпечують ефективне рішення завдань збору, накопичення, обробки передачі інформації, що використовується різноманітними структурами та органами Державного керування відносно НС, а також для прогнозування їхнього виникнення. До цього розділу відносяться також положення, які передбачають рішення завдань регулювання, управління, створення, розробки, аналізу, нагляду, контролю відносно НС.

Необхідно звернути увагу на те, що Постанови Кабінету Міністрів заповнюють (порожні) місця в законодавстві країни, вони діють як тимчасова

правова база. На відміну від цього, у практиці регулювання безпеки АЕС діють закон, норми і правила, детальний опис яких наведено нижче. На жаль, чинна нормативна база з безпеки України містить багато неточностей і протиріч, у багатьох випадках не відповідає сучасним принципам забезпечення безпеки, що пояснюється труднощами становлення самостійної держави [75].

15.2. Функції ядерного регулювання

Регулювання ядерної безпеки засновано на базових державних і юридичних інфраструктурах, головна з яких Державна інспекція ядерного регулювання України¹ – національний регулюючий орган. Ці інфраструктури повинні охоплювати не тільки експлуатацію реакторів, але і радіаційну безпеку, обіг з радіоактивними відходами і перевезення ядерних матеріалів.

Головна функція регулюючого органа складається в санкціонуванні діяльності тих, хто використовує ядерну енергію. Регулюючому органу необхідно спочатку встановити принципи та критерії безпеки, які він буде використовувати як основу для прийняття рішень. Тільки після цього він вправі видавати дозволи на здійснення різних видів діяльності.

Іншою головною функцією регулюючого органа є інспекційна діяльність, що проводиться для того, щоб визначити, чи дотримуються установлених умов власники ліцензій на експлуатацію станцій або кандидати на їхнє одержання.

Якщо виявляється випадок недотримання, то регулюючий орган має право в примусовому порядку забезпечити виконання умов, на яких був виданий дозвіл. Наприклад, регулюючий орган може відмовляти в поновленні ліцензії на експлуатацію станції доти не будуть виконані деякі важливі умови.

У принципі будь-яка схема управління укладесться в простий алгоритм, представлений на рис. 15.1. Особливістю управління безпекою АЕС є розробка коригувальних і попереджуючих заходів ядерної безпеки. Обґрунтованість заходів тут перевіряється ретельними розрахунками та аналізами безпеки, правильність висновків повинні підтвердити проектні та конструкторські організації. Дозвіл на впровадження заходів дає національний орган ядерного регулювання - ДІЯРУ.

¹ До 2012 р. Державний комітет ядерного регулювання України

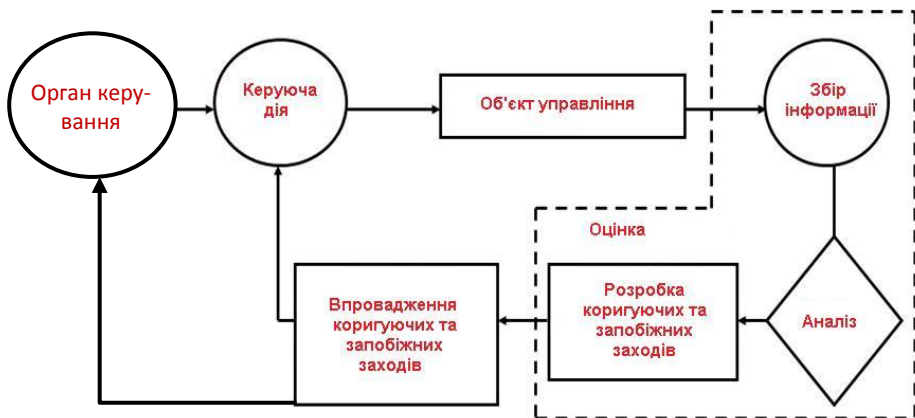


Рис. 15.1. Алгоритм управління ПНО.

Функції національного органа (ядерного) регулювання описані в главі 1, коротко їх можна сформулювати в наступних тезах:

- формування критеріїв і принципів безпеки (**нормативне регулювання**);
- оцінка безпеки заявленої діяльності і видача ліцензій (дозволів) на цю діяльність, що включає межі та умови безпеки цієї діяльності (**ліцензування**);
- контроль дотримання ліцензіатом меж та умов безпеки дозволеної діяльності (**нагляд**);
- примусові міри, щоб спонукати Ліцензіата дотримувати меж та умов безпеки, які установлені ліцензією (**примус**).

Розвиток ядерної енергетики в Україні, як і в усьому світі, відбувався на фундаменті своїх військових попередників. Але на відміну від країн з ринковою економікою у нас утворилися деякі прогалини законодавства у зв'язку з нестійкістю знову утворених державних органів управління, тому нормативну базу України потрібно гармонізувати з міжнародними стандартами [75].

Опора на систему нормативних документів, узгодження діяльності в часі та просторі повинне стати основою ядерного регулювання. Нормативні документи цього напрямку - це інтеграція науки і практики, повинні постійно переглядатися та обновлятися в строгій відповідності з розвитком галузі, удосконалюванням процесів експлуатації та контролю безпеки. Основна філософія ядерної енергетики - висока якість систем, конструкцій і елементів, щоб запобігти надзвичайним ситуаціям. Якість устаткування та підготовки персоналу забезпечує безаварійну роботу АЕС навіть із появою вихідних подій аварій, наприклад, течєю першого контуру. Взагалі, протягом років експлуатації сформувався набір показників безпеки, що дають деякі уявлення про безпеку об'єкту .

На основі цих підходів проектувалися реактори ВВЕР і РБМК першого покоління.

15.3. Показники безпеки, які враховують чинні стандарти

Загальна структура класифікатора показників ефективності і безпеки роботи енергоблоку, відповідно до галузевого стандарту [74], представлена на рис¹. 15.2. На першому рівні ієрархії розташовані шість стратегічних напрямків, обраних для оцінки експлуатаційної безпеки і технічного стану енергоблоку АЕС: *ядерна безпека, радіаційна безпека, технічна безпека, безпека праці, технічний стан енергоблоку і культура безпеки*. На більш низьких рівнях розташовані групи стратегічних і спеціальних показників, через які проявляється стан стратегічних напрямків, що перебувають на верхньому рівні. Кожному напрямку супідрядні певні підгрупи показників. Культура безпеки представлена окремим напрямком і взаємозалежна з усіма перерахованими аспектами безпеки і технічним станом АЕС.

Оцінка технічної безпеки представлена групою, що містить три підгрупи показників:

- показники стану фізичних бар'єрів;
- показники вироблення (ресурс) циклу проектних режимів;
- показники ведення ВХР;

Оцінка безпеки праці представлена групою, що містить дві підгрупи показників:

- показник виробничих втрат;
- показник частоти виникнення пожеж.

¹ Представлено мовою оригіналу (рос.)

ЭКСПЛУАТАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

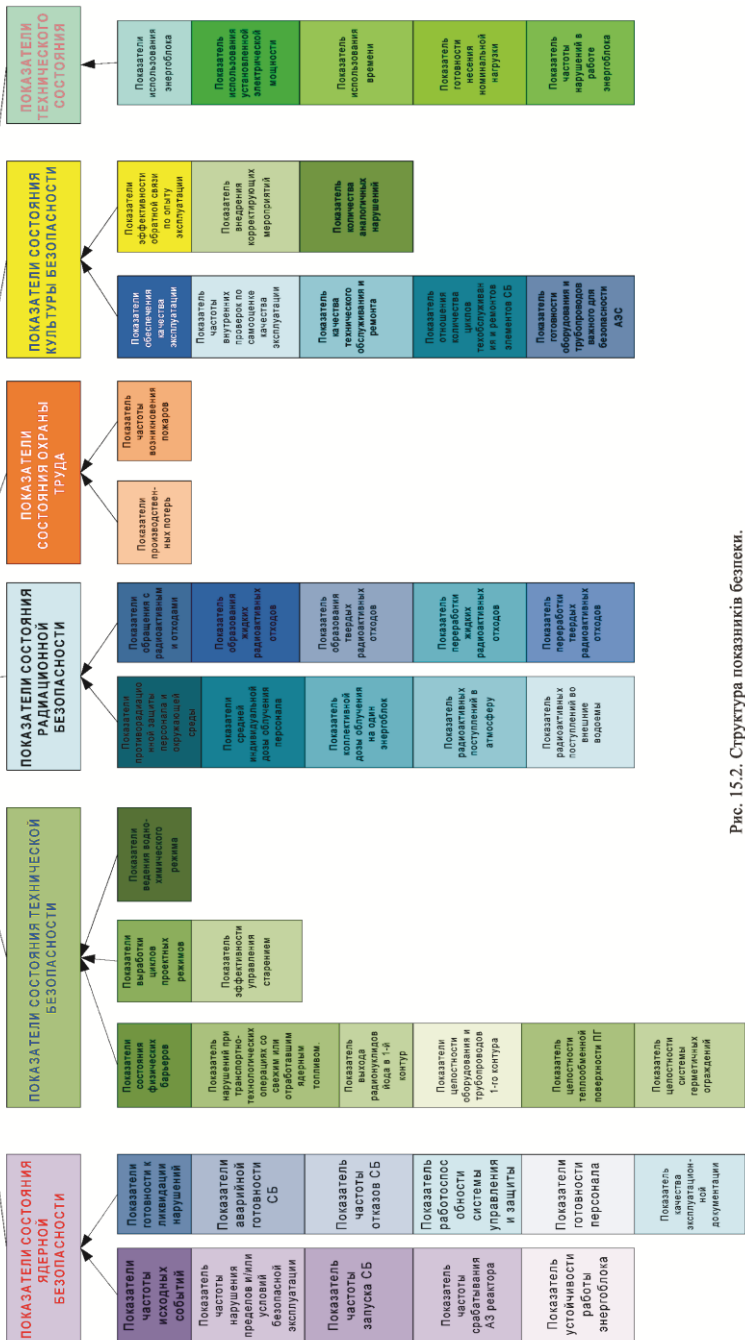


Рис. 15.2. Структура показателей безопасности.

Група показників безпеки праці характеризують ефективність заходів, спрямованих на дотримання норм і правил техніки безпеки, зниження випадків травматизму та попередження пожеж.

Оцінка технічного стану енергоблоку представлена групою, що містить одну підгрупу показників - показники стійкості та використання енергоблоку.

Група показників технічного стану енергоблоку характеризує ефективність заходів, спрямованих на підвищення виробітки енергії та стабільності роботи устаткування енергоблоку.

Оцінка культури безпеки представлена групою, що містить дві підгрупи показників (рис. 15.3):

- показники забезпечення якості експлуатації;
- показники ефективності зворотного зв'язку з досвіду експлуатації.

Показники культури безпеки в сполученні із системою забезпечення якості відбивають пріоритетність рішення проблем безпеки серед усього спектра завдань, що виникають при експлуатації енергоблоку, і характеризують ефективність заходів, спрямованих на вдосконалення системи якості ведення експлуатації і ремонту, запобігання і зниження кількості порушень у роботі енергоблоку АЕС.



Рис. 15.3. Структура показників культури безпеки.

Комплекс, наведених стратегічних показників включає дванадцять підгруп, кожна з яких містить від одного до семи коефіцієнтів. Розрахункові формули деяких показників наведені у попередніх розділах.

15.4. Охорона праці

Відповідно до документів МОП, забезпечення охорони праці, включаючи відповідність вимогам охорони праці, установленим національними законами та правилами, входить у зобов'язання і обов'язки роботодавця. Роботодавець повинен продемонструвати своє безумовне керівництво і прихильність діяльності з охорони праці в організації та організувати створення системи управління охороною праці. Основні елементи системи управління охороною праці - політика, організація, планування та здійснення, оцінка дії по вдосконалюванню, представлені на рис. 11.4, розд.11. Їхній повний опис представлений у стандарті МОП [18], нижче приводиться опис основних міжнародних принципів безпеки праці. Для персоналу АЕС особливе важливе значення мають радіаційно-небезпечні роботи (РНР). Процедура планування виконання радіаційно-небезпечних робіт цехом радіаційної безпеки (ЦРБ) представлена на рис.15.4.

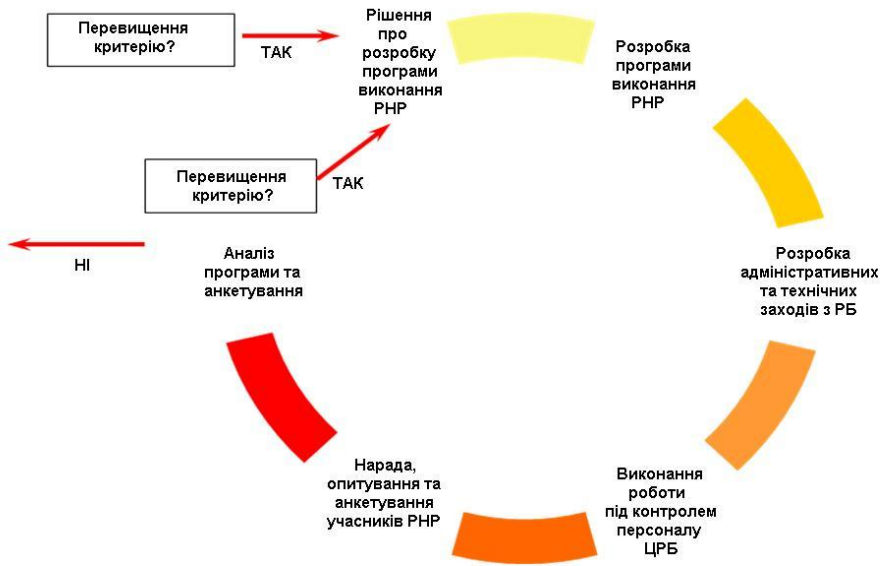


Рис. 15.4. Процедура виконання радіаційно-небезпечних робіт (РНР).

Виходячи з досвіду практичної діяльності, встановлюються наступні критерії необхідності розробки програм виконання радіаційно-небезпечних робіт: 1) очікувана колективна доза для даної роботи перевищує 0,2 Люд·Зв; 2) потужність дози від устаткування або матеріалів при виконанні робіт становить більше 1 мЗв/годину.

Розглянемо процедури управління охороною праці відповідно до сучасного міжнародного стандарту.

15.4.1. Короткий опис процедур охорони праці

Запобігання небезпек

Відповідно до основних міжнародних принципів охорони праці процеси охорони праці повинні містити попереджувальні та регулюючі заходи. Як бачимо, вимоги зовсім аналогічні загальним вимогам безпеки, що викладено в попередніх главах. Запобіжні заходи повинні мати безумовний пріоритет. Небезпеки та ризики для безпеки і здоров'я працівників повинні бути в оперативному порядку ідентифіковані та оцінені. Попереджувальні та регулюючі міри повинні бути здійснені в наступному порядку пріоритетності¹:

- (а) усунення небезпеки/ризиків;
- (б) обмеження небезпеки/ризиків в його джерелі шляхом використання технічних засобів колективного захисту або організаційних мір;
- (в) мінімізація небезпеки/ризиків шляхом проектування безпечних виробничих систем, що включають заходи адміністративного обмеження сумарного часу контакту зі шкідливими виробничими факторами; і
- (г) там, де залишилися небезпеки/ризиків відсутність обмежень на засоби колективного захисту, роботодавець повинен безкоштовно надати відповідні кошти індивідуального захисту, включаючи спецодяг, і вжити заходів по гарантованому забезпеченню їхнього використання та технічного обслуговування.

Варто встановити процедури або заходи щодо попередження та регулювання небезпек, які повинні:

- (а) відповідати небезпекам і ризикам, що спостерігаються в організації;
- (б) регулярно проводити аналіз та, при необхідності, модифікуватися;
- (в) дотримувати вимог національних законів і правил, впроваджувати передовий досвід;
- (г) враховувати поточний стан знань, включаючи інформацію або звіти організацій, таких як інспекції праці, служби охорони праці та інші служби, відповідно до обставин.

Як бачимо, відносно охорони праці на АЕС також діє принцип мінімізації ризиків, сформульований раніше як принцип ALARA, тобто всі сфери безпеки перетинаються через спільність цілей - захисту людини (працівника) від небезпечних і шкідливих факторів виробництва.

Керування змінами

Вплив на охорону праці внутрішніх змін (таких як прийом на роботу, появу нових технологічних і трудових процесів, організаційних структур або придбання компаній) і зовнішніх змін (наприклад, в результаті вдосконалення національних законів і правил, злиття компаній, розвитку знань по охороні

¹ Текст приводиться в повній відповідності зі стандартом МОП

праці та технологій) має бути оцінене, а відповідні запобіжні заходи виконані ще до введення змін у життя.

Перед будь-якою зміною або впровадженням нових прийомів праці, матеріалів, процесів або устаткування повинні бути виконані ідентифікація небезпек і оцінка ризиків на робочих місцях. Така оцінка повинна бути зроблена з урахуванням консультацій і при участі працівників та їхніх представників і комітету з охорони праці, де це необхідно.

При здійсненні "рішення про зміни" треба гарантовано забезпечити належне інформування і підготовку всіх членів організації, яких стосується це рішення.

Попередження аварійних ситуацій, готовність до них і реагування

У відповідність зі стандартами МОП, варто розробляти (установити) і підтримувати в робочому стані заходи щодо попередження аварійних ситуацій, забезпеченню готовності до них і реагуванню. Ці заходи повинні визначати можливий характер і масштаб нещасних випадків та аварійних ситуацій і передбачати попередження пов'язаних з ними ризиків у сфері охорони праці. Всі заходи повинні бути розроблені відповідно до розміру (типу) та характеру діяльності організації. Вони повинні:

- (а) гарантувати, що наявна необхідна інформація, внутрішні комунікативна взаємодія та координація забезпечать захист всіх людей у випадку аварійної ситуації в робочій зоні;
- (б) надавати інформацію відповідним компетентним органам, територіальним структурам навколишнього району та службам аварійного реагування і забезпечувати комунікативну взаємодію з ними;
- (в) передбачати надання першої медичної допомоги, протипожежні заходи та евакуацію всіх людей, що перебувають у робочій зоні;
- (г) надавати відповідну інформацію та можливість підготовки всім членам організації на всіх рівнях, включаючи проведення регулярних тренувань по попередженню аварійних ситуацій, забезпеченню готовності до них і реагуванню.

Заходи щодо попередження аварійних ситуацій, забезпеченню готовності до них і реагуванню повинні бути встановлені разом із зовнішніми аварійними службами та іншими органами там, де це доцільно. На АЕС заходи щодо попередження аварійних ситуацій приводяться в посадових інструкціях, інструкціях з ліквідації аварій та постійно існуючих на АЕС документах по підвищенню безпеки та безпеки праці в тому числі.

Відповідно до документів МОП роботодавець зобов'язаний підтримувати матеріально-технічне постачання процедур забезпечення безпеки. Варто встановити і підтримувати в робочому стані процедури, що гарантовано забезпечують:

- (а) відповідність із вимогами забезпечення безпеки та охорони здоров'я в організації було ідентифіковано, оцінене та включене в умови матеріально-технічного постачання і оренди;

- (б) вимоги національних законів і правил, а також власні вимоги організації по охороні праці, були ідентифіковані щодо придбання товарів і послуг;
- (в) заходи щодо досягнення відповідності із цими вимогами були виконані щодо використання цих товарів і послуг.

При виконанні підрядних робіт на підприємстві відповідно до документів МОП варто встановити та підтримувати в робочому стані заходи, що гарантовано забезпечують вимоги організації з охорони праці або, принаймні, їхній еквівалент, застосовуються до підрядників та їхніх працівників. Щодо роботи підрядників на атомних станціях до таких заходів варто відносити, насамперед, критерії радіаційного опромінення, норми робочого часу, організацію санітарного обслуговування, безкоштовного харчування, підвищеної оплати праці у відповідності зі списком шкідливих і небезпечних робіт й ін.

Заходи відносно підрядників, що працюють на площадці організації, повинні:

- (а) включати критерії з охорони праці в процедури оцінки та вибору підрядників;
- (б) встановлювати ефективний поточний зв'язок і координацію між відповідними рівнями керування організації та підрядником до початку роботи. При цьому варто забезпечити умови для інформування про безпеку і заходи щодо попередження та обмеження їхнього впливу;
- (в) включати заходи щодо повідомлення про травми, погіршення здоров'я, хворобах та інцидентах із працівниками підрядника при виконанні робіт для організації;
- (г) забезпечувати відповідне ознайомлення з небезпеками робочих місць для забезпечення безпеки та охорони здоров'я і підготовку для підрядників або їхніх працівників перед початком роботи або в ході роботи, залежно від необхідності;
- (д) методично відслідковувати дотримання вимог охорони праці в діяльності підрядника на площадці організації;
- (е) гарантувати, що необхідні процедури та заходи з охорони праці на площадці організації будуть виконані підрядником (підрядниками).

15.5. Управління якістю, як одна зі складових менеджменту АЕС

Керівництво АЕС усвідомлює, що досягнення успіху організації можливо завдяки впровадженню та супроводу системи менеджменту якості, спрямованої на постійне поліпшення показників діяльності та урахування вимог всіх зацікавлених сторін. Щоб підвищити результативність роботи необхідно поліпшити ефективність системи якості, зробити її більш надійною і зручною. Менеджмент якості здійснюють керівники підрозділів і структурних ланок, а завдання системи якості полягає в тому, щоб ефективно та зручно організувати їхню працю в руслі єдності цілей підприємства. У свою чергу, це повинно створити такі умови праці для фахівців і робітників, при яких будь-яка робо-

та виконується правильно, з першого разу, не допускаючи відхилень від норм, правил і стандартів з безпеки. Система якості повинна забезпечити такі умови управління, при яких керівники повністю зможуть реалізовувати свій потенціал, не відволікаючись на непродуктивну працю. У такий спосіб: "**менеджмент якості**" - це не якийсь окремий напрямок діяльності, а сукупність прийомів і методів управління підприємством, за допомогою яких забезпечується успіх. Зазначимо, що успіх для АЕС – це, в першу чергу, безаварійна робота, забезпечення умов ядерної і радіаційної безпеки для персоналу (це охорона праці) і населення (це цивільний захист). Тобто, якість потрібно розглядати як категорію безпеки.

15.5.1. Основні терміни якості

Система якості - сукупність взаємопов'язаних та взаємодіючих елементів організаційної структури, визначених механізмів відповідальності, повноважень та процедур організації, а також процесів та ресурсів, які забезпечують здійснення загального управління якістю та її відповідністю встановленим вимогам.

Система управління якістю - сукупність органів і об'єктів управління, що взаємодіють за допомогою матеріально-технічних та інформаційних засобів під час управління якістю продукції.

Система управління довкіллям - сукупність організаційної структури, діяльності та відповідних ресурсів і методів для формування, здійснення, аналізу та актуалізації екологічної політики.

Стандарт - документ, що встановлює для загального і багаторазового застосування правила, загальні принципи або характеристики, які стосуються діяльності чи її результатів, з метою досягнення оптимального ступеня впорядкованості у певній галузі, розроблений у встановленому порядку на основі консенсусу.

Міжнародний та регіональний стандарти - стандарти, прийняті відповідно міжнародним та регіональним органом стандартизації.

Національні стандарти - державні стандарти України, прийняті центральним органом виконавчої влади у сфері стандартизації та доступні для широкого кола користувачів.

Нормативний документ - документ, який встановлює правила, загальні принципи чи характеристики різних видів діяльності або їх результатів.

Технічні умови - документ, що встановлює технічні вимоги, яким повинні відповідати продукція, процеси чи послуги. Технічні умови можуть бути стандартом, частиною стандарту або окремим документом.

Технічний регламент - нормативно-правовий акт, прийнятий органом державної влади, що встановлює технічні вимоги до продукції, процесів чи послуг безпосередньо або через посилання на стандарти чи відтворює їх зміст.

Стандартизація - діяльність, що полягає у встановленні положень для загального і багаторазового застосування щодо наявних чи можливих завдань з метою досягнення оптимального ступеня впорядкування у певній сфері, результатом якої є підвищення ступеня відповідності продукції, процесів та послуг їх функціональному призначенню, усуненню бар'єрів у торгівлі та сприянню науково-технічному співробітництву.

Міжнародна стандартизація - стандартизація, що проводиться на міжнародному рівні та участь у якій відкрита для відповідних органів усіх країн.

Орган стандартизації - орган, що займається стандартизацією, визнаний на національному, регіональному чи міжнародному рівні, основними функціями якого є розроблення, схвалення чи затвердження стандартів.

Сертифікація - процедура, за допомогою якої визнаний у встановленому порядку орган документально засвідчує відповідність продукції, систем якості, систем управління якістю, систем управління довкіллям, персоналу встановленим законодавством вимогам.

Декларування відповідності - процедура, за допомогою якої виробник або уповноважена ним особа (далі - виробник) під свою повну відповідальність документально засвідчує, що продукція відповідає встановленим законодавством вимогам.

15.5.2. Якість як категорія безпеки

Якість продукції (робіт, послуг) і матеріалів - важлива категорія безпеки. Якість забезпечується відповідно до міжнародних стандартів якості серії ISO 9000, ISO 14000 й ін. Якість в області небезпечних технологій додатково регулюється окремим законодавством, стандартами і міжнародними нормами [80-85]. Тому питання забезпечення якості функціонування об'єктів підвищеної небезпеки, потенційно небезпечних об'єктів і атомних станцій розглядаються окремо. Загальним є те, що питання якості та безпеки скрізь вирішуються впровадженням систем якості, стандартизації, у тому числі міжнародної стандартизації та сертифікації продукції і систем якості.

Відносини, які пов'язані з діяльністю в сфері стандартизації та застосування її результатів, регулюються законодавством, що поширюється на суб'єкти господарювання незалежно від форми власності і видів діяльності, органи державної влади, а також на відповідні громадські організації.

Беручи до уваги постійний ріст вимог до забезпечення безпеки високотехнологічних підприємств, зокрема, в області використання ядерної енергії та радіаційної безпеки, адміністрація підприємства повинна прагнути до забезпечення якості, як фактора, що гарантує ефективне виконання основних функцій і головних завдань.

Рішення про розробку та впровадження системи якості, як невід'ємної частини виробничого процесу приймається, виходячи з важливості та необхідності створення умов, які будуть гарантувати ефективне здійснення співробітниками підприємства своїх функцій.

Система якості розробляється на основі моделі ДСТУ ISO 9001-95 "Системи якості. Модель забезпечення якості в процесі проектування, розробки, виробництва, монтажу та обслуговування" і спрямована на:

- забезпечення чіткого виконання вимог чинного законодавства, норм, правил і стандартів з ядерної і радіаційної безпеки;
- формування довіри населення і міжнародного співтовариства до робіт з оцінки ядерної і радіаційної безпеки, які проводяться в Україні;
- підвищення ефективності робіт, які виконує підприємство за рахунок раціонального використання наявних ресурсів.

Першочерговими завданнями в області забезпечення якості адміністрація підприємства (АЕС) вважає:

- розробку та впровадження внутрішніх стандартів у реальні процеси управління підприємством;
- підвищення ефективності і якості робіт, які виконуються, і послуг, які надаються, за рахунок оптимізації розподілу функцій і відповідальності співробітників підприємства;
- формування культури якості, розуміння співробітниками їхньої ролі в досягненні необхідного рівня якості робіт;
- систематичну оцінку та аналіз власної діяльності, спрямовану на виявлення та усунення недоліків;
- підготовку та навчання персоналу, підвищення кваліфікації співробітників;
- оптимізацію витрат на виконання робіт і надання послуг при дотриманні належного рівня їхньої якості.

Адміністрація підприємства повинна бути впевнена, що реалізація заявленої політики в області забезпечення якості вплине як на підвищення ефективності діяльності підприємства, так і посприє підвищенню безпеки ядерно - і радіаційно-небезпечних підприємств всієї галузі.

Звід положень по забезпеченню якості на АЕС (випуск № 50-C-QA серії видань МАГАТЕ з безпеки) установлює загальну структуру організації забезпечення якості. Додаткова інформація з даного питання наведена в керівництві з організації забезпечення якості для атомних електростанцій (випуск № 50-SG-QA7). Підрозділ організації-виробника, що відповідає за питання забезпечення якості, має займатися питаннями ефективного виконання програми забезпечення якості, а також перевірки та допомогою в проведенні інспекцій і ревізій того, що робота виконана правильно, відповідно документації та заздалегідь складеним інструкціям. Особи, які виконують ці обов'язки, не повинні нести пряму відповідальність за виробництво і зобов'язані доповідати в рамках організації на тому рівні, що забезпечує відсутність особистої участі у розгляді кошторисних витрат, графіка та виконання робіт, з метою забезпечення незалежного і об'єктивного здійснення програми забезпечення якості.

15.5.3. Стандартизація та сертифікація систем якості

Метою стандартизації в Україні є забезпечення безпеки для життя та здоров'я людини, тварин, рослин, а також майна та охорони довкілля, створення умов для раціонального використання усіх видів національних ресурсів та відповідності об'єктів стандартизації своєму призначенню, сприяння усуненню технічних бар'єрів у торгівлі.

Державна політика у сфері стандартизації базується на таких принципах:

- забезпечення участі фізичних та юридичних осіб у розробленні стандартів та вільного вибору ними видів стандартів при виробництві чи постачанні продукції, якщо інше не передбачено законодавством;
- відкритості та прозорості процедур розроблення та прийняття стандартів з урахуванням інтересів усіх зацікавлених сторін, підвищення конкурентоспроможності продукції вітчизняних виробників;
- доступності стандартів та інформації щодо них для користувачів;
- відповідності стандартів законодавству;
- адаптації до сучасних досягнень науки і техніки з урахуванням стану національної економіки;
- пріоритетності прямого впровадження в Україні міжнародних та регіональних стандартів;
- дотримання міжнародних та європейських правил і процедур стандартизації;
- участі у міжнародній (регіональній) стандартизації.

Крім стандартів параметри якості продукції можуть бути записані у технічних умовах (ТУ) та технічних регламентах (ТР). Потрібно зауважити, що останні в галузях небезпечних технологій мають інший зміст і призначення. У деяких випадках законодавством встановлюються необхідність підтвердження відповідності у законодавчо регульованій сфері.

Процедура підтвердження відповідності в законодавчо регульованій сфері для окремих видів продукції, яка може становити небезпеку для життя та здоров'я людини, тварин, рослин, а також майна та охорони довкілля, запроваджується технічними регламентами з підтвердження відповідності. Із введенням в дію технічних регламентів з підтвердження відповідності спеціально уповноважений центральний орган виконавчої влади у сфері підтвердження відповідності офіційно публікує перелік національних стандартів, добровільне застосування яких може сприйматися як доказ відповідності продукції вимогам технічних регламентів. Виробник чи постачальник також має право підтвердити відповідність продукції вимогам технічних регламентів іншими, ніж відповідність стандартам, шляхами, передбаченими цими регламентами.

Сертифікована або стандартизована продукція розуміється споживачем більш якісною та безпечною з цілої низки причин, зокрема:

- виключається загроза здоров'ю тому, що відповідність стандартам передбачає проходження до виробництва стадії вивчення дії продукції, її впливу на живий організм та довкілля;
- умови збереження та терміни, що вказані на упаковці також підтверджують відповідальність та якість;
- технологічні процеси, контроль яких виконується повсякчасно, гарантують повтор якості.

Відповідно до міжнародних стандартів положення системи якості (СЯ) повинні бути сертифіковані. Процедура *сертифікації системи якості* - це діяльність незалежної організації по підтвердженню відповідності процесів, здійснюваних в організації та системи керування в цілому, встановленим вимогам.

У зв'язку із запровадженням на АС у дію стандартів ISO 9001:2000 змінені вимоги до структури систем якості, передбачається перехід до організації систем якості на основі процесного підходу. Така побудова забезпечує сумісність діяльності по управлінню системою якості з вимогами стандарту ДСТУ ISO 14001-98 "Управління навколишнім середовищем".

Таким чином, для АЕС, як для потенційно небезпечного об'єкта впливу на навколишнє середовище, перехід на організацію діяльності по управлінню якістю на основі процесного підходу, є необхідною умовою, що дозволить виконувати вимоги стандарту ISO 14001. Рішення щодо подальшого розвитку системи якості на основі передових методів управління вимагає робіт по підготовці її до сертифікації на відповідність вимогам стандартів ISO 9001 і ISO 14001.

Основні цілі підготовчого періоду:

- впровадити та застосовувати в діяльності передові методи управління;
- підтвердити здатність керівництва здійснювати управління якістю та навколишнім середовищем відповідно до вимог міжнародних стандартів ISO 9001 і ISO 14001.

Організація робіт з підготовки до сертифікації СЯ припускає вибір Органу по сертифікації. Для АЕС вибирається TÜV-NORD, найбільш авторитетний орган сертифікації. Сертифікацію системи якості АЕС на відповідність вимогам ISO 14001 передбачалося здійснити у два етапи. На першому етапі провести сертифікацію на відповідність системи якості вимогам ISO 9001, а на другому - на відповідність вимогам ISO 14001. Створюється функціональна структура управління підготовкою до сертифікації. Заступника генерального директора з якості та управління призначено представником керівництва в області якості і на нього покладені наступні основні обов'язки:

- забезпечення створення, впровадження та виконання необхідних для системи менеджменту якості процесів;
- звітність перед вищим керівництвом про показники системи якості та необхідності її вдосконалення;

– забезпечення поінформованості з вимогами споживачів у всіх підрозділах.

Виходячи з покладених обов'язків він також наділений відповідними повноваженнями.

Робочим органом і центром діяльності є Робоча група з підготовки АЕС до сертифікації системи якості. У Робочу групу входять керівники підрозділів, діяльність яких стосується підготовки до сертифікації. При кожному керівнику, що входить у робочу групу, призначається уповноважений з підготовки системи якості підрозділу до сертифікаційного аудиту. За результати підготовки до сертифікаційного аудиту підрозділу особисто відповідає його керівник. Регулярно проводяться наради Робочої групи, рішення у формі завдань оформляються протоколом, що затверджується генеральним директором АЕС і виконання якого перебуває на контролі.

Завдання створеної функціональної структури управління проектом сертифікації складається в проведенні ряду заходів, про результат яких можна із упевненістю сказати наступне:

- діяльність АЕС досить урегульована документами;
 - ці документи відповідають вимогам ISO 9001:2000;
 - персонал АЕС виконує роботу в точності, яка описана в цих документах.
- Відповідно, при підготовці до сертифікації потрібно:
- перевірити, чи всі елементи ISO 9001:2000 урегульовані документами і чи відповідають ці документи вимогам ISO 9001:2000;
 - виявити неурегульовані області та невідповідності в документах;
 - розробити плани розробки відсутніх документів і змін, визначити черговість розробки, виходячи з їхньої важливості;
 - розробити першочергові відсутні документи та/або внести зміни в діючі;
 - навчити персонал роботі з новими документами;
 - перевірити реальну діяльність підрозділів на предмет відповідності діючим і новим документам, виявити невідповідності та оцінити їхню значимість;
 - розробити і виконати заходи щодо приведення діяльності у відповідність із документами по найбільш значимих невідповідностях;
 - розробити плани поліпшень для невідповідностей, які не можуть бути усунуті до сертифікації.

У процесі підготовки виробляється оцінка реального стану шляхом внутрішніх аудитів і самооцінки. Результатом цього аналізу повинне бути наступний вихідний стан (після серії внутрішніх аудитів і самооцінок):

- АЕС має досить надійну систему якості, що сформувалася протягом тривалого часу. Ця система, повинна бути побудована відповідно до вимог норм, правил і стандартів з безпеки, і, в основному, відповідати вимогам ISO 9001.
- Підготовка до сертифікації жадає не "значної її зміни", а більшою мірою проведення поліпшень і виправлення локальних недоліків.

Одним із завдань підготовки до сертифікації є проведення навчання персоналу робочої групи та уповноважених з підготовки системи якості підрозділу до сертифікаційного аудиту з відповідної тематики менеджерів/аудиторів з якості української асоціації якості (УАЯ) і Європейської організації з якості (ЄОЯ).

15.5.4. Програма забезпечення якості

Забезпечення якості на АЕС розглянемо на прикладі виробництва устаткування для АЕС.

У положеннях по забезпеченню якості на АЕС (випуск № 50-С-QA серії видань МАГАТЕ з безпеки) було зосереджено увагу на необхідність підготовки та здійснення ефективних програм забезпечення якості при виробництві устаткування АЕС, важливого для безпеки. Під час обговорення вимог, пропонує до забезпечення якості, визнається той факт, що в забезпеченні якості бере участь велике число виробників усілякого по складності і розмірам устаткування. Якість продукції має значення незалежно від того, чи є виріб великим корпусом реактора, електронним діодом або простим утримуючим затиском. Складність програми забезпечення якості в значній мірі міняється відповідно до характеру виготовленого устаткування. Найбільш важливим чинником, який необхідно враховувати при визначенні обсягу робіт із забезпечення якості, є вплив на безпеку будь-якої помилки при експлуатації або неправильному спрацьовуванні, або відмови будь-якого вузла. До інших чинників, які варто враховувати в програмі, можна віднести наступні:

- складність або унікальність устаткування;
- ступінь стандартизації устаткування;
- необхідність встановлення особливого контролю, адміністративних заходів і технічного нагляду за технологічними процесами, виробничими методами та устаткуванням;
- ступінь, у якій може бути підтверджена відповідність устаткування вимогам проекту шляхом проведення перевірок та іспитів;
- дані про зміну якості устаткування в часі;
- доступність устаткування для технічного обслуговування, інспекції при експлуатації і можливості його заміни після встановлення на станції (до уваги повинні прийматися як фізичні особливості устаткування, так і умови навколишнього середовища).

У спеціальних керівництвах з безпеки викладені вимоги і рекомендації, що відносяться до розробки і здійснення програми забезпечення якості, для тих організацій, що беруть участь у виготовленні устаткування, що впливає на безпеку атомних електростанцій. До функцій виробника, пов'язаних із забезпеченням якості, можуть відноситися всі види діяльності: проектування, закупівля, виготовлення, користування, транспортування, збереження, інспектування, іспит, внесення змін, ремонт і обслуговування. Перед керівництвом, що доповнює звіт положень, не ставилася мета викласти правила забез-

печення якості при проектуванні устаткування. Виробники - проектувальники повинні додержуватися вимог і рекомендацій, що містяться у керівництві із забезпечення якості при проектуванні атомних електростанцій (випуск № 50-SG-QA6 серії видань МАГАТЕ по безпеці).

Відповідальність

Кожна організація, що бере участь у виготовленні устаткування, що впливає на безпеку атомних електростанцій, повинна відповідати за розробку і здійснення програми забезпечення якості, рівень якого має відповідати важливості виготовленого устаткування щодо безпеки. Така програма повинна розроблятися на самому ранньому етапі відповідно графіку виконання робіт. Додаткова інформація про програми забезпечення якості приведена у вимогах і рекомендаціях керівництва з підготовки програми забезпечення якості для атомних електростанцій (випуск № SO-SG-QA1 серії видань МАГАТЕ з безпеки).

Ця відповідальність повинна передбачатися або у вимогах регулюючого органу, або в контрактних угодах з замовником устаткування, що впливає на безпеку атомної електростанції. Обов'язки по контролю за ефективністю виконання загальної програми забезпечення якості станції залишаються за відповідальною організацією (тобто за організацією, що в цілому відповідає за АЕС) без збитку для зобов'язань виробника і юридичних вимог, покладених на нього.

Виробничі обов'язки

Необхідно визначити такі обов'язки, як закупівля, планування, виробництво і контроль готової продукції, що проводяться організацією-виробником, і встановити їхній зв'язок з обов'язками, пов'язаними із забезпеченням якості.

Кваліфікація і підготовка персоналу

Особи, зайняті на виробництві, а також особи, які інспектують або іншим способом перевіряють це виробництво, включаючи тих, хто здійснює ревізію програм забезпечення якості, повинні мати відповідну кваліфікацію. Якщо формальні вимоги до кваліфікації персоналу є обов'язковими, то ці вимоги повинні бути визначені і викладені документами, що фіксують вимоги проведення переатестації персоналу протягом відповідного терміну для підтримки ним відповідного професійного рівня. Результати атестації і рівень підготовки підтверджуються документом, наприклад, посвідченням. Додаткова інформація про кваліфікацію персоналу, що відповідає за забезпечення якості, приведена в керівництві з організації забезпечення якості для атомних електростанцій (випуск № 50-SG-QA7 серії видань МАГАТЕ по безпеці).

Підготовка персоналу

Необхідно розробити, документально викласти і здійснювати в необхідному обсязі програму підготовки персоналу. Ця програма повинна за-

безпечувати підготовку персоналу, для того, щоб він міг одержати і підтримувати професійний рівень, необхідний для виконання поставлених перед ним задач. Персонал має вчитися досконало виконувати технологічні процеси, наприклад, зварювання, термообробка, методи неруйнівного контролю тощо, бути ознайомленим з виготовленим устаткуванням, з вимогами і методиками програми забезпечення якості.

15.6. Цивільний захист населення і персоналу

15.6.1. Наукова основа нормативно-законодавчої бази управління цивільним захистом

Політика держави щодо рішення проблем запобігання та реагування на надзвичайні ситуації знаходить своє відображення в чинному законодавстві України. Ці питання прямо або опосередковано регулюються понад 200 нормативно-правовими актами різної юридичної чинності. Регламентація діяльності державних органів виконавчої влади здійснюється, у першу чергу, Законом України "Про захист населення і територій від надзвичайних ситуацій техногенного і природного характеру". Науковою основою закону є ризик-орієнтований підхід до ідентифікації джерел небезпек і завчасна побудова адекватних захисних бар'єрів, тобто запобігання виникнення надзвичайних ситуацій техногенного та природного характеру. У законі це поняття формулюється в такий спосіб:

"Запобігання виникнення надзвичайних ситуацій техногенного і природного характеру - підготовка та реалізація комплексу правових, соціально-економічних, політичних, організаційно-технічних, санітарно-гігієнічних та інших заходів, спрямованих на регулювання техногенної і природної безпеки, завчасне реагування на загрозу виникнення надзвичайної ситуації техногенного або природного характеру на основі даних моніторингу, експертизи, досліджень і прогнозів щодо можливого протікання подій з метою недопущення їхнього переростання в надзвичайну ситуацію техногенного або природного характеру або пом'якшення можливих наслідків повинні проводитися на основі оцінки рівнів ризику".

Державна стандартизація з питань безпеки при надзвичайних ситуаціях техногенного і природного характеру спрямована на забезпечення безпеки об'єктів господарювання з урахуванням ризику виникнення техногенних катастроф та інших надзвичайних ситуацій техногенного та природного характеру. З урахуванням міжнародного досвіду і практики управління безпекою життєдіяльності, постановою Уряду ще в 2001 році були передбачені дослідження і впровадження науково-практичних методів і рекомендацій щодо переходу на систему аналізу та управління ризиками, як основу регулювання безпеки населення та територій, забезпечення гарантованого рівня безпеки громадянина, суспільства. Однак до теперішнього часу ця важлива постанова частково реалізована тільки в ядерній галузі.

Основними завданнями в сфері цивільного захисту населення та територій від надзвичайних ситуацій є здійснення комплексу заходів щодо запобігання і реагування на них, а також забезпечення готовності та контролю за станом готовності до дій і взаємодії органів управління, сил і засобів у сфері цивільного захисту.

Основні принципи цивільного захисту населення і територій складаються в пріоритетності завдань, спрямованих на:

- рятування життя та збереження здоров'я людей і навколишнього середовища;
- безумовного надання переваги раціональній та превентивній безпеці;
- вільного доступу населення до інформації щодо захисту населення і територій від надзвичайних ситуацій;
- особистої відповідальності і турботі громадян про власну безпеку, неухильного дотримання ними правил поведінки та дій у надзвичайних ситуаціях;
- відповідальності в межах своїх повноважень посадових осіб за дотримання вимог закону.

З метою забезпечення реалізації державної політики у сфері цивільного захисту населення та територій від надзвичайних ситуацій створена *єдина державна система* з питань запобігання та реагування на надзвичайні ситуації техногенного і природного характеру. Визначено функції міністерств та інших центральних органів виконавчої влади щодо запобігання і реагування на надзвичайні ситуації. Алгоритм цих функцій однотипний для всіх областей господарювання.

Для цивільного захисту від надзвичайних ситуацій створені спеціальні сили і засоби, до складу яких входять професійні аварійно-рятувальні служби і спеціальні (воєнізовані) аварійно-рятувальні служби, а також добровільні рятувальні формування на небезпечних об'єктах, які залучаються до проведення відповідних робіт.

Державними органами управління в сфері цивільного захисту населення і територій від надзвичайних ситуацій техногенного та природного характеру є: Кабінет Міністрів України; спеціально уповноважений центральний орган виконавчої влади, до компетенції якого віднесено питання захисту населення та територій від надзвичайних ситуацій (МНС); місцеві органи виконавчої влади та органи місцевого самоврядування.

Належне управління безпекою життя та діяльності суспільства, окремої людини передбачає участь і співробітництво державних та громадських організацій. Початок розвитку цивільного суспільства в Україні супроводжується створенням громадських організацій, метою яких є залучення до рішення проблем безпеки життєдіяльності широких верств населення.

15.6.2. Законодавча й регулююча основа безпеки

Кожна країна створює та підтримує законодавчу і регулюючу основу щодо забезпечення безпеки. Ця законодавча та регулююча основа передбачає:

- введення відповідних національних вимог відносно безпеки та регулюючих положень по всіх видах безпеки;
- систему ліцензування діяльності в області ПНО та небезпечних технологій;
- систему заборони експлуатації небезпечних установок, об'єктів і технологій без ліцензії;
- систему відповідного відомчого та регулюючого контролю, а також документації і звітності;
- примусові заходи для виконання діючих регулюючих положень і умов ліцензій;
- чіткий розподіл обов'язків органів, які займаються різними процедурами контролю безпеки.

15.7. Зв'язок із громадськістю

Регулюючий орган і організація, що експлуатує атомну станцію, зобов'язані чітко інформувати громадськість про питання, що мають відношення до безпеки. Регулюючий орган не залежить від оператора ЕО і тому визнається як надійне джерело безсторонньої та заснованої на фактах інформації. Регулюючі органи в усьому світі використовують Міжнародну шкалу ядерних подій (INES) МАГАТЕ [58] з метою подання засобам масової інформації та громадськості точних відомостей щодо значимості проблем на ядерних установках. Але підрозділи зв'язків з громадськістю мають бути в усіх підприємствах ЯПЦ. Як було доведено в попередніх розділах основною причиною протидії населення ядерній галузі є страх людини перед непереборною силою ядерних процесів, незнанням властивостей матеріалів і технологій ядерної галузі, з водночас вже неодноразовою демонстрацією небезпечного впливу радіації при тяжких аваріях. Чим більше буде інформації і прозорості з боку експлуатуючої організації, тим більше буде і довіри з боку населення. Й головне в цих відносинах – не пускати ці процеси на самоті, доводити до персоналу і населення реальні ступені ризику і спосіб захисту на випадок аварій, тим паче, що в ядерній галузі ризику найменші в порівнянні з іншими виробництвами та побутом. Як це було показано в другому розділі тільки перевід ядерних ризиків з категорії *«примусового ризику»* в категорію *«добровільного ризику»* надає можливості підтримки населенням ядерної галузі.



Рис. 15.5. Фото ХАЕС-3 (2010 р.). Будівельна готовність складає 75%.

Це кропітка робота яку проводять в ядерної галузі України спеціальні підрозділи. Зв'язок з громадськістю таким чином стає одним з елементів культури безпеки. Прикладом цього може бути «Заява про екологічні наслідки спорудження та експлуатації енергоблоків № 3 та № 4 Хмельницької АЕС» [5]. У розділі про взаємодію з громадськістю, у повній відповідності до світової практики, докладно описані робота з інформування населення та персоналу, заходи, які вже виконані та плануються.

На початку робіт з розроблення ТЕО було складено та поширено у регіональних ЗМІ «Заяву про наміри щодо спорудження енергоблоків № 3 та № 4 на майданчику Хмельницької атомної електростанції».

З метою забезпечення оперативного інформування громадськості, органів влади і засобів масової інформації про роботу ХАЕС, про перспективи будівництва енергоблоків № 3 та № 4, події, які на ній відбуваються, ДП НАЕК «Енергоатом» проводить таку роботу:

- щодня діє автоматична телефонна служба інформування населення про роботу енергоблоків № 1 та № 2, рівень потужності, вироблення електроенергії за добу, з початку місяця, хід планово-попереджувальних ремонтів, про порушення у роботі енергоблоків, радіаційний стан на промисловому майданчику та у зоні спостереження;
- щотижня готується та поширюється інформація про події, які відбувалися на Хмельницькій АЕС: заходи з підвищення безпеки, радіаційний стан на промисловому майданчику, зустрічі, прес-конференції, семінари, візити, наради, співпраця з іноземними фахівцями та ін.;

- щомісяця у держадміністрації, екологічні інспекції, штаби цивільної оборони, обласні та регіональні засоби масової інформації розсилається узагальнена інформація про техніко-економічні показники роботи енергоблоків, хімічний стан води водойми-охолоджувача;
- візні зустрічі з громадськістю провідних фахівців ДП НАЕК «Енергоатом»;
- профорієнтаційна робота зі школярами;
- екскурсійно-лекційна робота тощо.

Результати соціологічних досліджень, проведених у 2009 році Інститутом досліджень Національного університету «Острозька академія», показали, у цілому, позитивне ставлення населення до будівництва енергоблоків № 3 та № 4 ХАЕС.

У зв'язку із завершенням розроблення ТЕО планується новий цикл консультацій з громадськістю (КГ), що буде включати:

- консультації, взаємоузгодження планованих дій та взаємодію у ході публічних заходів з місцевими органами державної влади і самоврядування протягом процесу громадських обговорень проекту;
- інформування громадськості про початок та заплановані заходи процесу КГ (через ЗМІ, звичайну та електронну пошту, факс-листи);
- організацію та проведення брифінгів для представників центральних та місцевих ЗМІ щодо початку та запланованих заходів процесу КГ;
- підготовку та розповсюдження інформаційного пакета документів для надання представникам громадських організацій, ЗМІ та окремим громадянам, що виявлять свою зацікавленість до процесу КГ, включаючи: прес-реліз щодо процесу КГ, план заходів із консультацій з громадськістю щодо будівництва енергоблоків № 3 і № 4 Хмельницької АЕС (План заходів), інформаційно-аналітичний огляд матеріалів техніко-економічного обґрунтування будівництва енергоблоків № 3 і № 4 Хмельницької АЕС (ІАО ТЕО); форму для реєстрації заявки на участь у процесі КГ; форму для надання запитань, зауважень, рекомендацій та коментарів;
- організацію та забезпечення функціонування офісів для роботи з громадськістю (реєстрація заявок на участь у процесі КГ, збір запитань, зауважень, рекомендацій та коментарів від представників громадських організацій та окремих громадян та ін.);
- інформування суміжних держав про можливий вплив у транскордонному контексті відповідно до законодавства;
- організацію та проведення круглих столів за участю представників центральних та місцевих органів державної влади і самоврядування, громадських організацій і зацікавлених осіб, представників засобів масової інформації відповідно до Плану заходів, збір отриманих в ході круглих столів запитань, зауважень, рекомендацій та коментарів;
- інформаційне забезпечення та організаційно-технічну підтримку громадських слухань у разі прийняття рішення місцевими органами державної

влади і самоврядування щодо їх проведення, збір отриманих у ході громадських слухань запитань, зауважень, рекомендацій та коментарів;

- підготовку та розповсюдження прес-релізів за результатами круглих столів та громадських слухань;
- підготовку звіту про консультації з громадськістю щодо будівництва енергоблоків № 3 і № 4 Хмельницької АЕС, у тому числі книги запитань-відповідей (додаток до звіту);
- підготовку звіту щодо заходів з інформування суміжних держав про можливий вплив у транскордонному контексті;
- доопрацювання ТЕО з урахуванням результатів процесу КГ.

Висновок.

Культура безпеки, як ефективний фундаментальний принцип управління безпекою в галузі зародилася на основі існуючих принципів безпеки всіх сфер безпеки: охорони праці, пожежної безпеки, цивільного захисту і ядерної безпеки. Висока культура безпеки є життєво важливим чинником для кожної сфери безпеки. Водночас, якщо культура безпеки галузі розвинута належним чином, то будуть відмінні показники всіх сфер безпеки.

Питання для самоконтролю.

1. Поясніть зв'язок культури безпеки з іншими сферами безпеки.
2. Поясніть загальні принципи регулювання діяльності потенційно небезпечних об'єктів (ПНО).
3. Назвіть функції ядерного регулювання.
4. Охорона праці на АЕС.
5. Керування якістю, як одна зі складових менеджменту АЕС .
6. Якість як категорія безпеки.
7. Сертифікація систем якості.
8. Сформулюйте завдання цивільного захисту населення й персоналу.
9. Поясніть принципи зв'язку із громадськістю.

РОЗДІЛ 16. ПЕРСПЕКТИВИ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

16.1. Атомна енергія – єдине позабіосферне джерело енергії

Мирне використання атомної енергії давно вийшло за рамки дискусійної проблеми [87]. Атомна енергія – єдине позабіосферне джерело енергії, яке доступне людству. Повсюдно атомна енергетика на своїй першій стадії розвитку технології знаходить нішу економічної ефективності, що підтверджує світове виробництво електроенергії на її основі в обсязі 2291 ТВт·год. (1998 рік) (www.eia.doe.gov/oiaf/ieo/nuclear.html). Практично 95% виробництва електроенергії зосереджено у 16 країнах світу (рис. 16.1), з них 7 країн виробляють 75%. Природно, що останні вносять найбільший внесок до розвитку атомних технологій.

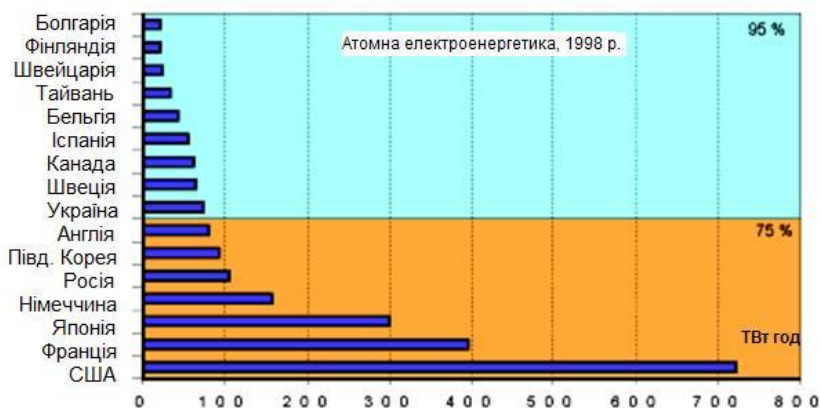


Рис. 16.1. 95% виробництва електроенергії зосереджено у 16 країнах.

Синдром чорнобильської катастрофи до теперішнього часу подоланий. Але аварія на АЕС Фукусіма Даїчі у Японії 11 березня 2011 року призвела до нового перегляду ролі атомної енергетики у деяких країнах світу. Всі країни світу, які експлуатують АЕС чи планують будівництво нових АЕС, після цієї аварії переглянули вимоги щодо стійкості блоків АЕС до зовнішніх впливів та вимоги щодо стійкості в умовах тяжких аварій. Але навіть після аварії на АЕС «Фукусіма-Даїчі» атомна енергетика у світі розглядається як одна з найважливіших складових енергетичної безпеки. Країни, які найбільш динамічно розвиваються, не скоротили після цієї аварії свої плани щодо атомної енергетики. Подальші плани країн Європи, США та Японії щодо будівництва нових АЕС пов'язані з реакторами III, III+ та IV покоління.

При ліцензуванні нових проєктів у атомній енергетиці вимога природної безпеки повинна бути визначальною, зважаючи на загальносвітову тенденцію з переходу на більш жорсткі вимоги до безпеки. При цьому встановлюється

додаткова вимога, що при будь-якій найважчій, маловірогідній аварії реактора, її наслідки локалізуються в межах атомної станції (АЕС) без впливу на навколишню біосферу. Світовий досвід використання атомної енергії підтверджує, що створення атомних реакторів з природною безпекою є технологічно здійсненим [86, 87].

16.2. Етапи розвитку атомної енергетики

Весь попередній досвід дозволяє розглядати три технологічні етапи розвитку атомної енергетики.

Перший етап розвитку атомної енергетики ще не завершений. Його відмінною особливістю є використання атомних технологій, що були створені у процесі розробки атомної зброї. Основою атомної енергетики були теплові реактори забезпечені обмеженою кількістю дешевого палива. Тому було потрібно створення реакторів розмножувачів на швидких нейтронах. Урановий бланкет, високий коефіцієнт відтворення палива і трьохконтурна система визначали достатньо високу вартість реактора. У Франції, наприклад, виникають фінансові проблеми з виведення із експлуатації реактора Суперфенікс. Мають місце певні труднощі з брідерами і в Японії. Якщо приймати до уваги всю критику атомної енергетики першого тиньового етапу її розвитку, то можна забути про головну її принципову перевагу.

У США (19,4% від загального вироблення електроенергії (ЗВЕ) у 2007 році вироблено на АЕС), наприклад, мають намір до 2020 року вивести з експлуатації по завершенню ліцензійного ресурсу до 41% АЕС. В той же час, намічається процес оновлення технологій АЕС і відповідного продовження ліцензійного терміну. У 1999 році приватною компанією Boston Edison здійснений після 27 років експлуатації перший продаж Pilgrim АЕС за 121 долл./кВт. Покупець Entergy сподівається підвищити її ефективність і забезпечити конкурентоспроможність в умовах розосередженої енергетики. Ведуться переговори про покупку і інших АЕС. Тому прогноз відпрацювання ресурсу може бути скоригований. Поки плани істотного скорочення встановлених потужностей АЕС у США, як провідного виробника, спотворюють картину перспектив розвитку світової атомної енергетики.

У Франції (76,9% від ЗВЕ у 2007 році) АЕС вводилися в експлуатацію і в 90-х роках, що зумовлює використання сучасних атомних технологій. Тому при великій зацікавленості збереження ефективного енергетичного потенціалу у Франції слід чекати розвитку робіт по реконструкції атомних технологій і продовженню ліцензійного терміну експлуатації АЕС.

У Швейцарії (>40% від ЗВЕ у 2007 році) мають намір дещо збільшити потужність за рахунок оновлення (upgrade) АЕС, якщо громадська думка по достоїнству оцінить екологічну чистоту атомної енергетики і референдум підтвердить право на її існування. На сьогодні розглядається можливість побудови нових потужностей наступного покоління.

Японія (27,5% від ЗВЕ у 2007 році) має намір зберегти наявні АЕС, які залишилися непошкодженими після землетрусу навесні 2011 року та успішно пройшли стрес-тести. Плани щодо побудови нових потужностей на даному етапі переглядаються.

Таким чином, якщо відкинути політичні нашарування, то можна вважати, що перший етап розвитку атомної енергетики забезпечив створення високоефективної енергетичної технології, що відкрила людству перспективу енергетичної незалежності при збереженні гармонії біосфери.

Другий етап розвитку атомної енергетики базується на досвіді розробки і експлуатації АЕС першого етапу і створенні спеціалізованих паливно-енергетичних циклів. Прикладом тому можуть служити дослідження учених Росії [88].

Пропонується змінити структуру атомної енергетики (рис.16.2).

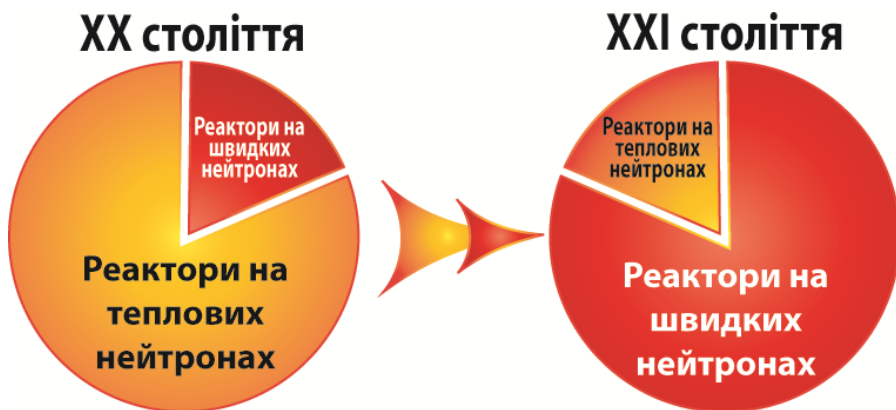


Рис. 16.2. Напрямки зміни фізичних принципів.

Основою енергетики стає реактор на швидких нейтронах майже без бланкета з малим коефіцієнтом розмноження і свинцевим теплоносієм [90]. Вказані заходи дозволяють не тільки понизити вартість реактора, але і істотно його спростити з досягненням необхідної інженерної безпеки і економічних показників. При цьому повністю вирішується проблема палива для реакторів, які використовують процес поділу важких ядер.

Намічається розробка рівноважного радіаційного циклу використання ядерного палива, коли захоронення відходів в місці видобутку не підвищує раніше існуючий радіаційний фон. Таким чином, пропонується на детерміністській основі вирішити проблему радіаційного балансу планети. В результаті до 2020 року можливо на швидких безпечних реакторах більш ніж подвоїти встановлену потужність АЕС Росії (рис. 16.3).

За 50 років встановлена потужність АЕС може досягти сучасного рівня електроенергетики Росії і витіснити ТЕС на вогняному паливі. При цьому

АЕС будуть забезпечені паливом на сотні років. Представлені темпи розвитку атомної енергетики, як показав досвід Франції, реальні тільки при державному підході до цієї проблеми.

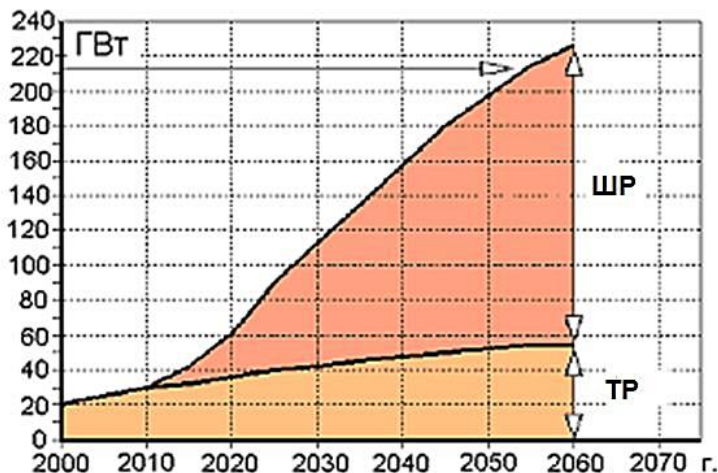


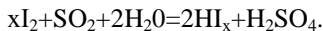
Рис. 16.3. Проект збільшення потужності АЕС Росії.

Третій етап розвитку на основі технологічного заділу першого етапу може принципово змінити структуру енерговикористування людства. Йдеться про повне виключення вуглецевих палив як енергоджерела.

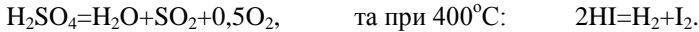
Насправді, в Японії працює високотемпературний атомний реактор (ВТАР) природної безпеки з гелієвим теплоносієм (<http://www.jaea.go.jp/jaeri/english/ff/ff45/tech01.html>). Реактор з тепловою потужністю 30 МВт має вихідну номінальну температуру газу 850-950 °С, оснащений необхідним устаткуванням для розробки високотемпературних технологій. На нім відпрацьовуватимуться відомі теплові цикли з використанням газових турбін, що дозволить істотно підвищити термічний ККД з 0,35 для теплових реакторів до 0,5.

16.3. Воднева енергетика

Новим напрямом є розробка технології виробництва водню. З цією метою передбачається вивчити технологію на основі триступінчатої йодо-сірчаній реакції. Перша стадія – екзотермічна реакція (200°C), коли у воду додаються реагенти:



Далі продукт реакції розділяється, та сірчана кислота при температурі більше 800°C розпадається:



Після чого кисень і водень як цільові продукти використовуються за призначенням, а компоненти SO_2 , I_2 повертаються в реактор для забезпечення циклу. Після відпрацювання технології може бути створений хімічний атомний реактор (ХАР), який послужить промисловою основою водневої енергетики.

Не менш принциповою може стати розробка імпульсних реакторів, про які говорять десятиліття. Останні пропозиції поступили із Снежінська. Суттю реактора є котли вибухового згорання (КВЗ), в яких вибухають водневі заряди (термоядерні) малої потужності (наприклад, 10 кт) [89]. При цьому можливе створення станції 25 ГВт. (теплових). Принциповим є те, що енерговиділення реакції ділення складає незначну частку від реакції синтезу і відповідно знижується кількість радіоактивних відходів (з урахуванням останнього доцільніше ввести поняття чистих атомних реакторів (ЧАР)). Використання КВЗ як основи ХАР відкриває необмежені перспективи енергозабезпечення на основі водневої енергетики.

Різноманіття можливостей атомної енергетики сьогодні є протиположним вуглецевому паливному циклу, який в найуспішнішому випадку розробки чистих технологій породжуватиме мільйони тонн відходів. Приведемо думку провідних фахівців галузі. Для стабілізації споживання органічного палива має сенс розвиток в наступному столітті великомасштабної ядерної енергетики, що перевищує приблизно на порядок потужність сучасної ядерної енергетики. Передбачається, що радіоактивні відходи ядерної енергетики, які будуть утворюватися, після тривалої контрольованої витримки 200 років з досягненням або наближенням до радіаційно-міграційної еквівалентності, можуть бути остаточно захоронені у відпрацьованих і рекультивованих уранових рудниках або у стабільних глибоких геологічних формаціях з відновленням природної радіаційної рівноваги (Е.О. Адамов, И.Х.Ганев, А.В. Лопаткін, В.Г. Муратов, В.В. Орлов. 1997).

16.4. Реактори нового покоління

16.4.1. Вимоги до нових реакторів

Згідно різних прогнозів у найближчі 50 років потреби в електроенергії збільшаться у 2-3 рази в порівнянні із сучасним рівнем. В даний час у світі експлуатується 433 енергоблоки (2011 г.), значна кількість яких вже до 2050 року вироблять свій ресурс. Якщо частка атомної енергетики у виробництві енергії залишиться навіть без змін (15-20 %), то необхідно буде ввести у світі як мінімум близько 1000 енергоблоків атомних електростанцій (АЕС).

Вибір типу майбутніх АЕС визначатиметься і обмежуватиметься наступними чинниками:

- економікою, вартістю капітальних витрат (≤ 1000 дол. США/кВт-ел.);
- вирішуванням питань безпеки;
- прийнятною екологічністю;
- забезпеченням величини коефіцієнта відтворення палива як мінімум 1;
- застосуванням замкнутого паливного циклу з переробкою палива;
- ступенем освоєння технології теплоносія;
- можливістю реалізації енергоблоків різної потужності (300-1700 МВт-ел.);
- обмеженістю матеріальних ресурсів – палива, компонентів сталей тощо.

Яким повинен бути серійний атомний енергоблок 2030 року? На думку провідних фахівців ядерної галузі [90], атомний енергоблок майбутнього – це:

- енергоблок, що будується індустріальними методами з мінімальною кількістю монтажних операцій на будмайданчику (1);
- енергоблок з реактором модульного типу, що забезпечує реалізацію одиначної потужності блоку АЕС 100÷1000 МВт (ел.) і вище через варіацію кількості модулів (2);
- енергоблок з РУ, у якому коефіцієнт відтворення палива як мінімум 1, що працює в замкнутому паливному циклі (3);
- енергоблок з коефіцієнтом готовності 0,97-0,98 за рахунок безперервного перевантаження палива і розвинених систем діагностики, що забезпечують проведення ППР через 10-15 років спеціальними централізованими службами (4);
- енергоблок з можливістю безперервного продовження терміну служби за рахунок:
 - простих операцій по заміні устаткування і елементів технологічної схеми (5);
 - енергоблок, експлуатація якого ведеться невеликої зміною працівників, в обов'язки якої входить тільки спостереження за загальним станом устаткування і систем (6).

Вищезазначеним вимогам сьогодні задовольняють (і лише частково) три типи перспективних реакторів 4-го покоління:

- 1) реактори на швидких нейтронах, що охолоджуються натрієм;
- 2) реактори на швидких нейтронах, що охолоджуються свинцево-вісмутовим теплоносієм;
- 3) реактори зі швидким (або зі швидко-резонансним) спектром нейтронів з охолодженням водою надкритичних параметрів (НКП).

Найбільший досвід з експлуатації декількох швидких реакторів з охолодженням натрієм є у Росії і Франції. У Росії і інших країнах накопичений великий досвід експлуатації водоохолоджуваних енергетичних реакторів типу ВВЕР, PWR, BWR. Розробники прагнуть до їх подальшого удосконалення [92]. Не дивлячись на гучні заяви про "ренесанс атомної енергетики", прогноз

її розвитку в світі на 40÷50 років, залишається невизначеним. Фахівці у багатьох випадках дають оптимістичні оцінки. Для ілюстрації невизначеності більшості подібних прогнозів у таблиці 16.1. представлений прогноз розвитку атомної енергетики, виконаний у 60-і роки ХХ століття.

Окрім електроенергетики, існують інші області застосування атомної енергії, це, в першу чергу, – промислові технології, що потребують високопотенційне тепло з температурою 850-1000 °С (виробництво метанолу, аміаку, нафтохімічні виробництва, металургія тощо). Дані галузі характеризуються тим, що споживають палива значно більше, чим при виробництві електроенергії. Перспективним напрямом тут є розробка високотемпературних (газоохолоджуваних) реакторів з охолодженням гелієм (ВТГР) [96, 97].

Таблиця 16.1. Прогноз розвитку по потужності АЕС, який був зроблений у 60-ті рр. ХХ ст.

Країна	Введено до 1967 р., ГВт	Прогноз, ГВт		Реально у експлуатації на 01.05.2005, ГВт**
		На 1980 р.	На 2000 р.	
Великобританія	13	40	140	11,8
Західна Європа	-	-	1760	172
СРСР (Росія + Україна)	0,6	-	160	35
США	2,9	120 - 200	734 - 1000	99,1
Японія	-	40	165	45,5
Загалом у світі	17	500	1540	367
Доля потужності АЕС у світі, % *	0,9	14	50	16 ***

* Мировая энергетика. Прогноз развития до 2020 г.-М.: Энергия. 1980

** Сайт Интернет <http://www.proatom.ru/modules.php?name> Nuclear News. 2005. March.

*** Частка виробництва ел. енергії АЕС (%).

За заявами керівництва нашої держави атомній енергетиці у новому столітті належить внести істотний внесок щодо енергозабезпечення країни, що вимагає створення перспективних ядерних енергетичних установок (ЯЕУ), які можуть забезпечити високу економічну ефективність, безпеку, надійність і захист навколишнього середовища. Подібні фактори впливають і на конкурентоспроможність різних джерел енергії. До їх числа відносяться: наявність і оптимальне використання природних ресурсів; можливість скорочення всіх витрат на будівництво і експлуатацію; мінімізація екологічного впливу на

навколишнє середовище; задоволення вимогам національної та глобальної політики.

За існуючих умов розробка конструкції реактора, його вузлів і устаткування АЕС може зайняти, в кращому разі, не менше 20-30 років. Враховуючи можливі труднощі із запасами і виробництвом палива у середині XXI століття, вже зараз доцільно приступити до розробки реактора на воді надкритичних параметрів (НКП) з швидким або з швидко-резонансним спектром нейтронів. Важливою особливістю таких реакторів є висока ефективність використання палива. Так, при використанні МОХ-палива в реакторах на швидких нейтронах з теплоносієм водою НКП, може бути досягнутий коефіцієнт відтворення палива близький або більший одиниці.

Перспективність різних типів реакторів істотно залежить від характеристик хімічної переробки палива. Оскільки в реакторах на воді НКП передбачається використовувати таке ж паливо, як у ВВЕР і існуючих реакторах на швидких нейтронах, то в цьому випадку немає необхідності розробляти нові методи переробки. Цей чинник – одна з основних переваг даних реакторів в рамках міжнародної програми GIF.

Будівництво АЕС сьогодні займає мінімум 7-8 років, що значно відрізняється від часу будівництва ТЕС і газових електростанцій. Тривалий термін будівництва знижує привабливість інвестування у будівництво АЕС, зменшує конкурентоспроможність, призводить до заморожування засобів і збільшення вартості капітальних вкладень. Найбільший ефект для прискорення будівництва може дати принцип модульної конструкції, який дозволяє проводити частину монтажних робіт на майданчику заводу-виготівника, що, у свою чергу, позитивно позначається на культурі виробництва, загальній безпеці, зменшує вартість і терміни монтажних і пуско-налагоджувальних робіт.

16.4.2. Переваги переходу на надкритичні параметри

Економіка АЕС відрізняється високою часткою капітальної і низькою часткою паливної складової у приведених витратах (додаток 8). Витрати на паливо складають незначну частину загальної проектної вартості атомної енергії. При подвоєнні цін на всі види палива для енергетики вартість електричної енергії від АЕС збільшиться менш, ніж на 10 %, а для ТЕС на природному газі – майже на 60 %. Тому наявність ядерної енергетики страхує від втрат, пов'язаних з мінливістю цін на паливо і курсів валют (додаток 10).

У вартості устаткування і монтажу енергоблоку АЕС приблизно 70% складає вартість устаткування і монтажу парогенеруючої установки, отже, основне можливе зниження капіталовкладень слід шукати у технологічній схемі реактора. Реалізація прямої схеми АЕС, що виключає парогенератори, дозволить забезпечити скорочення металоємності ядерної частини установки, підвищення ККД АЕС до 44 % замість 33%, характерних для діючих АЕС з водоохолоджуваними реакторами [93].

Критичні параметри води – тиск 22,1 МПа, температура 374 °С. При надкритичному тиску відсутній фазовий перехід рідина-пара. Вода при НКП може вважатися однофазним середовищем, властивості якого сильно залежать від температури (рис. 16.4). Тепло відводиться в основному в області псевдокритичної температури, яка відповідає максимуму теплоємності. Для тиску 25 МПа ця температура складає приблизно 385°С.

Складна залежність теплофізичних властивостей води від температури при надкритичному тиску (НКТ) представляє певні труднощі при розрахунках інтенсивності теплообміну. В області біля критичних параметрів води у ряді гідродинамічних режимів можливе виникнення погіршеного теплообміну. Ця обставина може призвести до небажаного підвищення температури тепловіддаючих елементів. Проте з ним можна справитися вже відомими методами і пристроями інтенсифікації теплообміну. При НКТ немає такого явища, як критичний тепловий потік (свого роду "дамоклів меч"), який може призвести до пережогу твєлів у ВВЕР [97].

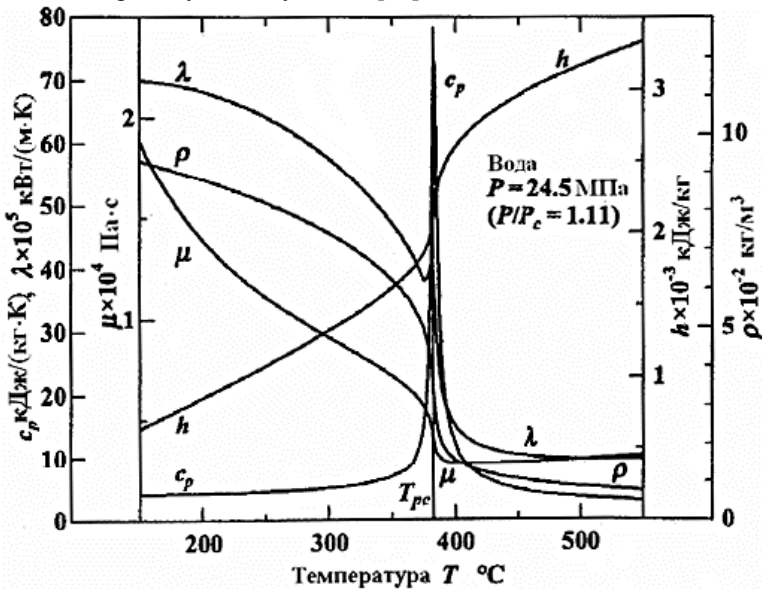


Рис. 16.4. Залежність властивостей води при надкритичному тиску. λ – теплопровідність, ρ – густина, μ – динамічна в'язкість, h – ентальпія, c_p – питома теплоємність.

Пара із реактора у вказаній компоновці поступає безпосередньо у турбину, оскільки схема установки одноконтурна. Дана обставина значно спрощує і здешевлює ЯЕУ. Питомі витрати металу для ядерної частини ЯЕУ за оцінками будуть нижчі у порівнянні з традиційними ВВЕР. Реактор на воді НКП матиме простішу конструкцію, і містити значно менше компонентів.

Завдяки великому приросту ентальпії в активній зоні реактора на воді НКП матиме низьку витрату теплоносія на одиницю потужності реактора, приблизно в 8-10 разів менше в порівнянні з ВВЕР такої ж потужності. Це знижує розміри насосів, трубопроводів і відповідного устаткування циркуляційного контура, а також витрату енергії на прокачування теплоносія. Розміри захисної оболонки реактора на воді НКП будуть значно менші, ніж для ВВЕР або PWR.

16.4.3. Накопичений досвід – основа програми

Основним моментом при розгляді нових проектів ЯЕУ є економічна здійсненість проекту з опорою на освоєні технології. Роботи по реакторах на воді НКП у Росії сьогодні спираються:

- 1) на досвід, накопичений у тепловій енергетиці;
- 2) на проектні дослідження, виконані в атомній енергетиці у 70-і роки, – у НІКІЕТ по енергетичних блоках з ядерними реакторами на парі НКП і у ОКБМ, де "детально досліджувалася двоконтурна схема із надкритичними параметрами стосовно суднових реакторних установок" [99].
- 3) на досвід експлуатації твелів Білоярської АЕС (БАЕС) при високих температурах;
- 4) на досвід розробки і експлуатації одноконтурних реакторів типу РБМК з кипінням води у каналах.

Досвід теплової енергетики.

Однією з причин застосування води НКП у атомній енергетиці є успішний багаторічний досвід експлуатації енергоблоків НКТ в звичайній тепловій енергетиці. У Росії початок цьому був покладений у 50-х роках, коли було побудовано декілька експериментальних парогенераторів малої продуктивності, в т.ч. парогенератори для ВТІ (29,4 МПа, 600° С), ЦКТІ і Київського політехнічного інституту (39 МПа, 700° С). Вони дозволили швидко накопичити досвід експлуатації і вирішити багато проблем. Промислове впровадження пари НКТ почалося з 1963 року, коли був зданий в експлуатацію енергоблок на мазуті потужністю 300 МВт [99].

Впровадження енергоблоків НКТ, що показали високі техніко-економічні характеристики, було досить стрімким – до 1965 року у промисловості працювало 12 енергоблоків, у 1975 році – 135 енергоблоків 300 МВт і 9 енергоблоків 500–800 МВт. За десять років частка потужності енергоблоків НКТ в енергетиці СРСР збільшилася з 16 % до 55 %. Середньорічний коефіцієнт готовності всіх енергоблоків НКТ потужністю 300 МВт за 1990-1995 роки складав 95-97 %, а коефіцієнт використання встановленої потужності (при спаді в ці роки потреби в енергії) – 66-72 % [100].

Починаючи з 1975 року, в світі почалася розробка високоефективних блоків НКТ нового покоління на пиловугільному паливі. Енергоблоки НКТ тако-

го типу, які працюють в Японії, потужністю 600-1000 МВт з параметрами пари 24-25 МПа, температурою 595-560 °С, з одним проміжним перегрівом до 595-610 °С мають ККД 45-45,5 %. Параметри двох енергоблоків НКТ по 700 МВт, введених в 1989 і 1990 роки на ТЕС Кавагос, складають 31 МПа, 593/593/593 °С. В даний час загальне число парогенераторів НКТ, які працюють на теплових електростанціях, складає: у США – близько 400, Японії – приблизно 150, в Росії – більше 130. Підвищення параметрів пари, впровадження НКТ і, як результат, істотне зростання ККД – це шлях, який пройшла традиційна енергетика на органічному паливі. Є всі підстави думати, що такий же шлях належить пройти і атомній енергетиці.

Існуючі заділи в області атомної енергетики.

Концепція застосування води при НКТ в енергетичних реакторах стала активно обговорюватися з початку 60-х років. Вперше ця ідея стосовно реакторів каналного типу була висловлена Н.А. Доллежалем. У останнє десятиліття при аналізі подальших шляхів розвитку атомної енергетики ХХІ століття дана концепція привернула увагу фахівців багатьох країн, таких як Японія, Канада, США, Китай, Корея, країни Європейського Співтовариства. Починаючи з 2000 року, діє міжнародна програма GIF по розробці вдосконалених реакторів 4-го покоління, в якій представлено шість основних типів реакторів, включаючи водоохолоджувані на НКТ [101].

У Російській атомній енергетиці накопичений унікальний досвід експлуатації реакторів з ядерним перегрівом пари на БАЕС, блоки якої розрізняються по потужності і тепловим схемам. Схема першого блоку – двоконтурна; електрична потужність – 100 МВт (ел.), тепла – 280 МВт. Потужність другого блоку БАЕС – 200 МВт (ел.) (теплова – 530 МВт).

Для обох блоків БАЕС застосовувалися серійні турбіни на параметри пари 8,8 МПа 500-535 °С, яка подавалась безпосередньо з реактора. Хоча тиск в блоках БАЕС не є надкритичним, але робочі температури тепловиділяючих елементів приблизно відповідають тим, які очікуються в реакторах на воді НКП. Спочатку максимальна температура пари на виході з парогенеруючого каналу (ПК) була обмежена рівнем 510 °С. Позитивні результати експлуатації пароперегрівальних твелів, дозволили підвищити її значення до 535 °С, а потім до 545 °С. Тривала (понад чотири роки) експлуатація при таких режимах не понизила працездатності твелів, унаслідок чого було вирішено підняти температуру пари на виході окремих ПК до 560-565 °С.

Середнє вироблення енергії вивантажених каналів складало 600-850 МВт·діб на канал, або 18-26 МВт·діб/кгU, і термін їх роботи в реакторі склав п'ять-шість років при числі повних циклів охолодження і розігрівання понад 200. Максимальне енерговироблення ПК, які працюють в другому блоці БАЕС, складала 950 МВт·діб на канал. Пізніше було вирішено довести енерговироблення великої групи каналів 1200-1300 МВт·діб на канал (37-40 МВт·діб/кгU) [102].

Відсутність великої кількості дорогого устаткування (парогенератори, насоси, трубопроводи, арматура другого контуру тощо) є сьогодні вирішальною перевагою легководних реакторів BWR, що мають одноконтурну схему, в порівнянні з реакторами інших типів. У Японії проект вдосконаленого реактора ABWR був розроблений компаніями "Хітачи" і "Тошиба" спільно з володарем технічної ліцензії, компанією "Дженерал Електрик" (США). Перші два енергоблоки з реакторами ABWR (Кашивазаки-каріва-6, 7) почали комерційну експлуатацію в 1996 і 1997 роках відповідно.

До середини 2005 року у Японії функціонували два реактори ABWR, і один знаходився на стадії будівництва, ще два будувалися на Тайвані. Фірма "Джапан Електрик" почала у 2006 році будівництво реактора ABWR потужністю 1383 МВт, здача в експлуатацію якого намічена на 2012 рік. Це буде перший японський реактор, не враховуючи експериментального реактора, спеціально спроектованого для використання MOX-палива (суміш UO_2/PuO_2). В цілому планується спорудити десять реакторів типа ABWR.

У Росії 60 % електроенергії, яка виробляється на АЕС, виробляється зараз на уран-графітових реакторах РБМК, які при всій відмінності їх від BWR є також киплячими і одноконтурними.

З урахуванням практичного досвіду по застосуванню води НКП, як в тепловій, так і в проектах атомної енергетики, можна зробити висновок, що переважною тепловою схемою буде ВВЕР на НКТ. Він буде одноконтурним реактором, який може бути спроектований з активною зоною, як для теплового, так і для швидкого спектру нейтронів. У тепловому реакторі сповільнювач (вода) протікає в спеціальних каналах ("водяні стрижні") усередині тепловиділяючої збірки, а в швидкому реакторі використовуються щільні (тісні) ґратки твелів. Тісні ґратки мають великий гідравлічний опір і є прийнятнішими для реактора на воді НКП, оскільки це сприяє гідравлічній стабільності потоку.

При розробці концепції реактора на воді НКП орієнтуються на наступні умови (обмеження): температура оболонок твелів не більше 450 °С для неіржавіючої сталі, 620 °С – для нікелевого сплаву; максимальний, лінійний тепловий потік не більше 40 кВт/м; обов'язкове забезпечення негативної пустотної (по теплоносію) реактивності (для теплового і швидкого реакторів).

16.4.4. Проблеми, обумовлені специфікою атомної енергетики

Основні проблеми, які вимагають вирішення при розробці реакторів на воді НКП, виникають через специфіку атомної енергетики. Провідні організації багатьох зарубіжних країн проводять інтенсивні дослідження з проблем таких реакторів в рамках міжнародних і національних програм з розвитку атомної енергетики XXI століття. МАГАТЕ організувало спеціальну координаційну програму (CRP) з теплогідравлічних проблем водоохолоджуваних реакторів на НКТ, в якій беруть участь фахівці 15 країн.

Інша проблема полягає у підборі конструкційних матеріалів для вузлів активної зони реактора. У звичайній тепловій енергетиці використовуються матеріали, які здатні працювати при тих же температурах і тиску, який матиме місце в реакторі на воді НКП. У даний час можна робити тільки попередні оцінки про поведінку цих матеріалів в умовах опромінювання.

Приблизно така ж ситуація спостерігається щодо водно-хімічного режиму (ВХР) в ЯЕУ. На існуючих ТЕС використовуються різні типи ВХР, дискусія про найбільш доцільний тип до цих пір не закінчена. Крім того, схожі проблеми з ВХР існують і в парогенераторах АЕС [105]. Таким чином, проблема ВХР має бути розглянута з урахуванням двох аспектів: 1) можливості застосування досвіду по ВХР, випробованого на ТЕС, 2) необхідності зміни ВХР, якщо це буде потрібно, в порівнянні з режимами, застосованими у РБМК і ВВР.

Аналіз тенденції розвитку водоохолоджуваних реакторів в світі показує зростання одиничних потужностей блоків в Японії, Франції, Південній Кореї, Китаї (див. табл. 16.2).

Таблиця 16.2. Перелік зарубіжних проектів великої потужності з реакторами вододіяного типу.

Проект (покоління)	Країна (фірма)	Тип реактора	Потужність, МВт (ел.)	Стан проекту
Конвой (II)	Німеччина Siemens-KWU	PWR	1300	Експлуатується з 1989 року
N4 (II)	Франція Framatome-EdF	PWR	1400	Експлуатується з 1996 року
Сайзуелл (II)	Великобританія Westinghouse	PWR	1200	Експлуатується з 1995 року
ABWR (II)	США-Японія General Electric - Hitachi	BWR	1360	Експлуатується з 1996 року
EPR (II)	Франція-Німеччина Framatome-Siemens	PWR	1600	Будується з 2006 року
IER (II)	Японія Консорціум	BWR	1500	Проектується
KNGR (II)	Південна Корея KEPSCO	PWR	1300	Планується введення в експлуатацію
CP-1300 (III)	Південна Корея CARR	SCWR	1300	Планується введення в експлуатацію після 2025 року

SCWR – Super Critical Water Reactor.

Академік М.Ф. Мітенков у своїх пропозиціях до "Стратегії атомної енергетики Росії" писав наступне [95]: "... для Росії перспективними напрямками подальшого розвитку атомної енергетики і формування її структури слід вважати:

- вдосконалення реакторів типу ВВЕР в цілях підвищення ресурсної надійності, терміну служби, техніко-економічних і експлуатаційних показників, рівня безпеки;
- реалізацію в реакторах з водою як теплоносією надкритичних параметрів пари з метою різкого підвищення термодинамічного ККД (до 45-47%);
- вдосконалення реакторів типу БН в цілях підвищення ресурсної надійності, термінів служби, техніко-економічних і експлуатаційних показників, рівня безпеки; напрями вдосконалення: перехід на корпусний па-рогенератор, використання надкритичних параметрів пари...".

Ідентичність теплових схем АЕС з тепловими і швидкими реакторами, схожі (майже однакові) температурні умови і інші параметри можуть зробити структуру атомної енергетики майбутнього з реакторами на воді НКП достатньо однорідною і по схемах, і по устаткуванню. Більше того, і вся енергетика (теплова і атомна) у такому разі потенційно може бути оснащена однотипним устаткуванням.

Успіхи в цьому напрямі, досягнуті у ряді країн (Нідерланди, Швейцарія, Швеція, Корея і Японія), доводять, що досягнення в техніці залежать не стільки від обсягу коштів, що вкладаються в розвиток досліджень і розробок, скільки від раціонального вибору напрямів.

16.5. Водохолоджувані реактори з надкритичними параметрами (ВВЕР НКТ)

16.5.1. Еволюція ВВЕР

В даний час реактори ВВЕР і PWR займають провідне місце в ядерній енергетиці і зберігатимуть це положення в найближчі 20 років (додаток 4) [87]. За попередні 50 років створена технологія виготовлення устаткування і будівництва реакторних установок, накопичений значний досвід експлуатації. Еволюційний шлях вдосконалення реакторних установок характеризується істотною зміною основних параметрів і характеристик реакторів: підвищенням середньої енергонапруженості палива від 19,5 до 45,5 кВт/кг U, електричної потужності від 5 до 1000 МВт і вище, зростанням тиску теплоносія в корпусі реактора від 10 до 15,7 МПа; збільшенням швидкості теплоносія для охолодження твєлів від 2 до 5 м/с. Вигорання палива збільшене з 12 до 50 МВт діб/кг U (у перспективі середнє вигорання по ТВЗ буде збільшено до 70 МВт діб/кг U). Важливим є створення високонадійних корпусів реактора з хромо-молібдено-ванадієвої сталі перлітового класу підвищеної радіаційної

стійкості 15X2МФА для реакторів ВВЕР-440 і сталі 15X2НМФА і 1X2НМФАА – для реакторів ВВЕР-1000. В результаті планомірної роботи ресурс устаткування і термін експлуатації станцій збільшений від 20 до 40 і в перспективі до 60 років. Через особливості фізичних властивостей води у докритичному стані, а саме – слабкій залежності температури насичення від тиску в інтервалі понад 12 МПа – зміни температури теплоносія на виході з реакторів ВВЕР не такі значні, від 292 до 325°C. При використанні як теплоносія води докритичних параметрів внаслідок відносно низької температури на виході із реактора ККД установок обмежений $\approx 33\%$.

Еволюційний шлях розвитку установок полягає у створенні реакторів ВВЕР-1500 і ВВЕР-1200. У Росії згідно федеральної програми «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007-2010 годы и на перспективу до 2015 года» будуть експлуатуватися в основному установки ВВЕР-1000.

Разом із вказаним еволюційним шляхом розвитку ВВЕР намічається новий науково-технічний напрям – розробка корпусних водоохолоджуваних реакторів з надкритичним тиском (ВВЕР НКТ).

Використання води з надкритичними параметрами – напрям вдосконалення реакторів, який приводить до збільшення ККД [91, 92-95, 96]. Є позитивний багаторічний досвід теплоенергетики з котлами і турбогенераторами з надкритичним тиском води та пари, досвід експлуатації БАЕС (блоки № 1 і 2) і досвід експлуатації одноконтурних киплячих реакторів. Все це свідчить про можливість істотного поліпшення економічних показників реакторів ВВЕР при переході на надкритичні параметри: тиск – 25 МПа, температуру води на виході з реактора – 500÷540°C [91-95]. Установка з легководним реактором з надкритичними параметрами теплоносія (SCWR) створюється в рамках міжнародного проекту Генерація-IV (G-IV). Передбачається, що пілотна малопотужна (150 МВт) установка SCWR буде створена у США до 2015 року [97].

Як основний варіант розглядається одноконтурна установка з подачею пари з реактора на турбіну і з проміжним перегрівом пари після першої ступені. В цьому випадку, окрім досягнення порівняно високого ККД істотно знижуються капітальні витрати, оскільки скорочується число одиниць устаткування, зменшуються розміри захисної оболонки. Крім того, пропонується максимальне використання заводської технології виготовлення устаткування і застосування освоєних промисловістю турбін, корпусів реакторів, теплообмінного устаткування, що позитивно впливає на економічні характеристики і на надійність установок.

Таким чином, порівняно з існуючими ВВЕР при переході на НКП:

- підвищується ККД установки з 33 до 45%;
- знижується металоемність установки, оскільки застосовується одноконтурна схема і знижуються капітальні витрати на будівництво;
- зменшуються розміри захисної оболонки, що також призводить до зниження капітальних витрат;
- застосовується освоєне промисловістю устаткування.

Дослідження 1980-2006 років, показали, що окрім вказаних переваг є і інші, важливі для практики особливості реакторів з НКТ. При цьому можливі наступні варіанти компоновки активної зони: з тепловим спектром нейтронів для експлуатації у відкритому паливному циклі з паливом UO_2 ; зі швидким спектром нейтронів для роботи в замкнутому паливному циклі з MOX паливом з $KB \approx 1$ або вище, до 1,2 [95,96]. На єдиній технологічній базі з використанням наявних і розвинених для ВВЕР виробничих потужностей можуть бути створені реактори на теплових і швидко-резонансних нейтронах, що дозволить поліпшити економічні характеристики енергетичної системи 21 століття із замкнутим паливним циклом. Ці реактори будуть відрізнятися тільки активною зоною, внутрішньокорпусними пристроями і системою управління і захисту, а решта вузлів і елементів установок може бути уніфікована і виготовлена за заводською технологією [96].

16.5.2. Про місце реакторів НКТ в ядерній енергетиці 21 століття

Потенційні запаси природного урану, накопичені резерви урану і плутонію, існуючі виробничі потужності ядерного паливного циклу при економічно обґрунтованій інвестиційній і експортно-імпорتنій політиці забезпечують задані параметри розвитку атомної енергетики при використанні в основному реакторних технологій типа ВВЕР у відкритому ядерному паливному циклі лише до 2030 року [90].

З інноваційних проектів у Росії ведеться будівництво енергоблоку № 4 БАЕС з реактором БН-800. Капітальні витрати на 1 кВт встановленої потужності вищі, ніж для ВВЕР (не менше, чим в 1,2 рази). Аналогічний показник для створюваного реактора БН з натрієвим теплоносієм потужністю 800 МВт (Франція) складе ~ 2400 \$ або в 1,3 рази вище, ніж при будівництві ВВЕР. Можна констатувати, що величина питомих капітальних витрат найбільш досконалих інноваційних проектів на основі натрієво- або свинцевохолоджуваних реакторів істотно вища, ніж реакторів ВВЕР.

Довгострокова галузева технологічна політика у світі передбачає еволюційне впровадження у період 2010-2030 років нової ядерної енерготехнології IV покоління на реакторах, які працюють на швидких нейтронах, із замиканням ядерного паливного циклу та із застосуванням уран-плутонієвого палива, що зніме обмеження відносно паливної сировини на осяжну перспективу.

Отже, еволюційні і інноваційні проекти 21 століття є невід'ємною частиною моделі ядерної енергетики (ЯЕ) [87]. Згідно моделі РНЦ «Курчатовській інститут» (Росія) в ядерній енергетиці 21 століття доцільні наступні технології (рис. 16.5):

- теплові енергетичні реактори для мінімізації рівноважних кількостей плутонію в системі ЯЕ за рахунок споживання його надмірної кількості; оптимального енерговиробництва через низку інших властивостей: гнучкий потужностний ряд, широка область використання тощо;

- реактори на швидких нейтронах для базового енерговиробництва, забезпечення паливного балансу в системі ЯЕ і відповідного ефективного замикання паливного циклу по U і Pu;

- реактори-випалювачі з теплоносієм із рідких солей для мінімізації кількостей мінорних актиноїдів на етапі стабільного використання ЯЕ і для спалювання всіх небезпечних актиноїдів і небезпечних довгоживучих продуктів ділення на стадії закриття ЯЕ.

Схема функціонування паливного циклу і системи наступна:

- вивантажене опромінене паливо піддається переробці, з можливо коротшим часом технологічного циклу і найменшою кількістю нуклідів, що неперворотно втрачаються;
- уран, після невеликого дозбагачення, більша частина плутонію без значного очищення і, можливо, частина нептунію прямують на виготовлення свіжого палива для теплових і швидких твердопаливних реакторів;
- частина плутонію (як джерело нейтронів) разом зі всіма мінорними актиноїдами і деякими продуктами ділення вводиться у реактори-випалювачі з теплоносієм із рідких солей, з яких стабільні і недовгоживучі продукти ділення виводяться системами регенерації самого реактора;
- стабільні і короткоживучі продукти ділення прямують в тимчасове сховище, звідки, якщо не знайдуть застосування в технологічних процесах і медицині, передаються на контрольоване захоронення.

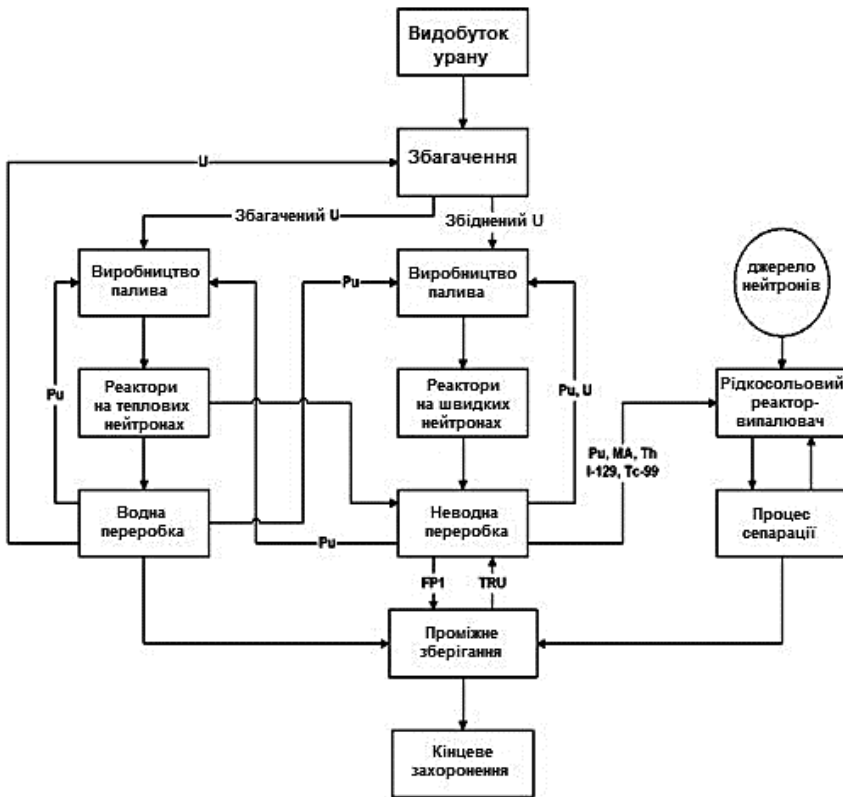


Рис. 16.5. Трьохкомпонентна система ядерної енергетики із замкнутим паливним циклом для всіх актиноідів, включаючи Pu та небезпечні довгоживучі продукти ділення.

Pu – плутоній, U – уран, TRU – трансуранові елементи, I – йод, MA – мінорактіноїди, Tc – технецій, Th – торій, FP – продукти поділу.

16.5.3. Реактори з тепловим спектром нейтронів

Термін експлуатації сучасних реакторів ВВЕР до 60 років. Тому ці установки будуть в експлуатації, принаймні, до 70-80 років 21 століття. Прогнозується перехід на MOX-паливо або торієвий цикл. У всіх концепціях на триваліший період реактори на теплових нейтронах визнані необхідними.

Можна стверджувати, що реактори ВВЕР НКТ з тепловим спектром можуть знайти місце в енергетиці 21 століття, як ефективніші по ККД і заміщаючі діючі в даний час реактори ВВЕР.

16.5.4. Реактори із швидким спектром нейтронів.

Оскільки темпи зростання світової енергетики знизилися і, імовірно, за рахунок енергозбереження істотно не мінятимуться, то високі темпи впровадження ядерної енергетики і, як наслідок, бридінг (відтворення) палива, про які йшлося у 70-80-і роки минулого століття, перестали бути актуальними. Розробка реакторів на швидких нейтронах тепер може бути направлена на досягнення найвищих показників безпеки і економічності, на вирішення проблем радіоактивних відходів і нерозповсюдження ядерних матеріалів [90].

Результати досліджень останніх років і досвід експлуатації продемонстрували, що разом з високим рівнем ККД і потенційною можливістю необхідного високого коефіцієнта відтворення (КВ) реактори на швидких нейтронах, що охолоджуються натрієм, свинцем або свинцево-вісмутовим теплоносієм, мають значний потенціал для оптимізації ефектів реактивності, використання властивостей самозахищеності реактора, широкого застосування різних пасивних засобів в системах безпеки (особливо, при зниженні одиничної потужності реакторної установки).

Охолоджувані натрієм реактори мають принциповий недолік – ризик, обумовлений хімічною активністю теплоносія по відношенню до води і кисню повітря. Багатоконтурність (відповідно і металоємність) погіршує конкурентоспроможність цих реакторів порівняно з LWR. Використовуючи вищенаведені оцінки питомих капітальних витрат при будівництві ВВЕР і реакторів з натрієвим охолодженням БН, можна стверджувати, що одноконтурні реактори ВВЕР НКТ, що розробляються, з швидкорезонансним спектром нейтронів мають бути дешевші, ніж реактори БН. Згідно зарубіжним оцінкам, питомі витрати у випадку ВВЕР НКТ можуть складати не більше 1000 \$/кВт [97,98]. Це важлива перевага даних установок.

Що стосується фізичних характеристик, то у роботі [101] визначені шляхи зміни параметрів водно-уранової ґратки і відповідно спектру нейтронів у ВВЕР для забезпечення високого вигорання. Проведений порівняльний аналіз характеристик проекту реактора із свинцевим теплоносієм на швидких нейтронах БРЕСТ-300 і проекту реактора на швидких нейтронах з водою НКТ, і показано, що досягаються близькі нейтронно-фізичні характеристики двох активних зон [99]. Позитивні результати отримані також у передпроектних фізичних дослідженнях реактора ВВЕР НКТ із швидкорезонансним спектром нейтронів [95,99]. За фізичними характеристиками реактор ВВЕР НКТ з швидкорезонансним спектром нейтронів може бути порівняний з БН реакторами.

Таким чином, в ядерній енергетиці 21 століття можуть бути використані реактори ВВЕР НКТ як з тепловим, так і зі швидкорезонансним спектром нейтронів. Основними перевагами цих реакторів є порівняно низькі питомі капітальні витрати при будівництві і використання освоєної промисловою технології виготовлення, також і високий ККД у порівнянні з ВВЕР-1000, ВВЕР-1500 і ін. проектами.

16.5.5. Ступінь опрацьованості пропозицій.

У Росії, як і за кордоном, проводяться роботи у двох напрямках: корпусні і каналні реактори НКТ [95,96,99,100,102]. Канальний і корпусний реактори НКТ є розвитком реакторів РБМК і ВВЕР з використанням багаторічного досвіду експлуатації цих реакторів. Корпусні реактори вигідно відрізняються компактністю установки (у 3 рази менше еквівалентний діаметр активної зони) і впровадженням заводської технології виготовлення (корпус і ін.) [96,97]. Канальні – можливостями формування спектру зовні ТВЗ (за корпусом каналу) [98,102,103].

Наявним є 20-річний світовий досвід НДР і НДДКР, включаючи значний об'єм експериментальних досліджень з теплогідравліки теплоносія надкритичних параметрів, розробки різних варіантів реактора, включаючи реактори на швидких нейтронах та реактори на теплових нейтронах, а також реактори зі зміною спектру (таблиця 1 у [92]). Для формування зваженого і відповідального підходу до вибору завдань найближчої перспективи, а також цілей і напрямів розвитку в довгостроковому плані, необхідно повноцінно використовувати заділ минулого 50-річного періоду розвитку атомної енергетики. В зв'язку з цим, можна констатувати існуючу у російському ядерному співтоваристві недооцінку ролі інноваційних проектів реакторів з водою з НКТ для довгострокової ядерно-енергетичної перспективи і російських потреб.

16.6. Одноконтурні установки з тепловим і швидкорезонансним спектрами нейтронів

На рис. 16.6 наведена типова схема одноконтурної установки НКТ з подачею пари з реактора на турбіну. Видно її переваги порівняно з існуючими двоконтурними установками з реакторами ВВЕР: менша кількість одиниць устаткування, зменшений розмір захисної оболонки.

По організації руху теплоносія в активній зоні розглядаються так звані прямоточні, «однопрохідні» – загальноприйнята схема, і «двопрохідні» схеми [95]. У кожній з цих схем корпус реактора підтримується при температурі 290°C. Усередині корпусу встановлюється «гарячий» бокс, в який поступає теплоносії після активної зони. По вихідному, теплоізолюваному трубопроводу пара виходить з реактора і поступає на турбіну. У «однопрохідній» схемі реалізується підйомний рух теплоносія. У «двопрохідних» установках організовується опускний рух теплоносія в кільцевій зовнішній частині активної зони і підйомний рух в центральній частині (рис. 16.7) [95]. «Двопрохідна» схема приваблива тим, що область фазового переходу 2-го роду з різкою зміною густини теплоносія і розчинності в ньому домішок знаходиться в нижній частині АЗ з меншою густиною потоку нейтронів. Це позитивно впливає на стійкість режимів реактора та, імовірно, дозволить понизити перенесення продуктів корозії у контурі (домішки будуть локалізовані в нижній частині корпусу). Такий підхід привабливий для підвищення безпеки швид-

корезонансного реактора (варіант вирішення проблеми «пустотного» ефекту реактивності). Крім того, є можливість збільшення швидкості теплоносія і поліпшення теплообміну в центральній частині з високою температурою оболонок твєлів. Останнє корисно для зниження максимальної температури оболонки і підвищення надійності твєлів. Разом з тим, необхідними є дослідження для підтвердження охолодження активної зони при припиненні вимушеної циркуляції і формуванні режиму з природною циркуляцією теплоносія.

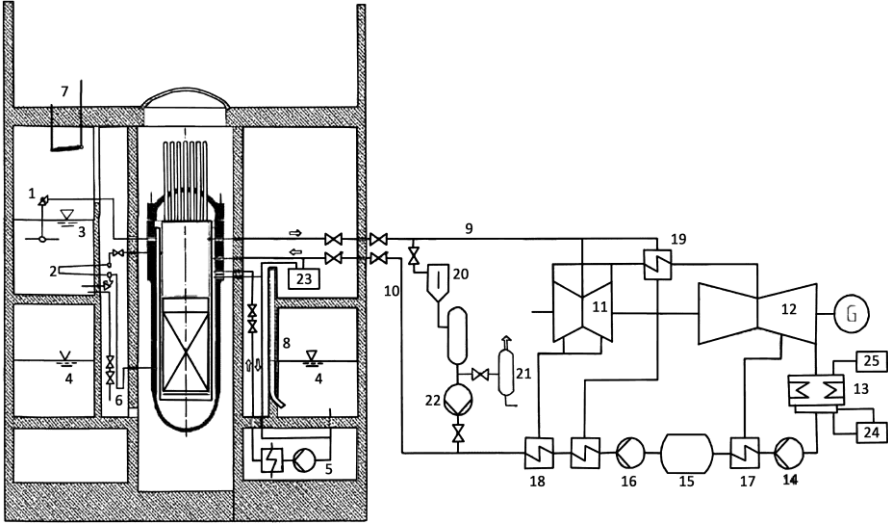


Рис. 16.6. Загальний вид та типова (на прикладі HPLWR) схема одноконтурної установки:

1 – система безпеки; 2 – конденсатор; 3 – басейн; 4 – система безпеки високого тиску; 5 – контур охолодження середовища під оболонкою; 6 – реакторна шахта із реактором; 7 – конденсатор для охолодження середовища під оболонкою; 8 – дренажні трубопроводи; 9 – основний трубопровід із живильною водою; 10 – трубопровід із живильною водою; 11 – частина турбіни з високим тиском; 12 – частина турбіни з середнім та низьким тиском; 13 – конденсатор; 14 – насос; 15 – бак із живильною водою; 16 – основний насос; 17-19 – теплообмінники-підігрівачі; 20 – сепаратор; 21 – ємність для дренажу; 22 – насос для пускового режиму; 23 – система для очищення теплоносія; 24 – система для очищення; 25 – система дегазації.

У реакторі ВВЕР НКТ на теплових нейтронах є свої відмінні особливості. По-перше, необхідно створити тепловий спектр нейтронів у водно-паливному середовищі із змінною густиною води, по-друге, забезпечити малий вплив зміни густини води на основні нейтронно-фізичні характеристики і, по-третє, виконати принцип самозахисності установки. Ці умови виконуються, якщо застосовувати так звані «водяні» елементи, або у ТВЗ встановлювати елементи із твердим сповільнювачем – гідридом цирконію [97]. По уповільнюючій здатності вода і гідрид цирконію близькі. Розрахунки підтвердили оптимальність пропозицій по конструкції «водяних» елементів, описаних у роботі [97]. В даний час розробляється конструкція ТВЗ з «водяними» елементами і проводяться уточнюючі нейтронно-фізичні розрахунки характеристик активної зони теплового одноконтурного ВВЕР НКТ. Наявність «водяних» елементів із слабкозмінною густиною води дозволяє зменшити зміну реактивності реактора у пускових режимах і підвищити стійкість режимів реакторної установки. Детальніше характеристики активної зони ВВЕР НКТ з тепловим спектром викладені в окремій доповіді фахівців РНЦ «Курчатовській інститут» і ОКБ «Гідропрес» на конференції (див. інтернет сторінку ОКБ «Гідропрес»).

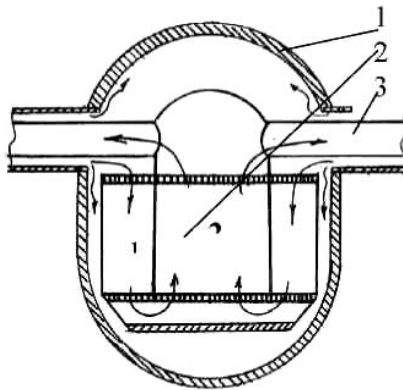


Рис. 16.7. Схема охолодження корпусу та двохпрохідного руху теплоносія у активній зоні [95]: 1 – корпус, 2 – активна зона, 3 – теплоізолюваний вихідний трубопровід.

Фізичні характеристики реактора із швидкорезонансним спектром нейтронів викладені у роботах [95,99] і в окремій доповіді на конференції. Показана можливість досягнення прийнятної тривалості кампанії і реалізації умов самозахисності реактора.

Виконаний аналіз водно-хімічного режиму (ВХР) котлотурбінних установок НКТ. Перевірені багаторічною практикою нормативи по ВХР рекомендується використовувати при проектуванні ВВЕР НКТ [104-107].

16.7. Двоконтурні установки

У 90-і роки розроблений ВВЕР НКТ-І. Це установка інтегрального типу з вбудованим парогенератором. Охолодження активної зони здійснюється в режимі природної циркуляції (теплова потужність до 1250 МВт). Пропонується найближчим часом уточнити граничну потужність установки при роботі в режимі природної циркуляції. Дослідження будуть проведені при вищому тиску теплоносія 24-24,5 МПа (замість раніше використаного $P=23$ МПа), що дозволить підвищити стійкість роботи реактора. Відмітною особливістю даного проекту є можливість зміни спектру у процесі кампанії і досягнення граничного вигорання при порівняно високому для теплового реактора КВ (0,75 – рівноважний стан і 0,6 – в кінці кампанії). Ця можливість реалізується через зміну температури на вході в реактор. Для збільшення тривалості кампанії ухвалено рішення про плавне підвищення густини теплоносія без зміни електричної потужності АЕС. Густина теплоносія на вході в активну зону змінюється впродовж кампанії шляхом регулювання температури на вході в реактор. Даний реактор може бути основою для серії реакторів малої і середньої потужності.

Таким чином, виходячи із завдань, що стоять перед ядерною енергетикою в 21 столітті, в Росії проектується ряд установок ВВЕР НКТ:

1. ВВЕР НКТ з тепловим і швидкорезонансним спектрами розглядаються як російський варіант установок 4-го покоління на основі єдиної технологічної бази для їх створення з однаковими вимогами щодо безпеки. Перспективність реалізації ВВЕР НКТ полягає:

- у подальшому вдосконаленні діючих реакторів ВВЕР (створення ВВЕР НКТ з тепловим спектром нейтронів і високим ККД);

- у комплексному рішенні задач ядерної енергетики 21 століття із замкнутим паливним циклом шляхом застосування разом з ВВЕР НКТ на теплових нейтронах ВВЕР НКТ із швидкорезонансним спектром нейтронів.

2. Перехід на надкритичні параметри води (тиск 25 МПа, температура 500- 540°C і вище), а також використання одноконтурної прямої схеми без парогенераторів дає ряд важливих переваг:

- підвищення ККД від досягнутого на діючих АЕС рівня ~33% до 45%;

- скорочення витрат урану у разі реалізації концепції реактора на швидких нейтронах, що дозволяє отримати коефіцієнт відтворення близько 1,0;

- скорочення об'ємів будівництва і монтажу;

- підвищена безпека (відсутнє таке явище як критичний тепловий потік, який у ВВЕР в аварійних режимах може призвести до перегріву і пошкодження частини твєлів);

– менша, ніж у ВВЕР-1000 (у 8-10 разів) витрата теплоносія через активну зону, що дозволяє скоротити діаметри основних трубопроводів і потужності насосів;

– скорочення металоємності власне ядерно-енергетичної частини АЕС за рахунок виключення парогенераторів та ін. устаткування другого контура;

– скорочення теплових викидів у навколишнє середовище.

Розрахункові дослідження і багаторічний досвід експлуатації установок НКТ в промисловій теплоенергетиці дозволяють зробити висновок про доцільність активізації робіт у напрямку створення ВВЕР НКТ: проектних розробок і НДДКР для обґрунтування конкретних технічних рішень за проектами ВВЕР НКТ.

3. Російськими підприємствами виконані розробки корпусних і каналних НКТ, аналогічні до тих, що розробляється за кордоном. Є і унікальні розробки, такі, як ВВЕР НКТ-І (двоконтурний, з природною циркуляцією теплоносія і з регулюванням спектру нейтронів впродовж кампанії). В даний час продовжуються розрахункові дослідження в обмеженому об'ємі і уточнюються конструкція і характеристики реакторів. Видно необхідність доопрацювання конструкцій реакторів для вирішення завдань ядерної енергетики в 21 столітті і проведення експериментальних досліджень для обґрунтування проектів з використанням теплогідравлічних стендів (ФЭИ, Росія) і дослідницьких реакторів (НДІАР, Росія).

4. Стендова база у Росії (позареакторні і реакторні петлі), багаторічний досвід проектування і досліджень, пропозиції по нових розробках є основою для створення реакторів ВВЕР НКТ і для міжнародної співпраці у даному напрямку. Цілий ряд питань може бути вирішений при успішній міжнародній співпраці.

16.8. Реактори, що охолоджуються водою надкритичного тиску при двохпрохідній схемі руху теплоносія

Водоохолоджувані реактори при НКТ теплоносія, що розробляються за програмою GEN IV, віднесені до перспективних реакторів, впровадження яких передбачається до 2030 року.

Міжнародним співтовариством розробляється концепція SCWR (Super Critical Water Reactor) реакторів з тепловим і швидким спектрами нейтронів [90,91]. При цьому, як найближче завдання – заміна існуючих LWR, для цього розробляється реактор НКТ з тепловим спектром нейтронів, і на другому плані – реактор з швидким спектром з ущільненою ґраткою твелів SCFR (Super Critical Fast Reactor).

У Росії вказана концепція приймає назву "ВВЕР-НКТ" [92, 93], відповідно до якої розробляються корпусні водоохолоджувані реактори з НКТ з тепловим і швидким спектрами нейтронів.

У проєктах реакторів, що розробляються, з теплоносієм з НКТ, у яких прийняті однопрохідні схеми охолодження, відповідно до яких весь підігрів теплоносія відбувається при його русі в активній зоні від низу до верху, існують певні технологічні проблеми. У такому разі, оскільки величина цього підігріву велика – на $230\div 250^{\circ}\text{C}$, тому навіть невеликі нерівномірності в розподілі енерговиділення по твелах призводять до великих відмінностей у вихідній температурі теплоносія та у температурі оболонки твелів.

У реакторі з швидким спектром нейтронів густина теплоносія змінюється по висоті у ~ 10 разів і спектр нейтронів – від теплового до швидкого. В цьому випадку потрібне використання складної схеми профілізації збагачення палива по об'єму активної зони і введення бланкету для отримання негативного пустотного ефекту реактивності. Для зменшення вказаних проблем пропонується використовувати двопрохідну схему охолодження [94].

Для реактора зі швидким (або швидко-резонансним) спектром нейтронів проведений порівняльний аналіз по використанню двопрохідної схеми охолодження у проєкті одноконтурної реакторної установки ВВЕР-НКТ у порівнянні з однопрохідною схемою, яка по багатьом характеристикам: параметри реакторної установки, конструкції твелів, ТВЗ, паливній композиції, матеріалів, – близька до японського проєкту SCFR.

У реакторі НКТ з тепловим (або епітепловим) спектром нейтронів максимально використовуються конструкції та технології, які були відпрацьовані у реакторах ВВЕР з докритичними параметрами теплоносія, при цьому підвищується ККД до $\sim 42\%$ та істотно спрощується схема установки (одноконтурна).

16.8.1. Реактор із швидко-резонансним спектром нейтронів

Схема охолодження реактора.

Пропонується використовувати наступну схему охолодження реактора, відповідно до якої активна зона розділена по радіусу на центральну і периферійну зони з приблизно однаковим числом ТВЗ (рис. 16.8).

Периферійна зона охолоджується при русі теплоносія зверху вниз. Знизу активної зони в камері змішування потоки теплоносія із периферійних ТВЗ об'єднуються і поступають на вхід у центральну зону, яка охолоджується при русі теплоносія від низу до верху. Живильна вода охолоджує весь корпус реактора, підведення та відведення теплоносія здійснюються по патрубках типу «труба у трубі». Можливе і роздільне виконання патрубків. У запропонованій схемі теплоізолювати потрібно тільки «гарячий» бокс для збору пари перед виходом її з реактора, активна зона може бути доступна для перевантажень палива.

Вода надкритичного тиску при нагріві не має фазових переходів. Проте можна виділити псевдокритичну точку при 385°C , біля якої при зміні температури води на 15°C її густина змінюється у 2,5 рази. Щоб уникнути впливу цього ефекту необхідно віддалити температуру теплоносія від вказаної вели-

чини (див. рис. 16.4), тому потоки теплоносія в опускній і підйомній ділянках пропонується розділити при $\sim 395^{\circ}\text{C}$. В опускній ділянці теплоносієм нагрівається на 115°C , густина при цьому зміниться у 3,5 рази.

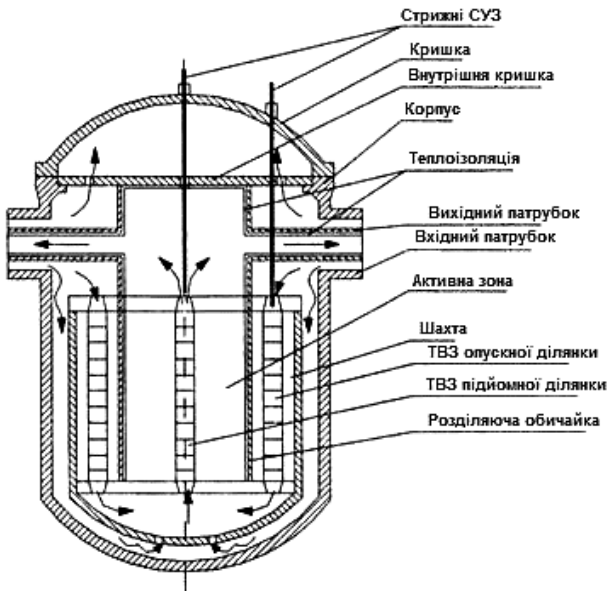


Рис. 16.8. Схема охолодження реактора.

У підйомній ділянці підігрів теплоносія складе 135°C , а густина зміниться у 2,2 рази. Таким чином, спектр нейтронів по висоті буде змінюватися незначно, а основні зміни спектру будуть по радіусу, і в цьому випадку складна профілізація збагачення палива для вирівнювання енерговиділення по об'єму активної зони буде непотрібна. Всі конструкції ТВЗ працюватимуть при вдвічі меншому перепаді температури.

При розділенні активної зони на дві ділянки прохідний переріз для теплоносія зменшується у 2 рази і відповідно у 2 рази збільшується швидкість теплоносія, яка стає рівною 1,6 м/с на вході в периферійну зону і ~ 15 м/с на виході з активної зони.

У зв'язку із зменшенням необхідної величини витрати теплоносія (приблизно у 10 разів в порівнянні з ВВЕР) його швидкість виходить невелика, витрати на перекачування неістотні (втрати на тертя складуть $\sim 0,8$ МПа, витрати на перекачування ~ 2500 кВт). При збільшенні швидкості теплоносія у 2 рази підвищиться коефіцієнт тепловіддачі (у 1,7 рази), що призведе до зниження температури оболонки твела і поліпшення його працездатності.

Паливний цикл

Основні технічні характеристики реактора наступні:

- Потужність, МВт:
 - електрична 1700
 - тепла 3830
- Теплоносій:
 - тиск, МПа 25
 - температура на вході/виході °С 280/530
- Висота/еквівалентний діаметр активної зони, м 3,76/3,37
- Число ТВЗ в активній зоні, шт. 241

Паливна композиція в даному випадку є сумішшю відпрацьованого ядерного палива ВВЕР і збройового плутонію. Таке паливне завантаження істотно зменшує необхідну кількість збройового плутонію в порівнянні з варіантом із збідненим ураном. Крім того, не накопичуються додаткові об'єми відпрацьованого палива.

При ефективній густині суміші оксидів урану і плутонію $9,3 \text{ г/см}^3$ густина оксиду збройового плутонію складає (відповідно до відносного вмісту) $0,7 \text{ г/см}^3$ і однакова у всіх ТВЗ.

У розрахунковій моделі для даного проекту (рис. 16.9, рис. 16.10) центральна і периферійна зони по висоті розбивалися на чотири підзони із зміною середніх параметрів теплоносія, температури палива і оболонки твела, отриманих із попередніх оціночних розрахунків.

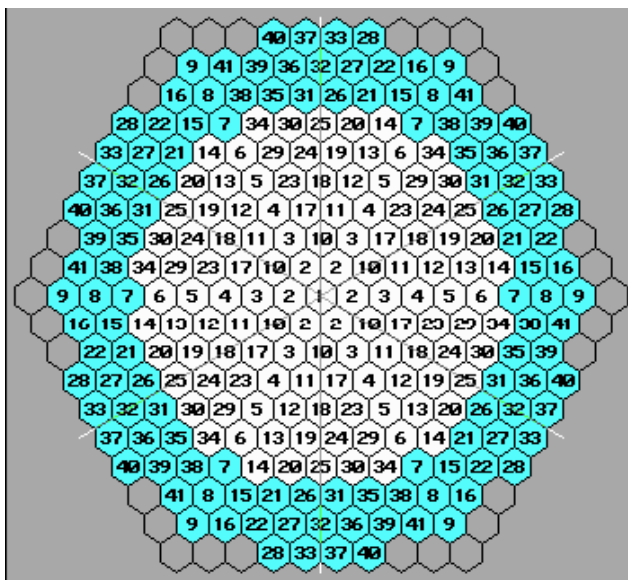


Рис. 16.9. Картограма активної зони.

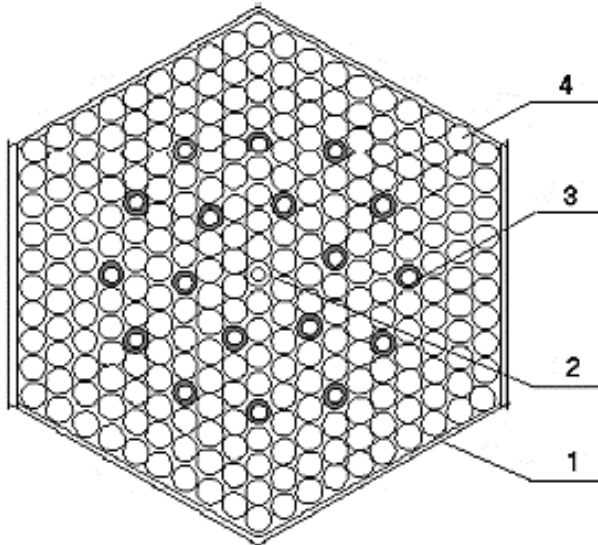


Рис. 16.10. Поперечний переріз ТВЗ:

- 1 - чохол товщиною 2,25 мм; 2 - центральна труба розміром $\text{Ø}10,7 \times 1$ мм;
 3 - 18 направляючі канали під ПЕЛ розміром $\text{Ø}10,7 \times 0,55$ мм;
 4 - 252 ТВЕЛ, оболонка розміром $\text{Ø}10,7 \times 0,55$ мм, крок 12 мм.
 Конструкційний матеріал всіх елементів – нікелевий сплав.

16.8.2. Реактор з тепловим спектром нейтронів

Конструкцію і розміри корпусу реактора, внутрішньокорпусних елементів, картограму активної зони, розміри ТВЗ та ТВЕЛ передбачається прийняти максимально близькими до реактора ВВЕР-1000. Основні запроєктовані характеристики реактора наступні:

- Потужність, МВт
 - електрична 1200
 - теплова 2700
- Теплоносій:
 - тиск, МПа 25
 - температура на вході/виході $^{\circ}\text{C}$ 280/510
 - витрата, т/год. 5440
- Висота/еквівалентний діаметр активної зони, м 3,55/3,16
- Число ТВЗ, шт. 163

Схема охолодження реактора і конструкція ТВЗ.

Пропонується розділити кожну ТВЗ по радіусу на 2 зони – периферійну (ПЗ) і центральну (ЦЗ) внутрішнім чохлам, що необхідно для забезпечення схеми охолодження як показано на рис. 16.11. Периферійна зона ТВЗ охо-

лоджується при русі теплоносія зверху вниз. Знизу активної зони є загальна камера змішування, в якій потоки теплоносія з периферійних зон перемішуються і поступають на входи в центральні зони ТВЗ, які охолоджуються при русі теплоносія від низу до верху. Пара (надкритична рідина) на виході з ТВЗ поступає в загальний теплоізолюваний збирач пари, і з нього вже на вихід із реактора. Температура теплоносія у камері змішування передбачається $\sim 395^{\circ}\text{C}$ (близькою до псевдо-критичної точки) при цьому теплоносієм нагріватиметься приблизно однаково на 115°C як в опускній так і в підйомній ділянках.

Наявність камери змішування сприятиме осадженню в ній продуктів ерозії і корозії і сприятиме зменшенню їх винесення у зовнішній контур.

На рис. 16.12. представлений поперечний переріз ТВЗ. Розмір «під ключ», крок розміщення твелів і їх кількість у активній зоні майже таке ж, як і у ВВЕР-1000. У ПЗ ТВЗ твели $\varnothing 9,1$ мм в оболонці $\delta = 0,69$ мм з цирконієвого сплаву розміщуються з кроком 12,75 мм в кількості 168 шт., кількість ПС СУЗ складає 18, використовуються також твели з вигоряючим поглиначем із гадолінію у кількості 18 шт. на одну ТВЗ з густиною гадолінію у них $\gamma_{\text{Gd}} = 0,3$ г/см³, на рис. 16.12 ці твели з вигоряючим поглиначем позначені як твгв. У центральній зоні ТВЗ температурний режим не дозволяє використовувати цирконій як матеріал оболонки твела, тому використовуються твели із сталеву оболонкою. У ЦЗ ТВЗ твели $\varnothing 9,1$ мм в сталевій оболонці $\delta = 0,5$ мм розміщуються в ущільненій ґратці з кроком 10,15 мм у кількості 168 шт.

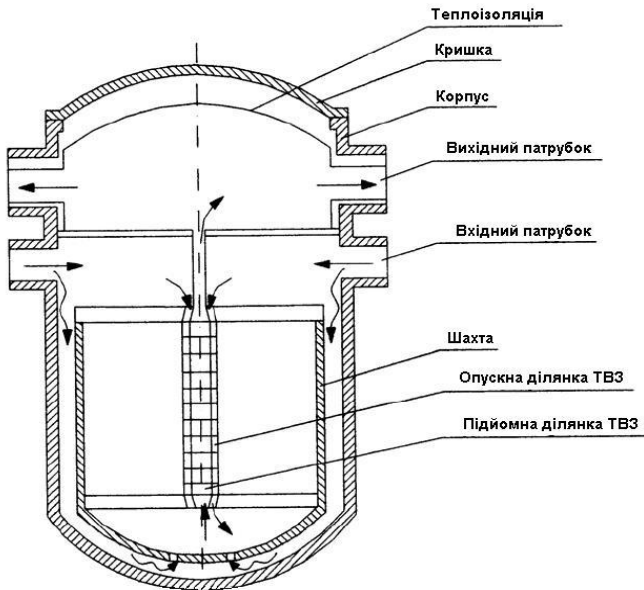


Рис. 16.11. Схема охолодження реактора.

Паливо у твелах ПЗ – оксид урану із збагаченням $X_5 \approx 5\%$ (заводська технологія), у твелах ЦЗ – МОХ паливо на основі відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) з добавкою збройового плутонію. Використання МОХ палива в ЦЗ обґрунтовується тим, що спектр нейтронів в цій зоні швидко-резонансний і МОХ паливо в твелах ЦЗ приводить до збільшення коефіцієнта відтворення та до зменшення нерівномірності енерговиділення по твелах у ТВЗ.

При прийнятій густині суміші оксидів урану і плутонію $\gamma_{\text{топл}} = 9,3 \text{ г/см}^3$, обрана густина оксиду збройового плутонію (відповідно до відносного вмісту) складає у цьому проекті активної зони реактора $0,8 \text{ г/см}^3$.

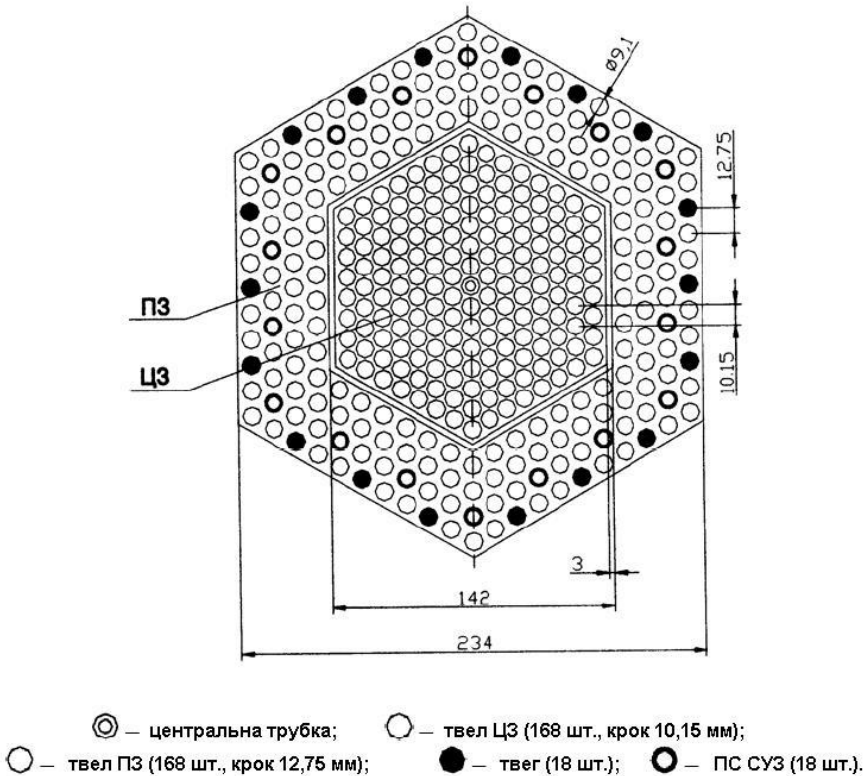


Рис. 16.12. Поперечний переріз ТВЗ.

Розрахунки паливного циклу.

У розрахунковій моделі ТВЗ ЦЗ і ПЗ по висоті розбивалися на 4 підзони відповідно до зміни середніх параметрів теплоносія, температур палива і оболонки твела, які були визначені із попередніх розрахунків.

Для зменшення «спалаху» енерговиділення на границі ЦЗ-ПЗ збагачення палива в останньому ряду твелів в ЦЗ прийняте в 1,5 рази менше ніж в решті твелів ($\gamma_{PuO_2} = 0,54 \text{ г/см}^3$). При цьому максимальна нерівномірність енерговиділення по твелах у ТВЗ $q_r^{\max} = 1,3$.

В результаті розрахунків було з'ясовано, що в активній зоні реактора з НКТ переважну роль відіграє ділення на теплових нейтронах (близько 56 % ділень на початку кампанії і 58 % в кінці). По висоті ТВЗ частка ділень на швидких нейтронах змінюється мало, але має місце зміна спектру, що призводить до перерозподілу внеску від ділень на теплових і резонансних нейтронах.

Був вибраний 3-х кратний паливний цикл з частковими перевантаженнями ТВЗ – один раз впродовж календарного року.

Для зменшення флюенса швидких нейтронів на корпус реактора передбачається використання схеми перевантажень з установкою ТВЗ останнього року вигорання на периферію активної зони. Витрата природного урану у цьому проекті буде у ~ 2 рази менше, ніж у ВВЕР-1000 через наявність у ТВЗ твелів з МОХ паливом.

При прийнятому збагаченні палива $X_5 = 5\%$ передбачається 3-х річний паливний цикл при середньому вигорянні вивантажуваних ТВЗ $\sim 28 \text{ МВт}\cdot\text{діб/кг}$ важких актиноідів. Для збільшення вигорання потрібно підвищити збагачення палива по ^{235}U до $6\div 6,5\%$.

Запропоновані двопрхідні схеми циркуляції теплоносія з надкритичним тиском у водоохолоджуваних реакторах з швидко-резонансним і тепловим спектрами нейтронів дозволяють реалізувати переваги у порівнянні з пропонуваними проектами подібних ЯЕУ. При реалізації вказаних схем тепловідведення:

- у 2 рази по відношенню до однопрхідної схеми знижується перепад температури, при якій знаходяться конструктивні елементи ТВЗ;
- у 2 рази по відношенню до однопрхідної схеми збільшується швидкість руху теплоносія, але внаслідок невеликої витрати, що пов'язано з використанням середовища з надкритичним тиском, швидкість буде ще нижча, ніж у ВВЕР-1000, при цьому по відношенню до однопрхідної схеми збільшуватиметься коефіцієнт тепловіддачі і буде знижуватися температура оболонки твелів;
- забезпечується необхідна нерівномірність розподілу енерговиділення по об'єму активної зони без складної профілізації по збагаченню палива;
- у 2 рази знижується підігрів теплоносія по висоті в підйомній ділянці, розташованій у центрі активної зони або ТВЗ, що приводить до зменшення нерівномірності у розподілі температури теплоносія на виході з ТВЗ;
- забезпечуються негативні зворотні зв'язки по основних параметрах: температурі і густині теплоносія, температурі палива, пустотному ефекту

(без застосування додаткових заходів – тобто без введення бланкета, та без використання твердого сповільнювача нейтронів для реактора із швидким спектром нейтронів);

- потрібний невеликий запас реактивності на вигорання; найбільш складні режими експлуатації, наприклад – заповнення холодною водою, можуть бути забезпечені штатними засобами – розташуванням поглинаючих органів СУЗ у двох третинах наявних у активній зоні ТВЗ.

Для реактора з тепловим спектром нейтронів разом із штатними твелями з паливом із збагаченого урану може використовуватися МОХ-паливо, що дозволить підвищити КВ і зменшити річну витрату природного урану, а також відпрацювати технологію для переходу до реакторів з МОХ-паливом та КВ ≈ 1 .

16.9. Водографітовий енергетичний реактор із надкритичним тиском теплоносія ВГЕРН

У 2006 році у НІКІЕТ (Росія) була розроблена концепція реактора із надкритичними параметрами теплоносія з використанням графітового сповільнювача. Реакторна установка ВГЕРН (водографітовий енергетичний реактор із надкритичним тиском теплоносія ($P = 250 \text{ кгс/см}^2$, $T = 550 \text{ }^\circ\text{C}$)) являє собою каналний, прямоточний уран-графітовий реактор четвертого покоління, який призначений для виробництва електричної та теплової енергії. Особливості каналної конструкції дозволяють проектувати потужностний ряд енергоблоків з ВГЕРН встановленою електричною потужністю від 850 МВт до 1700 МВт.

Розробка ВГЕРН спирається на успішний досвід експлуатації енергоблоків надкритичного тиску на органічному паливі, впродовж останніх 40÷50 років. Цей досвід дозволяє значною мірою використовувати освоєне устаткування і відпрацьовані технології, зокрема:

- турбоустановки НКТ потужністю від 850 МВт до 1200 МВт;
- матеріали контура циркуляції і основного теплотехнічного устаткування;
- водохімічний режим та ін.

При розробці ВГЕРН використовується і досвід російського реакторобудування, який дає принципову можливість отримати пару надкритичних параметрів у каналному реакторі при використанні давно відпрацьованих і широко використовуваних у реакторобудуванні матеріалів. Це, у першу чергу, жароміцне керметне паливо (кераміко-металеве), таке як було використане у пароперегрівальних каналах 1 черги Білоярської АЕС, а також деякі конструкційні матеріали. Застосовність матеріалів для оболонок твелів і технологічних каналів реактора РВПКП була перевірена при випробуваннях експериментальних каналів ППК-Ц на Білоярській АЕС, причому у температурних умовах, що включають і перегрів пари.

Найвний у Росії досвід створення і експлуатації РУ з перегрівом пари, виконані у 70-80 роки НДДКР і опрацювання концепцій каналних енергетичних реакторів з надкритичними параметрами теплоносія останніх років показують, що найбільш реальною у Росії є розробка каналного енергетичного реактора цього типу з графітовим сповільнювачем.

Основний економічний ефект ВГЕРН отримується за рахунок високого ККД енергоблоку і пов'язаного з цим зменшенням питомих капіталовкладень в численні системи АЕС, вартість яких залежить від теплової потужності реакторів (поводження з РАО і ВЯП, система техводопостачання, роботи на майданчику і т.п.), крім того скорочується кількість та об'єм устаткування внаслідок спрощення конструкції реактора.

Реакторна установка, перевантажувальний комплекс, устаткування секцій, а також системи безпеки, зокрема система пасивного відведення тепла (СПВТ), система захисту від перевищення тиску (СЗПТ) та швидкодіюча система аварійного охолодження реактора (ШД САОР), знаходяться під герметичною оболонкою.

Циркуляційний контур теплоносія розділений на декілька незалежних секцій (рис. 16.13), число яких залежить від номінальної потужності реактора і варіюється від 4 (при $N_{\text{ел}} = 850$ МВт) до 8 (при $N_{\text{ел}} = 1700$ МВт). Реактор виконаний прямооточним, унаслідок чого значно скорочується кількість і об'єм устаткування реактора (виключаються ГЦН, сепаратори і т.п.), знижуються приблизно в 1,5 рази витрати на власні потреби енергоблоку. Застосування прямооточної схеми у декілька разів знижує витрати води через реактор, що дозволяє зменшити діаметри трубопроводів (рис. 16.13) і, таким чином, зменшити металоємність реактора.

Ключовим елементом реактора ВГЕРН є паливний канал (рис. 16.14), що виконується у вигляді труби Фільда, з охолодженням труби паливного каналу «холодним» теплоносієм, що дозволяє зберегти температуру графітової кладки і металоконструкцій на прийнятному рівні.

Використання кераміко-металевого палива, яке показано на рис. 16.15 (подібне паливо успішно експлуатувалося у пароперегрівальних каналах Білоярської АЕС) дозволяє понизити температури палива, досягти більшої глибини вигорання, а також обмежити вихід продуктів ділення з палива навіть при пошкодженні оболонок твелів.

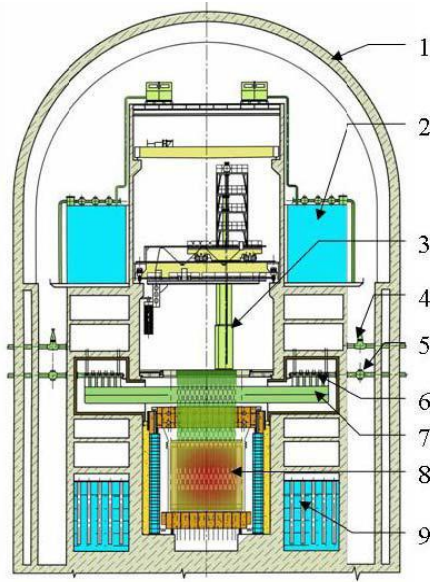


Рис. 16.13. РУ ВВЕРН -850. Поперечний переріз.

1 – контеймент; 2 – бак СРП; 3 – РЗМ; 4 – паропровід; 5 – підведення живильної води; 6 – РГК; 7 – комунікації; 8 – реактор; 9 – басейн-барботер.

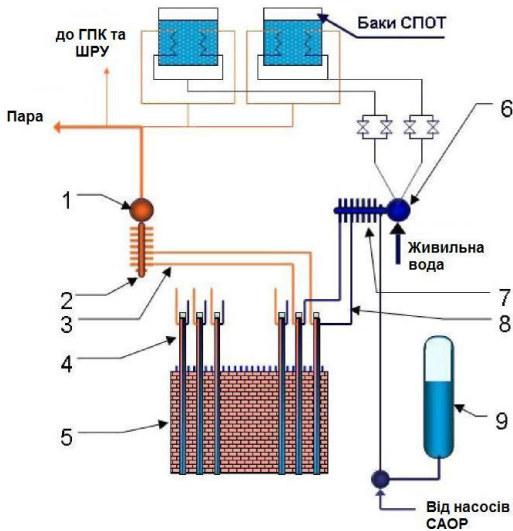


Рис. 16.14. Принципова схема петлі (секції) РУ ВВЕРН.

1 – головний паропровід ДУ 300; 2 – збираючий паровий колектор; 3 – парові комунікації ДУ 35; 4 – паливний канал; 5 – реактор; 6 – трубопровід подачі живильної води ДУ 300; 7 – роздавальний груповий колектор ДУ 130; 8 – водяні комунікації ДУ 25; 9 – гидробалони САОР.

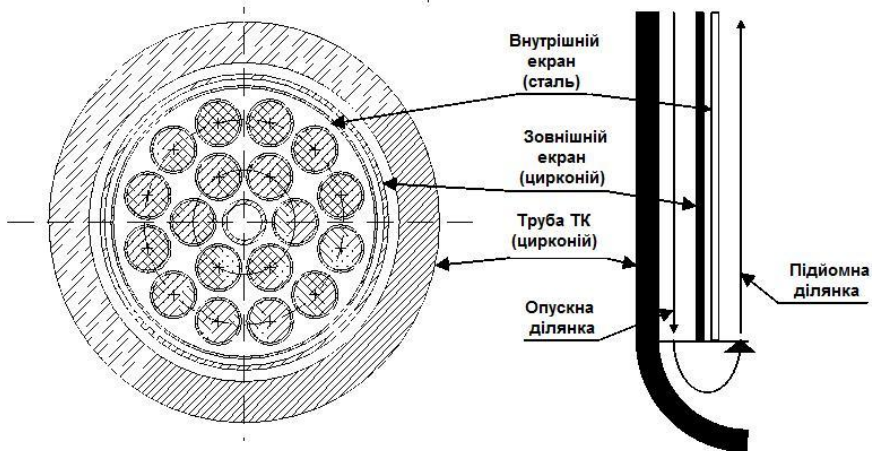


Рис. 16.15. Конструкція паливного каналу.

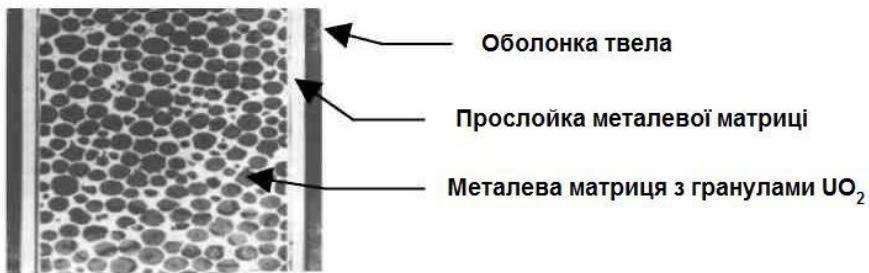


Рис. 16.16. Конструкція керамічно-металевого палива.

Особливості керметних твелів дозволяють реалізувати наступні переваги:

- компенсацію «твердого» розпухання паливного осердя;
- локалізацію близько 90% продуктів поділу у гранулах UO_2 ;
- досягнення вигорання до 120 МВт діб/кг U;
- низькі температури паливного осердя та оболонки ($650 \div 800$ °C);
- малий запас акумульованого тепла у паливі;
- зниження на 2-3 порядки виходу радіоактивних продуктів поділу у разі пошкодження оболонки твела.

Проектування систем безпеки ВГЕРН спиралося на збалансоване поєднання пасивних і активних систем, причому в міру можливості перевага віддавалася конструкціям, що працюють «пасивно». Це дозволило підвищити стійкість реакторної установки в режимах, які вимагають роботи систем без-

пеки, і збільшити інтервал часу, що необхідний для ухвалення рішень оперативним персоналом.

Найважливішими перевагами реактора є можливість перевантаження палива без зупинки енергоблоку і поканальне регулювання витрати теплоносія, що дозволяє:

- працювати з низьким оперативним запасом реактивності;
- підтримувати оптимальним поле енерговиділення;
- оперативно замінювати ТВЗ у разі порушення їх герметичності;
- регулювати витрату теплоносія через канали і, таким чином, підтримувати температурний режим у каналах РУ.

Проведені нейтронно-фізичні та теплогідравлічні розрахунки, в ході яких були підтверджені основні конструкторські рішення по реакторній установці, а також її нейтронно-фізичні і теплогідравлічні характеристики. Складена картограма завантаження ВГЕРН (рис. 16.17), визначене оптимальне збагачення палива, при якому досягаються негативні зворотні зв'язки, ефективність стрижнів СУЗ та характеристики паливного циклу. Коефіцієнти реактивності ВГЕРН, які визначають динаміку реактора – *негативні*, що свідчить про властивості самозахищеності реактора і відповідає вимогам ПБЯ. Реактор має дві незалежні системи зупинки: швидке зниження потужності і АЗ (аварійний захист), – ефективності кожної з цих систем достатньо для того, щоб зупинити реактор та утримувати його у підкритичному стані.

Проведена оцінка паливної складової собівартості виробленої на таких реакторах електроенергії показала її задовільний рівень.

Основні технічні характеристики двох модифікацій реакторів на надкритичних параметрах приведені в табл. 16.2. Питомі капітальні вкладення в енергоблоку з надкритичними параметрами теплоносія пропонуваної потужності очікуються на рівні 1000 долл/кВт.

Оціночні розрахунки аварійних і перехідних режимів, які були проведені за допомогою коду Relap, дозволили оцінити динамічні особливості реакторної установки і зробити перші висновки про її достатню безпеку. Були досліджені наступні режими:

- знеструмлення системи власних потреб енергоблоку;
- миттєве припинення подачі живильної води в реактор;
- розрив паропроводу повним перерізом;
- розрив роздавальо-групового колектора.

Таблиця. 16.3. Основні технічні характеристики АЕС з РУ ВГЕРН.

Параметр	ВГЕРН-850	ВГЕРН-1700
Потужність реактора електрична/теплова, МВт	850/1890	1700/3780
Витрата пари на турбоустановку, т/год. (кг/с)	3020 (838)	6040 (1676)
Параметри пари перед турбоустановкою: - тиск, кгс/см ² - температура, °С		240 540
ККД енергоблоку (брутто/нетто)	45,5/43,7	
Температура живильної води, °С	250	
Крок квадратної ґратки, мм	190	
Кількість паливних каналів, шт.	1052	2104
Кількість каналів СУЗ, розташованих у ґратці	132	312
Висота активної зони, м	7	
Зовнішній діаметр/товщина оболонки ТВЕЛа	10,5/0,6	
Матеріал оболонки	хромонікелеві сталі	
Паливний цикл	ВЯПЦ	
Середня потужність ПК, МВт	1,797	
Середнє лінійне навантаження на ТВЕЛи, Вт/см	134	
Строк служби, років	50	

Дослідження показали, задовільний температурний режим елементів конструкції реактора у всіх досліджених режимах. У режимах без розгерметизації петель реактора розхолодження протікає в режимі стійкої природної циркуляції теплоносія із скиданням тепла у баки СПОТ, які розраховані на автономну роботу впродовж не менше 3-х діб. У режимах з розгерметизацією петель реактора успішне охолодження здійснюється роботою системи САОР.

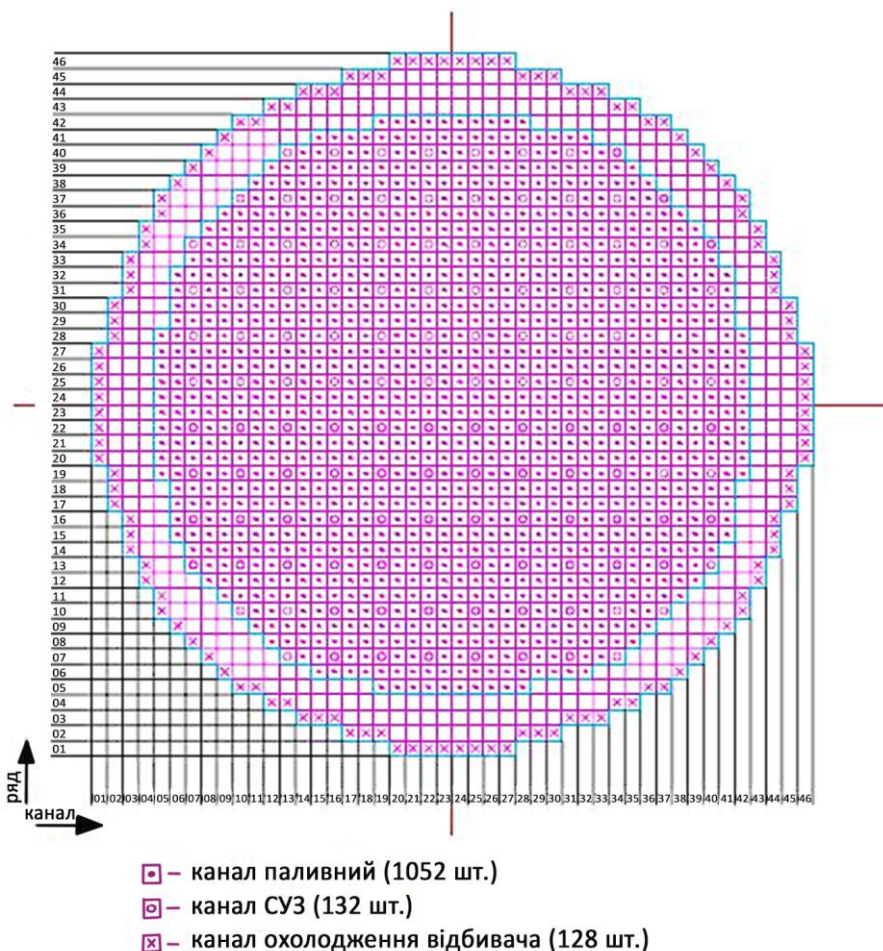


Рис. 16.17. Картограма завантаження реактора ВВЕРН – 850.

Подальші НДДКР з обґрунтування такого проекту мають бути направлені, в основному, на вибір і обґрунтування застосовності як вже наявних конструкційних матеріалів, так і на створення нових матеріалів для активної зони, яким властива підвищена стійкість до корозії, процесів деформації і розпухання при високих температурах і тиску. Істотним є питання очищення теплоносія і водохімічний режим реактора. Крім того, потрібне створення системи пов'язаних розрахункових кодів покращеної оцінки для аналізу і обґрунтування безпеки таких реакторних установок.

Питання для самоконтролю.

1. Перспективи атомної енергетики.
2. Атомна енергія - єдиний поза біосферне джерело енергії.
3. Назвіть етапи розвитку атомної енергетики.
4. Сформулюйте поняття водневої енергетики.
5. Перелічите й коротко охарактеризуйте реактори нового покоління.
6. Назвіть основні вимоги до нових реакторів.
7. Поясніть переваги переходу на зверхкритичні параметри.
8. Поясніть основні переваги водоохолоджуваних реакторів зі зверхкритичними параметрами (ВВЭР СКД).
9. Розкажіть про місце реакторів СКД у ядерній енергетиці 21 століття.
10. Поясніть принципи роботи реакторів з тепловим спектром нейтронів.
11. Поясніть принципи роботи реакторів зі швидким спектром нейтронів.

РОЗДІЛ 17. СВІТОВА ПРАКТИКА У СФЕРАХ ДЕРЖАВНОГО УПРАВЛІННЯ ЯДЕРНО-ЕНЕРГЕТИЧНИМ КОМПЛЕКСОМ

Головні напрямки міжнародної політики в сфері ядерної енергетики та в сфері забезпечення ядерної та радіаційної безпеки визначає Міжнародне агентство з атомної енергії (МАГАТЕ). Всі країни-члени ЄС та США є державами-членами Міжнародного агентства з ядерної енергії та беруть участь у підготовці документів МАГАТЕ, які є основою для розробки національних законодавчих та регулюючих вимог в сфері ядерної та радіаційної безпеки.

17.1. Основні міжнародні принципи управління ядерно-енергетичним комплексом

До числа задач держуправління входять питання безпеки, охорони здоров'я, охорони навколишнього середовища, фізичної безпеки, забезпечення якості та задачі економіки, питання соціальної відповідальності [152]. Надійна й ефективна система держуправління має підтримувати підвищення й удосконалення культури безпеки й досягнення високого рівня характеристик безпеки. Тому система управління має бути розроблена з урахуванням цих завдань і повинна впроваджуватися таким чином, щоб стати відомою і зрозумілою всім окремим особам, які будуть нею керуватися.

17.1.1. Роль експлуатуючої організації в управлінні безпекою

Оскільки експлуатуюча організація несе повну відповідальність за забезпечення безпеки, вона повинна забезпечувати досягнення трьох цілей, установлених у ядерному законодавстві: забезпечення ядерної безпеки, забезпечення радіаційного захисту й технічної безпеки на всіх стадіях життєвого циклу енергетичного реактора, включаючи стадію зняття з експлуатації [153], шляхом прийняття відповідних технічних заходів щодо забезпечення безпеки з метою дотримання юридично обов'язкових положень ліцензії. Зокрема, вона повинна застосовувати принцип глибокоешелонованого захисту, відповідно до якого завдяки наявності декількох фізичних бар'єрів і декількох рівнів захисту, ненавмисний викид радіоактивності в навколишнє середовище не може відбутися в результаті одиначної відмови. Після введення енергетичного реактора в експлуатацію експлуатуюча організація зобов'язана безупинно управляти його безпекою. Експлуатуюча організація повинна: (1) встановлювати політику з метою дотримання вимог безпеки; (2) встановлювати процедури для безпечного контролю стану АЕС у всіх режимах (у тому числі в той період, коли на станції проводяться роботи з технічного обслуговування); (3) забезпечувати наявність достатньої кількості компетентних співробітників, що мають відповідну підготовку. Для того щоб керування безпекою було ефективним, експлуатуюча організація повинна підтримувати дуже високий

рівень прихильності забезпеченню безпеки шляхом встановлення високого рівня культури безпеки [154].

17.1.2. Управління розвитком ядерно-енергетичного комплексу

Основні чинники, що впливають на прийняття рішень щодо подальшого розвитку ядерно-енергетичного комплексу [155]:

- Політичні, законодавчі та регуляторні фактори.
- Технічні фактори.
- Комерційні та фінансові фактори.

Політичні, законодавчі та регуляторні фактори.

Головними джерелами політичних, законодавчих та регулярних чинників, які впливають на розвиток ядерної енергетики є національна політика, міжнародні договори, урядові зобов'язання, громадська підтримка, національні регулюючі організації. Уряд відіграє головну роль у забезпеченні виконання міжнародних зобов'язань відповідно до міжнародного законодавства в сферах ядерної безпеки, безпеки і нерозповсюдження ядерної зброї. Урядові зобов'язання щодо ядерної енергетики найкраще відображаються у національній енергетичній політиці, в якій чітко прописано роль ядерної енергетики і відповідний необхідний розвиток національної ядерної енергетики, програма та регулювання, планування та освітньо-технічні заходи. Стабільність урядових зобов'язань жорстко пов'язана з громадською підтримкою – іншим чинником, що впливає на фінансування ядерної енергетики: малоімовірно, що інвестори будуть вкладати кошти у проект, у якого відсутня підтримка з боку громадськості, чи до якого сформоване стабільне негативне ставлення громадськості. Уряд може відігравати ключову роль в інформуванні громадян про переваги та недоліки ядерної енергетики, щоб вплинути на громадське сприйняття. Проте, слід зазначити, що громадське сприйняття безпосередньо пов'язане із сприйняттям ризику, який може змінитися через певний час завдяки багатьом чинникам, які знаходяться поза урядовим контролем – зокрема політичні, економічні, соціальні і психологічні чинники. Урядові зобов'язання передаються від уряду до відповідного регулятора, в експлуатуючі та плануючі організації, чий завдання повинні бути ясно визначені в межах проекту. Національні регулятори є відповідальними за гарантування того, що власник/оператор ядерних установок здійснює проектування, будівництво і експлуатацію ядерних установок, забезпечуючи високі стандарти безпеки і мають ресурси, як по спеціалістах, так і фінансові, щоб виконати ці зобов'язання. В Ядерному праві та Законодавстві повинні бути чітко встановлені права, обов'язки та відповідальність регулятора та оператора.

Технічні фактори.

Проект та будівництво АЕС.

Історія показує, що вартість розвитку атомних електростанцій для досягнення справжнього рівня технологічної досконалості була величезна. Чотири десятиліття досліджень, розвитку і капітальних витрат в масштабі національних бюджетів були витрачені тими країнами, в яких зараз експлуатуються ядерні реактори. Впродовж всього цього часу, ядерна промисловість безперервно була під тиском, щоб скоротити капітальні витрати і поліпшити безпеку. Конкурентоздатні витрати на генерацію енергії стають все більш домінуючим чинником. Досвід попередніх проектів є основою для розвитку економіки виробництва і методології будівництва. При будівництві часто використовується модульна структура з фабричним виготовленням ключових систем, щоб мінімізувати роботи на будмайданчику і час їх виконання. Зрілість в розумінні питань безпеки та досвід експлуатації призвели до нових підходів в сфері забезпечення безпеки, більшість з яких мають в основі проектування ядерних установок з внутрішньо властивою безпекою, наявності подібних властивостей у ядерних установок має приділятися особлива увага під час процедури ліцензування. Результатом цих тенденцій є те, що ядерні установки, які проектується в наш час замовляються з набагато більшою довірою при керованій вартості, з характеристиками щодо безпеки, які універсально визнані та відповідають умовам надання ліцензії, і, які здатні задовольнити вимоги громадськості щодо високого рівня ядерної безпеки.

Найкращий маршрут до нового ядерного будівництва на сьогодні здійснюватиметься через будівництво реакторних установок третього покоління, які еволюціонують від реакторних установок першого та другого поколінь, що зараз знаходяться в експлуатації. Цей підхід застосовний як до країн, що тільки розпочинають ядерні програми, так і до країн, що вводять додаткові ядерні енергетичні установки. Такий підхід виглядає технологічно привабливо, але які переваги для інвесторів? Для попередніх поколінь ядерних енергетичних реакторів характерним було підвищені та безконтрольні витрати під час реалізації програм, вони розвивалися разом з еволюцією стандартів безпеки, що призводило до коректування проектів та одночасного зсуву строків будівництва. Навіть під час експлуатації для виконання поточних стандартів безпеки і відповідних технічних удосконалень, необхідними були додаткові витрати і відповідні простої в роботі. Здатність прийняти «доведений проект» призводить до значного підвищення передбачуваності вартості. Зусилля, що направлені на прискорення будівництва через зменшення робіт на будмайданчику, з паралельними модульними робочими потоками в керованих фабричних умовах, значно скорочують строки будівництва і, тому, скорочують повні проектні витрати.

Більш передбачуваний процес ліцензування також має значний вплив на хід виконання та вартість проекту. Ефективність ліцензування залежить від рівня гармонізації ядерного законодавства замовника та розробника. Найбільш розповсюджена лінія розвитку у світі, за якою розвивається більшість країн, що інвестують в ядерні енергетичні реактори, слідує з економічних міркувань і відповідає інвестуванню у реакторні установки великої потужно-

сті (1000-1500 МВт(ел) на одиничну установку), за рідким виключенням, що пов'язані з відсутністю відповідної інфраструктури. Більшість складових витрат, зокрема проект, регулювання, експлуатація і ліцензування не залежать чи слабо залежать від одиничної потужності установки. Тому, враховуючи значний внесок витрат на будівництво, вартість грн/кВт встановленої потужності може бути значно зменшена, якщо використовувати принцип «більший – кращий». Можливо, що для більш маленьких країн з менш розвиненими електричними мережами, які не можуть підтримувати реактори великої потужності, – використання реакторних установок з невеликою одиничною потужністю буде прийнятним варіантом. При плануванні важливим буде оптимізація параметрів «час виконання проекту» - «вартість проекту».

Фізична інфраструктура.

Проблеми фізичної інфраструктури мають відношення переважно до придатності і стабільності запропонованого майданчика, зокрема, можливості його під'єднання до електричної мережі. Наявність електричної мережі важливо не тільки для постачання електрики до мережі, але і для забезпечення власних потреб ядерної установки в аварійних умовах. Доступність і надійність зв'язків мережі – важливі чинники, яким потрібно включати в аналіз економічних критеріїв і критеріїв безпеки.

Придатність майданчика включає ряд основних чинників:

- Стабільність ґрунту та геологічних структур під ґрунтом;
- Наявність умов охолодження водою;
- Сейсмічні характеристики;
- Підземні води і повітряні шляхи розповсюдження викидів в нормальних та в аварійних умовах;
- Природні та техногенні небезпеки;
- Фізичний захист;
- Логістика маршрутів/будівництв транспортувань;
- Відповідність умовам надання ліцензії;
- Близькість до національних кордонів.

На ці фактори потрібно звертати увагу при плануванні будівництва та проектування, тому що виконання деяких з них визначає чи буде ядерна енергетика розвиватися у світі чи не буде.

Забезпечення ядерним паливом, поводження з відпрацьованим ядерним паливом та радіоактивними відходами.

Паливна складова у вартості електроенергії виробленої на АЕС на сьогодні за оцінками складає в середньому 15 % від повної вартості [155]. Відрахування на поводження з відпрацьованим ядерним паливом та з радіоактивними відходами складає 5÷10% від загальної вартості електроенергії [155]. Питання поводження з радіоактивними відходами та відпрацьованим ядерним паливом є найбільш критичними з точки зору сприйняття громадськістю [156].

В питаннях забезпечення ядерним паливом, поводження з відпрацьованим ядерним паливом та радіоактивними відходами головними факторами є:

- Наявність покладів урану;
- Наявність урановидобувної промисловості;
- Наявність виробництва з первинної переробки уранової руди;
- Наявність виробництва із збагачення урану;
- Наявність виробництва з радіохімічної переробки радіоактивних відходів.

Діяльність із збагачення урану та переробки радіоактивних відходів знаходиться під урядовим, політичним та міжнародним контролем. Тому для країн, у яких відсутні виробництва із збагачення та переробки урану найбільш прийнятним з економічної точки зору та з точки зору нерозповсюдження і сприйняття міжнародною спільнотою рішенням є побудова власного заводу із фабрикації тепловідляючих збірок за придбаною ліцензією у розробника реакторної установки [155] та участь у міжнародних проектах із збагачення урану та переробки радіоактивних відходів. При цьому важливим є підготовка кваліфікованих фахівців здатних виконувати ці роботи. В питаннях поводження з радіоактивними відходами та відпрацьованим ядерним паливом важливим є чіткий розподіл обов'язків на довгострокову та короткострокову перспективу. Найчастіше власник ядерної установки несе повну відповідальність за питання зняття з експлуатації та демонтаж ядерної установки, в той час як питання поводження з радіоактивними відходами та відпрацьованим ядерним паливом є, в залежності від устрою держави, компетенцією власника ядерної установки чи компетенцією уряду. В останньому випадку власник впродовж періоду експлуатації здійснює відрахування у відповідні державні фонди.

Комерційні та фінансові фактори.

Надання кредиту для ядерного енергетичного проекту немає принципової відмінності від подібних процедур для інших проектів. Кредит потрібний, щоб заплатити проектні витрати, зокрема: розробка проекту, виробництво компонентів, придбання, будівництво, установка і укомплектування персоналом. Окупність інвестицій, щоб повернути кредит встановлюється від експлуатації завершеного проекту. Головна вартість ядерного енергетичного проекту робить борговий тягар зазвичай вище, ніж більшість інших проектів – декілька мільярдів доларів США для єдиної одиниці у випадку АЕС. Час, щоб почати наробіток прибутку доходу зазвичай довше, ніж більшість інших проектів (близько п'яти років для будівництва АЕС), і час, щоб повернути капітал плюс інтерес від доходу зазвичай довше 10-20 років.

Перші покоління атомних електростанцій були фінансовані в значній мірі через урядовий кредит, що супроводжувалося стратегічним рішенням щодо розвитку ядерної енергетики. В загальному випадку кредит може підтримуватися національним урядом, іншими національними інвестиційними банка-

ми, агентствами експортних кредитів, багатопрофільними фінансовими установами, приватною інвестицією і комерційними банками.

Впродовж виконання проекту передбачаються різноманітні витрати. Профіль витрат для ядерних проектів зазвичай стандартний – крива з низькою попередньою витратою впродовж раннього завершення проекту і підготовчих робіт на будмайданчику, швидке збільшення в градієнті на етапах придбання обладнання і будівництва, та зниження рівня після завершення проекту і комплектування персоналом. Головна витрата впродовж виконання зазвичай включає:

- Інженерні витрати;
- Архітектурно-інженерна підтримка;
- Дії продавців;
- Придбання устаткування;
- Матеріали, будівництво і людські ресурси.

Ядерне страхування.

Зростає визнання державами-членами МАГАТЕ того, що національна інфраструктура ядерної безпеки повинна включати достатні ресурси й механізми щодо готовності до ядерних інцидентів і аварійних ситуацій і реагування на них. У цілому держави-члени, що мають ядерні установки, мають у своєму розпорядженні достатній потенціал із забезпечення аварійної готовності й реагування, що дозволяє їм вживати заходів у випадку локальних інцидентів і аварійних ситуацій. Однак лише деякі держави-члени МАГАТЕ мають належний потенціал реагування на тяжку ядерну аварію [157].

17.2. Основні принципи регулювання ядерної та радіаційної безпеки

Регулювання ядерної та радіаційної безпеки [152] визначається як контроль за неперевищенням певних встановлених граничних значень параметрів безпеки [153, 158]. При цьому функції регулювання можна згрупувати в чотири категорії: встановлення вимог і регулюючих правил; ліцензування (у тому числі заборона експлуатації без ліцензії); інспектування й проведення оцінок; і застосування санкцій.

17.2.1. Роль регулюючого органу

Заснований на реагуванні підхід. Регулюючий орган має забезпечувати умови, щоб експлуатуюча організація виконувала вимоги законів, норм та правил й дотримувалася обмежень встановлених цими законами, нормами та правилами. При цьому регулюючий орган не повинен надмірно обмежувати свободу дій експлуатуючої організації. Досвід показує, що один із кращих шляхів забезпечення виконання цих двох вимог полягає в тому, що регулювальний орган повинен застосовувати заснований на реагуванні, а не превентивний підхід. При використанні заснованого на реагуванні підходу експлуа-

туюча організація формулює плани, заявки й пропозиції, і регулювальний орган оцінює їх і на основі діючих критеріїв безпеки визначає ступінь їхньої прийнятності.

Поетапне ліцензування. З огляду на розміри й складність енергетичних реакторів, а також той факт, що від стадії планування до підключення до енергомережі проходить кілька років, на практиці недоцільно, щоб регулюючий орган видавав одну всеосяжну ліцензію. У деяких державах заявка подається на одержання однієї ліцензії, але підрозділеної на кілька частин. В інших державах потрібні окремі ліцензії на різні стадії будівництва й експлуатації. Число й сфера дії ліцензій, що вимагаються, варіюють від держави до держави й залежать від правової бази й політичної культури даної держави. Багато держав вважають за доцільне видавати щонайменше три ліцензії, одну на вибір площадки й будівництво, іншу на експлуатацію й третю на зняття з експлуатації енергетичного реактора. В інших випадках можуть видаватися окремі ліцензії на вибір площадки й на будівництво, або ж ліцензія на будівництво може складатися з дозволу на будівництво й окремий дозвіл на виробництво крупних конструкцій тощо. За технічних і економічних причин життєвий цикл енергетичного реактора підрозділяється на шість стадій: (1) вибір площадки; (2) проектування; (3) виготовлення й спорудження; (4) введення в експлуатацію; (5) експлуатація; (6) зняття з експлуатації. Регулюючий орган має завжди діяти, керуючись поетапним підходом у видачі офіційних дозволів, незалежно від характеру й числа ліцензій, необхідних за законом.

Безперервний контроль. Експлуатація енергетичного реактора охоплює період, рівний щонайменше 30-40 рокам, а для реакторів третього покоління – 60 років. Ліцензія, видана експлуатуючій організації на самому початку, не може залишатися в силі впродовж такого тривалого строку. В 1960-х роках операторам деяких енергетичних реакторів, побудованих у той час, видавали безстрокові ліцензії, які обумовлювали лише дотримання певних вимог безпеки. Після цього, однак, більшість держав визначило за доцільне видавати ліцензії на експлуатацію на обмежений строк, часто рівний десяти рокам, після закінчення якого енергетичний реактор піддається ретельному технічному обстеженню й ліцензія може продовжуватися на наступний строк після внесення необхідних модифікацій. Окремі держави продовжують ліцензії на експлуатацію на річній основі за умови дотримання особливих вимог. У будь-якому разі експлуатуючу організацію необхідно інформувати про термін дії отриманої ліцензії завчасно до закінчення терміну дії ліцензії. Крім того, в інтересах передбачуваності та стабільності для експлуатуючої організації важливо забезпечувати впевненість у тому, що термін дії ліцензії не буде змінюватися з будь-яких інших причин, не пов'язаних з міркуваннями безпеки. Незалежно від терміну дії ліцензії, регулюючий орган повинен мати можливість упевнитися в будь-який час у тому, що зобов'язання експлуатуючої організації відносно забезпечення безпеки виконуються. Він повинен мати необхідні кадрові й технічні ресурси й повинен мати вільний доступ до

всієї відповідної інформації. Регулюючий орган повинен також мати юридичне право й засоби для відповідного втручання, якщо він вважає, що зобов'язання не виконуються.

Зміна, призупинення дії або анулювання ліцензії. Необхідно забезпечувати в ядерному законодавстві надання регулюючому органу права змінювати, припиняти дію або навіть анулювати ліцензію на експлуатацію. З метою виключення прийняття регулюючим органом довільних рішень і надання експлуатуючій організації гарантій відносно надійності її інвестицій, надзвичайно важливо, щоб у законодавстві були чітко визначені умови обґрунтування таких заходів. З огляду на нинішні темпи технічного прогресу, можна сказати, що всі атомні електростанції досягнуть у своєму циклі межі, на якій вони, хоча усе ще й будуть задовольняти вимогам діючих ліцензій, але не будуть відповідати найсучаснішим нормам безпеки. Необхідна буде модернізація, і регулюючий орган повинен буде визначити, які вдосконалення потрібні для підвищення безпеки. Якщо підвищення безпеки технічно не здійсненне або є економічно неприйнятним для експлуатуючої організації, ця організація може вирішити закрити енергетичний реактор. Тому, якщо регулюючий орган приймає таке рішення, це може розглядатися як замах на право власності й потребує застосування спеціальних юридичних процедур, залежно від загальної правової системи держави. Ситуація буде різною в багатьох державах у випадках, коли сама держава, або одна з державних установ є експлуатуючою організацією. Щоб надати експлуатуючій організації час для здійснення планування й необхідних робіт з модернізації ядерної енергетичної установки, регулюючий орган може продовжувати на короткий строк ліцензію на експлуатацію. Це представляється доцільним, однак необхідно вживати заходів для виключення можливості того, щоб експлуатуюча організація намагалася одержати серію коротких продовжень терміну дії ліцензії й у такий спосіб неправомірно продовжити термін служби енергетичного реактора.

17.3. Незалежність регулюючого органу та питання управління персоналом

Розуміння того, що мається на увазі під незалежністю регулюючих органів, в останні роки набуло значних змін [159-162]. Раніше в плані незалежності регулюючих органів основна увага приділялася створенню регулюючого органу, який юридично відділений від інших органів або організацій, які сприяють розвитку ядерних технологій або використовують їх. Багато держав-членів МАГАТЕ внесли доповнення або зміни в законодавство з метою юридично закріпити це розділення, хоча в деяких державах-членах МАГАТЕ усе ще відсутнє відповідне юридичне та адміністративне розділення. Переважна в цей час точка зору щодо незалежності регулюючих органів полягає в тому, що існування юридично відокремленого регулюючого органу є лише першим кроком до досягнення його незалежності. Для того, щоб бути повністю незалежним, регулюючий орган має володіти, окрім всеосяжних юридич-

них повноважень щодо здійснення своїх функцій, ще й належними та прогнозованими фінансовими ресурсами, достатньо компетентними кадровими ресурсами та свободою від небажаного втручання будь-якого характеру, будь то з політичних або з комерційних причин. Слід зазначити, що ряду держав-членів усе ще потрібна значна допомога МАГАТЕ для розвитку навіть базової основної компетентності своїх регулюючих органів. На 4-й нараді Договірних сторін (2008 р.) Конвенції про ядерну безпеку була відзначена важливість незалежності регулюючих органів і висловлена думка, що це питання вимагає подальшої уваги [157]. При залученні зовнішніх експертів необхідно вжити заходи для ефективного забезпечення незалежності цих експертів від експлуатуючої організації [162]. Працівники регулюючого органу та залучені зовнішні експерти мають володіти необхідними базовими знаннями, мати відповідний досвід, тобто бути компетентними, в цьому випадку рішення регулюючого органу будуть виконуватися та поважатися [163].

17.4. Особливості держаного управління та регулювання фізичної ядерної безпеки

Ядерна безпека й фізична безпека мають єдину мету – захист здоров'я й забезпечення безпеки населення та захист навколишнього середовища. В останні роки зростає розуміння важливості ядерної фізичної безпеки, тому кожній державі треба й далі прагнути до досягнення високих рівнів ядерної безпеки й фізичної ядерної безпеки.

При плануванні заходів із забезпечення ядерної безпеки та фізичної ядерної безпеки слід враховувати, що існує ряд розходжень між ядерною безпекою та фізичною ядерною безпекою. Істотно розрізняються сфері знань і досвід експертів в сфері ядерної безпеки та в сфері фізичної ядерної безпеки. Підходи до забезпечення відкритості та прозорості діяльності в сфері ядерної безпеки та в сфері фізичної ядерної безпеки по суті протилежні. За допомогою відкритого обміну інформацією з ядерної безпеки експертам у цій сфері вдалося підвищити безпеку всіх ядерних об'єктів; в сфері ж фізичної ядерної безпеки набутий досвід показує, що ключовим аспектом забезпечення високого рівня фізичної ядерної безпеки є обмеження інформації на основі принципу "необхідно знати". До інших розходжень відносяться законодавча й регуляторна основи в державах, де законодавство з ядерної безпеки, як правило, є адміністративним питанням або питанням цивільного права, у той час, як фізична безпека – це зазвичай питання кримінального права. Ці загальні моменти й розходження необхідно враховувати в першу чергу при здійсненні міжнародних заходів з досягнення синергії між ядерною безпекою та фізичною ядерною безпекою [157].

17.5. Організація державного управління ядерно-енергетичним комплексом і регулювання ядерної та радіаційної безпеки в окремих державах світу

Гармонізація законодавства України [164] з відповідним законодавством Європейського Союзу [165-167] в сфері державного управління ядерно-енергетичним комплексом і регулювання ядерної та радіаційної безпеки може стати одним із багатьох кроків на шляху розширення співробітництва України з Європейським Союзом. Крім того, законодавство Європейського Союзу в сфері державного управління ядерно-енергетичним комплексом і регулювання ядерної та радіаційної безпеки є одним із найкращих у світі, тому що включає останні рекомендації МАГАТЕ, останні рекомендації держав Організації економічного співробітництва та розвитку, включає найкращий досвід ядерних держав світу. Саме тому основна увага в цьому розділі присвячена відповідному законодавству Європейського Союзу.

17.5.1. Європейський Союз

П'ятнадцять із двадцяти семи Держав Членів Європейського Союзу використовують ядерну енергію. На сьогодні в Європейському Союзі (ЄС) експлуатуються 133 ядерних реакторів, які забезпечують близько однієї третини європейської електрики ($\approx 27\%$), декілька реакторів знаходяться на стадії зняття з експлуатації, частина реакторів працює в режимі продовженого строку експлуатації (позапроектний строк), і шість нових одиниць знаходяться на етапі будівництва або планування [168].

Систему управління в ЄС умовно можна розділити на два рівні: загальний та локальний. До локального рівня можна віднести систему управління в кожній окремій державі ЄС. До загального рівня відносяться органи управління ЄС. До загального рівня відносяться: Європейська спілка з атомної енергетики (European Atomic Energy Community (далі Euratom)) [169], Європейська група регуляторів ядерної безпеки (European Nuclear Safety Regulators Group (далі ENSREG)) [168], та як неурядову позаштатну впливову структуру слід виділити Асоціацію Ядерних Регуляторів Західної Європи (Western European Nuclear Regulators Association (далі WENRA)) [170].

Euratom був створений ще 1957 році [165-167]. Головна мета діяльності Euratom – об'єднання ядерної промисловості Держав Членів ЄС. Згідно з Угодою специфічними завданнями Euratom є:

- підтримувати дослідження і гарантувати розповсюдження технічної інформації;
- встановити загальноприйнятні стандарти з безпеки, щоб захистити здоров'я працівників і загального населення і гарантувати їх виконання;
- сприяти інвестуванню і розбудовувати інфраструктуру необхідну для розвитку ядерної енергетики в ЄС;

- гарантувати, що всі споживачі в ЄС отримують регулярне та належне постачання руд і ядерного палива;
- гарантувати, що цивільні ядерні матеріали не використовуються з іншими (зокрема як зброя) цілями;
- розвивати право власності, наданої з цього приводу щодо спеціальних матеріалів, що діляться;
- прискорювати прогрес в мирних використаннях ядерної енергії шляхом співробітництва з іншими державами і міжнародними організаціями.

Європейська група регуляторів ядерної безпеки (European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)) була створена в 2007 році як Група найвищого рівня з ядерної безпеки та поводження з радіоактивними відходами (High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management), що складається з трьох робочих груп [168]:

- Робоча група 1 з вдосконалення ядерної безпеки (Working Group 1 (WGNS) – improving Nuclear Safety arrangements);
- Робоча група 2 з вдосконалення процедур поводження з відпрацьованим ядерним паливом, радіоактивними відходами та зняття з експлуатації (Working Group 2 (WGRWMD) – improving Radioactive Waste Management, Spent Fuel and Decommissioning arrangements);
- Робоча група 3 з вдосконалення прозорості регулювання (Working Group 3 (WGTA) – improving in Transparency arrangements).

Вже після створення з ініціативи учасників ця організація отримала сучасну назву – Європейська група регуляторів ядерної безпеки (European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)). Головне завдання цієї організації повністю відповідає назвам відповідних робочих груп – *вдосконалення ядерної безпеки*, процедур поводження з відпрацьованим ядерним паливом та радіоактивними відходами та зняття з експлуатації, прозорості регулювання тощо. Конкретна реалізація функцій ядерної безпеки, процедур поводження з відпрацьованим ядерним паливом та радіоактивними відходами та зняття з експлуатації, прозорості регулювання – це виключне суверенне право Держав Членів ЄС і не входить до повноважень ENSREG [168]. ENSREG – це незалежна владна структура, що складається з 27 представників (по одному від кожної держави) та підвітна Європейській Раді та Європейському Парламенту. При цьому члени ENSREG не отримують заробітної плати, а тільки компенсації проїзду та проживання, що пов'язані з діяльністю ENSREG. Слід відмітити, що до ENSREG входять як представники держав з ядерною енергетикою так і представники держав без ядерної енергетики, в останньому випадку до ENSREG делегують представника органа регулювання питань забезпечення безпеки чи представника владних структур з надзвичайних ситуацій відповідної Держави Члена ЄС.

До створення офіційного регулюючого органу ENSREG [168] асоціація WENRA [170], яка була створена у 1999 році, на добровільній основі викону-

вала роль об'єднуючої організації, метою якої є гармонізація законодавства в сфері державного управління ядерно-енергетичним комплексом і регулювання ядерної та радіаційної безпеки. До WENRA на відміну від ENSREG входять представники тільки держав з ядерною енергетикою чи ті, що мають на меті розвивати ядерну енергетику [168, 170]. Основні цілі діяльності WENRA [170]:

- налагодження та підтримання ефективної взаємодії між керівниками європейських регулюючих органів;
- обмін досвідом та вивчення кращої міжнародної практики;
- гармонізація підходів з питань ядерної та радіаційної безпеки;
- надання європейським інституціям незалежної та об'єктивної інформації щодо рівня ядерної безпеки в різних країнах.

Членами WENRA є регулюючі органи 17 європейських країн. Наприкінці 2009 року в якості спостерігачів до WENRA приєдналися регулюючі органи України, Росії та Вірменії. Очолює WENRA керівник регулюючого органу Фінляндії Юкка Лааксонен.

В складі WENRA створені дві робочі групи:

- Робоча група з реакторної безпеки (Reactor Harmonization Working Group, RHWG);
- Робоча група з поводження з ВЯП та РАВ та зняття з експлуатації (Working Group on Waste and Decommissioning, WGWD).

На сьогодні, після створення ENSREG, асоціація WENRA продовжує виконувати свої об'єднуючі функції і як позаштатна неурядова організація здійснює консультації ENSREG та сприяє гармонізації законодавства в сфері державного управління ядерно-енергетичним комплексом і регулювання ядерної та радіаційної безпеки для держав, які мають намір інтеграції до ЄС.

17.5.2. Франція

Для розгляду структури державного управління ядерно-енергетичним комплексом і регулювання ядерної та радіаційної безпеки на локальному рівні найкраще обрати Францію як державу з найбільш розвиненою ядерною енергетикою у ЄС та з законодавством у сфері державного управління ядерно-енергетичним комплексом і регулювання ядерної та радіаційної безпеки, що включає останні рекомендації МАГАТЕ, останні рекомендації держав Організації економічного співробітництва та розвитку, включає найкращий досвід ядерних держав світу [165-177]. Крім того, є схожість з Україною у частці ядерної енергетики в загальному виробництві електроенергії та в питаннях відповідальності держави за ядерні аварії та інциденти.

У 2011 році у Франції виробництво електроенергії було 541,9 мільярдів кВт-год. бруто, а споживання було близько 478 мільярдів кВт-год., тобто близько 6800 кВт-год. на душу населення [173, 204]. За останнє десятиліття Франція експортувала 60-80 ТВт-год кожного року і Французька енергогенеруюча компанія (Electricite de France (EDF)) [174] чекає, що експорт в пода-

льшому збережеться на рівні 65÷70 ТВт·год на рік до Бельгії, Німеччини, Італії, Іспанії, Швейцарії і Великобританії при незначному імпорті у період зимових холодів. Франція експлуатує 58 ядерних реакторів, які управляються EDF з встановленою потужністю понад 63 ГВт(ел.), забезпечуючи при цьому виробництво понад 420–430 ТВт·год за рік електроенергії, що складає 78% від загального виробництва електроенергії у Франції [173, 204]. При цьому значення коефіцієнту використання встановленої потужності складає 76,4% [204], що є достатньо низьким значенням в порівнянні із світовими стандартами і є особливістю Франції, де АЕС дають значний внесок у виробництво електроенергії і забезпечують майже 90% від потреб Франції, тому частина блоків експлуатується в умовах змінного навантаження в маневреному режимі і іноді знижують потужність до мінімальної на вихідні дні. Повна встановлена потужність з виробництва електроенергії у Франції складає 126 ГВт(ел.), з них 25 ГВт(ел.) – гідроенергетика, 28 ГВт(ел.) – тепла енергетика, 6,6 ГВт(ел.) – вітрова енергетика, 2,2 ГВт(ел.) – сонячна енергетика.

Ситуація, яка є на сьогодні, обумовлена рішенням Французького Уряду в 1974 році щодо швидкого розвитку ядерної енергетики країни в результаті першого нафтового потрясіння [173]. Це рішення знаходилося в контексті наявного на той час потенціалу Франції, яка має потужну важку промисловість при обмежених власних ресурсах енергоносіїв. Ядерна енергія, для якої характерним є низький відсоток паливної вартості, давала значний вигравш в питаннях мінімізації імпорту енергоносіїв та енергетичної безпеки держави. В результаті рішення 1974 року Франція зараз претендує на істотний рівень енергетичної незалежності при одній з найнижчих в Європі вартості електроенергії [173]. Крім того, Франція має наднизький рівень викидів CO₂ на душу населення при виробництві електроенергії за рахунок того, що понад 90% всієї виробленої електроенергії виробляється на атомних та гідроелектростанціях.

Поточна енергетична політика.

У 1999 парламентські дебати знову підтвердили три головні основи французької енергетичної політики: безпека постачання (Франція імпортує більше ніж половину виробленої енергії), дбайливе ставлення до навколишнього середовища (особливо щодо викидів парникових газів) і належної уваги до поводження з радіоактивними відходами. Тоді ж було відмічено, що природний газ немає ніякої економічної переваги над ядерною енергією для підтримання постійної складової електричного навантаження, також було відмічено нестабільну ситуацію щодо ціни за газ та неможливість за рахунок заходів із збереження енергії й шляхом використанням відновлюваних джерел енергії замінити ядерну в передбачуваному майбутньому [173]. На початку 2003 року було ініційовано перші французькі національні дебати щодо майбутньої (на найближчі 30 років) енергетичної політики. В результаті було встановлено, що 70% опитаних зазначили, що вони недостатньо інформовані з питань енергетики; 67% вказали, що головним пріоритетом енергетичної політики має бути захист навколишнього середовища. Проте, 58% думали, що ядерна

енергетика призводить до зміни клімату, в той час як тільки 46% думали, що спалювання вугілля призводить до зміни клімату. Останні із наведених даних є яскравим підтвердженням низького рівня поінформованості населення щодо проблем енергетики взагалі та, зокрема, ядерної енергетики. У 2005 році на законодавчому рівні було закріплено засади національної енергетичної політики та енергетичної безпеки. Ядерній енергетиці було віддано центральну роль та прийнято особливе рішення щодо Європейського реактора з водою під тиском (European Pressurised Water Reactor (EPR)) з метою побудувати перший блок даного типу з тим, щоб, починаючи з 2015 року побудувати близько 40 таких ядерних реакторів [173] (реактори типу EPR були розроблені сумісними зусиллями Framatome (нині – AREVA NP) (Франція) та Siemens (Германія)). В цьому рішенні також було встановлено політику щодо проведення дослідницької діяльності для розвитку інноваційних технологій в енергетиці, в тому числі направлених на зменшення викидів двоокису вуглецю та, було визначено роль відновлюваних джерел енергії у виробництві електроенергії. У травні 2006 правління EDF схвалило будівництво нового блоку EPR потужністю 1650 МВт(ел) у Flamanville, Нормандія, поряд з двома існуючі 1300 МВт(ел) блоками. Будівництво було розпочато у грудні 2007 року, його завершення очікують наприкінці 2012 року. При цьому частину проекту (12,5%) фінансує італійська компанія ENEL, за що отримує права на 200 МВт(ел) встановленої потужності цього енергоблоку [173]; частину проекту на рівні 25% триматиме компанія GdF-Суец; компанія Total профінансує 8,3% проекту; німецька компанія E.On. бере участь на рівні 8÷12,5%; французька компанія EDF, можливо, продасть свою частину в цьому проекті і знизить свою частку до 50%. Компанії AREVA, GdF-Суец та Total до 2017 року планують побудувати два EPR в Абу-Дабі з орієнтовним початком будівництва в 2012 році. При цьому Уряд Франції володіє 85% з EDF, 35,7% з GdF-Суец і 88% з AREVA [173]. Франція проводить активну інноваційну політику через фінансування розробки проектів реакторів четвертого покоління на швидких нейтронах та високотемпературних реакторів та має сподівання за рахунок просування своїх проектів посилити свою роль на ринку реакторних технологій, починаючи з 2035-2040 років [173].

Структура управління. [176]

Президент республіки.

Президент республіки є гарантом національної незалежності, територіальної цілісності й дотримання договорів.

Для запобігання розповсюдження ядерних озброєнь створена Рада по зовнішній політиці в ядерній галузі. Голова Ради – Президент Республіки.

Рада по зовнішній політиці в ядерній сфері.

Рада, створена в 1976 році, до складу Ради входять Прем'єр-міністр, міністри промисловості, науково-дослідних робіт, іноземних справ і оборони, а також Генеральний Директор комісії з атомної енергії. Інші міністри й вищі цивільні чини або військові офіцери можуть запрошуватися на засідання ради для рішення проблем, що входять у їхню компетенцію.

Прем'єр-міністр.

Прем'єр-міністр відіграє головну роль у прийнятті найважливіших рішень на урядовому рівні й також є головою спеціалізованих комітетів, що діють у ядерній сфері.

Міжвідомчий комітет з ядерної безпеки (CISN).

Цей комітет охоплює чотири міністерства: охорони здоров'я, внутрішніх справ, оборони й промисловості. Інші міністри або глави урядових департаментів, агентств або підприємств можуть бути запрошені для участі в роботі комітету.

CISN координує діяльність, спрямовану на захист людей або майна від будь-яких інцидентів, шкоди і руйнувань, що виникають через створення, функціонування або несподіваного відключення ядерних установок або зберігання, перевезення, використання або переробки радіоактивних речовин штучного або природного походження.

Обов'язками комітету є, зокрема, захист робітників і населення від радіації, проведення відповідних заходів у випадку виникнення інцидентів, пов'язаних з радіацією, а також радіоактивних і нерадіоактивних викидів з ядерних установок, безпека ядерних установок і безпека ядерних матеріалів, включаючи штучні радіоактивні елементи й радіоактивні відходи та контроль за ними. Комітет проводить або пропонує вжити основних заходів і координує всі ресурси, наявні в розпорядженні дослідницьких програм департаментів міністерств і організацій, що перебувають під їхнім контролем. Генеральний секретар комітету несе відповідальність перед Прем'єр-міністром за контроль за проведенням відповідних заходів по забезпеченню ядерної безпеки й для проведення такого контролю має право призначати й проводити відповідні перевірки й інспекції.

Генеральний секретар по національній обороні.

Генеральний секретар по національній обороні допомагає Прем'єр-міністрові у виконанні його обов'язків по питанням, що стосуються оборони, координує всі питання ядерної безпеки на установках оборонного значення.

Міжвідомчий технічний комітет з питань, що стосуються дії договору щодо створення Euratom.

Цей комітет під головуванням або Прем'єр-міністра, або Міністра, відповідального за ядерну енергію, під керівництвом міжвідомчого комітету з питань Європейського економічного співробітництва перевіряє й уводить у дію директиви, пов'язані з Euratom. Комісія з атомної енергії (СЕА) виконує обов'язки секретаріату. Міжвідомчий технічний комітет відповідає за складання директив, що визначають позицію французького уряду в різних організаціях, створених відповідно до договору про Euratom, і забезпечує виконання законодавчих актів Euratom.

Міністр промисловості.

Міністр промисловості несе відповідальність за відповідність сучасному рівню застосування ядерної енергії в промисловості й енергетиці. Разом з міністрами стратегічного планування й захисту навколишнього середовища

він відповідає за розробку й проведення політики в сфері ядерної безпеки, включаючи перевезення радіоактивних матеріалів і матеріалів, що діляться, при використанні їх у мирних цілях. Основними директоратами Міністерства промисловості, що займаються ядерною енергією, є Генеральний Директорат по енергії й сировині (DGEMP) і Директорат безпеки ядерних установок (DSI). Директорат DGEMP спостерігає за діяльністю комісії з атомної енергії (CEA), загальної компанії по ядерних матеріалах (COGEMA), французького сировинного фонду й контрольного агентства з питань енергії й навколишнього середовища й несе за їхню діяльність повну відповідальність. Директорат DSI відповідальний за вивчення, розробку й проведення політики в сфері ядерної безпеки. Він готує технічні регулюючі правила ядерної безпеки, організує й проводить інспекції на ядерних установках. З огляду на масштаби французької ядерної програми, органи державної влади вирішили провести децентралізацію спостереження за ядерними установками й передати спостереження регіональним директоратам міністерств науково-дослідних робіт і промисловості. Директорати забезпечують зв'язок між операторами й місцевими органами влади. У середині основних регіональних директоратів, у межах діяльності яких перебувають ядерні установки, засновані спеціальні ядерні відділи, що грають ключову роль у спостереженні за цими установками й контролі за ними. Вища посадова особа, відповідальна за оборону, що перебуває під керівництвом Міністра промисловості допомагає Міністрові у виконанні його обов'язків по обороні.

Міністр охорони навколишнього середовища.

Під юрисдикцією Міністра охорони навколишнього середовища перебувають ядерні установки, які класифіковані залежно від їхньої загрози навколишньому середовищу. Він є головою Верховної ради по класифікованих установках; він відіграє провідну роль у системі контролю над забрудненням навколишнього середовища й води й відповідає за роботу установ, що видають водопостачанням, є одним із двох осіб, що підписують декрети, які дозволяють будівництво великих ядерних установок. Йому подаються звіти про вплив установок на навколишнє середовище, які супроводжують заявку на видачу ліцензії, що дозволяє будівництво ядерних установок. Разом з Міністром промисловості й Міністром науково-дослідних робіт він є органом влади, що контролює діяльність Національного агентства з поводження з радіоактивними відходами.

Міністр науково-дослідних робіт.

Міністр науково-дослідних робіт разом з іншими працюючими в цій сфері міністрами відповідає за розробку й проведення урядової політики в сфері науково-дослідних робіт і технологій, а також відповідає за курс технічного й технологічного навчання у вищих навчальних закладах. Кошти для громадських організацій, що проводять науково-дослідні роботи, беруться з бюджету міністерства науково-дослідних робіт.

Міністр охорони здоров'я (включаючи Бюро з захисту від іонізуючої радіації OPR1).

Міністр охорони здоров'я відповідає за захист здоров'я населення. Разом з Міністром праці, він є головним контролюючим органом для ОПРІ. Завдання ОПРІ - проводити різні виміри або аналітичну роботу, необхідну для визначення рівня радіоактивності або іонізуючої радіації в різних типах навколишнього середовища в тих випадках, коли цей рівень може привести до ризику для здоров'я окремих людей або всього населення. ОПРІ також надає технічну підтримку Міністрові праці у виконанні декретів, що стосується захисту персоналу від ризику іонізуючої радіації й схвалених відповідно до тих правил Трудового Кодексу, які регулюють здоров'я й безпека персоналу. ОПРІ проводить виміри й аналіз для контролю рівня радіоактивності в різних типах навколишнього середовища, у тих випадках, коли це може привести до ризику для суспільного здоров'я. Бюро ОПРІ встановлює стандарти, вимірювальні методи й техніку виміру для запобігання радіоактивного зараження. Бюро контролює прийняті захисні міри і їхню ефективність. ОПРІ відповідає за проведення контролю за допомогою своїх агентів, спеціально призначених і приведених до присяги для виконання своїх обов'язків, координує й визначає міри контролю за захистом персоналу від радіації. ОПРІ контролює газоподібні й рідкі радіоактивні викиди на великих ядерних установках і рівень радіації поблизу них.

Міністр праці.

Безпека, здоров'я й благополуччя персоналу, що прямо піддається під час роботи впливу іонізуючої радіації, перебувають у компетенції Міністра праці.

Міністр внутрішніх справ.

Дирекція захисту громадян і суспільної безпеки.

Дирекція захисту громадян і суспільної безпеки допомагає Міністрові внутрішніх справ виконувати його обов'язку в підготовці й проведенні різних оборонних мір як у його безпосередній діяльності, так і в діяльності інших державних служб, що перебувають під його керівництвом. Главі дирекції захисту громадян і суспільної безпеки – вищій цивільній особі в оборонних справах – підлегли всі департаменти й служби Міністерства внутрішніх справ у межах його компетенції й обов'язків у цій сфері. Під керівництвом глави дирекції захисту громадян і суспільної безпеки перебувають наступні служби дирекції (департаменту) захисту громадян і суспільної безпеки Міністерства внутрішніх справ: підрозділ захисту громадян і підтримки національних служб; інспекція суспільної безпеки; піддирекція управління й модернізації; піддирекція превентивних мір і захисту населення; піддирекція аварійних служб і пожежних бригад; піддирекція організації роботи в аварійних умовах і цивільній обороні. Центральне бюро по запобіганню незаконній торгівлі озброєннями, боєприпасами, вибуховими речовинами, біологічними, хімічними і ядерними матеріалами створено в рамках міністерств внутрішніх справ і сільськогосподарського розвитку. Перед ним поставлена подвійне завдання – попереджати й переслідувати незаконні дії або злочини в питанні володіння ядерними матеріалами.

Міністр транспорту й житлового будівництва.

Міністр транспорту й житлового будівництва видає ліцензії на будівництво ядерних об'єктів.

Міжвідомча комісія з перевезення (транспортуванню) небезпечних товарів.

Комісія заснована в 1941 р. для надання допомоги в створенні регулюючих правил перевезення небезпечних матеріалів по залізниці, шосейним дорогам, внутрішнім водним шляхам або повітрю. Вона також затверджує регулюючі правила для правильного поводження із цими матеріалами в морських портах.

Міжвідомча комісія з штучних радіоактивних елементів (CIREA) заснована для проведення експертизи із проблем, що виникають у зв'язку зі штучними радіоактивними елементами. На своїх пленарних засіданнях вона формує експертні думки або пропозиції по всіх основних питаннях, що виникають через затвердження або застосування правил, що мають відношення до штучних радіоактивних елементів. Комісія складається із двох секцій: по використанню штучних радіоактивних елементів у медицині й по їхньому використанню в немедичних сферах.

Міжвідомча комісія по великих ядерних установках.

Експертна оцінка цієї комісії потрібна із приводу заявок на одержання ліцензії на будівництво або модернізацію великих ядерних установок і із приводу спеціальних запобіжних заходів, що застосовуються на цих установках. З Комісією радяться з приводу створення або виконання регулюючих правил, що діють для цих установок. Комісія складається з 29 членів і 29 членів-представників, які призначаються на 5 років наказом Прем'єр-міністра, вони є представниками зацікавлених міністерств та організацій.

Вища рада з ядерної безпеки й інформації в ядерній сфері.

До складу ради входять глави міністерських департаментів і спеціалізованих агентств, члени парламенту, експерти, представники профспілок, природоохоронних асоціацій і організацій, що захищають навколишнє середовище. Діяльність ради охоплює всі питання, що стосуються ядерної безпеки, інакше кажучи всі технічні міри, які вживають на стадіях проектування, будівництва й роботи ядерної установки для забезпечення нормального її функціонування й попередження потенційних аварій або зменшення їхнього впливу, а також всі питання, що стосуються інформування громадськості й засобів масової інформації й стосовні до безпеки ядерних установок або ті, що мають відношення до інформування громадськості, у випадку інциденту або аварії, що відбулася на ядерній установці. На прохання Міністра промисловості або у випадку, якщо сама рада вважає це необхідним, рада може створити робочі групи для вивчення спеціальних наукових питань або для поширення інформації.

Комісія з атомної енергії (CEA).

В 1945 р. Тимчасовий уряд республіки, який очолював генерал Де Голль, передбачаючи можливі варіанти застосування ядерної енергії й вплив цього

застосування на економічну, фінансову, політичну й військову сферу, усвідомив необхідність дозволити державі взяти на себе ініціативу в ядерній сфері. Указ від 18 жовтня 1945 р. заснував комісію (комісаріат) по атомній енергії (СЕА).

Юридичний статус СЕА.

Комісії був наданий статус суспільної наукової, технічної й промислової установи. В адміністративному й фінансовому змісті – це абсолютно незалежна юридична особа. Комісія продовжує вирішувати завдання в сфері фундаментальних і прикладних досліджень, ядерної безпеки й застосування результатів своїх досліджень у військовій сфері. Крім того, за посередництвом холдингової компанії, комісія є акціонером (іноді мажоритарним, іноді міноритарним) приватних законних компаній, і ті компанії, у яких комісія з атомної енергії має, прямо або побічно, більше 50 % капіталу, утворюють групу компаній СЕА. Комісія в значній мірі діє як приватне підприємство. Вона звільнена від фінансового контролю, що має априорі проводитися у всіх незалежних суспільних установах, які хоча б частково належать державі. Аудит у СЕА проводиться спеціально із цієї нагоди зібраною командою аудиторів, що складається із чотирьох посадових осіб, кожний з яких є представником найбільших державних аудиторських організацій. СЕА проводить наукові дослідження про природу матеріалу (атомна фізика й фізика часток) і застосовує отримані в результаті дослідження в атомній та ядерній фізиці можливості у широкому спектрі різних сфер: у біології, хімії й астрофізиці. Інститут захисту від радіації і ядерної безпеки (IRSN), створений в 1976 р., несе від імені СЕА відповідальність за захист людей і майна від можливих шкідливих впливів у результаті використання ядерної енергії. На базі основних координуючих мійр, прийнятих по відповідному питанню Міжвідомчим комітетом з ядерної безпеки, Інститут також виконує на прохання міністерських департаментів і зацікавлених організацій наукові праці (статті), дослідження, або інші види робіт із захисту від радіації і ядерної безпеки. Він може виконувати такі дослідження також за доручення зовнішніх компаній. Він забезпечує технічну підтримку дирекції по безпеці ядерних установок. Починаючи з моменту створення СЕА, повністю приналежна СЕА дочірня компанія SOGEMA, що спеціалізується на всіх видах промислової й комерційної діяльності, що мають відношення до ядерного паливного циклу, відповідає за промислові й комерційні операції в цій сфері.

Комітет з атомної енергії. (частина структури СЕА)

Працюючий під головуванням Прем'єр-міністра або міністра, делеговано-го Прем'єр-міністром для виконання цього обов'язку, а в його відсутність під головуванням Генерального Директора СЕА, цей комітет складається з: Генерального Директора; генерального секретаря Міністерства закордонних справ; директора департаменту загальної політики Міністерства науково-дослідницьких робіт; директора по бюджету; президента Національного центру науково-дослідних робіт; провідного співробітника, обраного й призначеного Прем'єр-міністром; трьох провідних співробітників, обраних і при-

начених Міністром оборони; п'яти експертів у різних галузях науки й промисловості, один із яких виступає як Верховний Комісар. Верховний комісар і члени, що входять у комітет не за посадою, призначаються на три роки декретом Ради Міністрів.

Компанія "Французька електрика" (EDF).

Промислова й комерційна державна компанія "Французька електрика" (EDF) відповідальна за виробництво, транспортування, розподіл і просування на ринку (маркетинг) електрики. EDF також виробляє майже всю електроенергію, яка передається по національних електромережах. EDF є оператором майже всіх французьких АЕС, крім реакторів на швидких нейтронах, що знаходяться у використанні в роботах з напрацювання ядерного палива. СЕА співробітничає з EDF як у проведенні наукових досліджень, так і в сфері поставок ядерного палива. EDF управляється президентом, який призначається декретом Ради Міністрів. В EDF є рада директорів, що складається з 14 членів.

Національне агентство з поводження з радіоактивними відходами (ANDRA).

Агентство ANDRA відповідає за довгострокове поводження з радіоактивними відходами. Промислова й комерційна державна компанія ANDRA перебуває під спільним управлінням Міністра охорони навколишнього середовища, Міністра промисловості й з науково-дослідних робіт. ANDRA відповідає за дії, що мають відношення до довгострокового управління радіоактивними відходами, і надає допомогу в розробці й вносить свій внесок у виконання науково-дослідних програм і програм розвитку, що мають відношення до довгострокового управління радіоактивними відходами; забезпечує керування центрами довгострокового зберігання або прямо, або за посередництвом третіх осіб, що діють від його імені; проектує й вибирає місце для будівництва нових центрів зберігання у світлі довгострокових прогнозів у сфері виробництва відходів і поводження з ними, а також виконує всі дослідження, необхідні для досягнення цих цілей, зокрема, для будівництва й функціонування підземних лабораторій для дослідження глибинних геологічних формацій; визначає, відповідно до правил безпеки, специфікації для зберігання радіоактивних відходів і поводження з ними; реєструє стан і місце розташування всіх радіоактивних відходів на території Франції.

Національний інститут ядерної фізики й фізики часток.

Існуючий у рамках національного центра наукових досліджень, цей інститут має у своєму розпорядженні експертів по ядерній фізиці й фізиці часток. Ціль діяльності цього інституту – проведення й координація досліджень в сферах ядерної фізики й фізики часток.

На початку розвитку *ядерного регулювання* у Франції регулююча діяльність здійснювалась на принципах «конвенційності» з прийняттям частини рішень по «приписному» підходу – переважання «домовленості» щодо ядерного регулювання над виконанням апіорних вимог. Результатом такого підходу стало безперервне удосконалення рівня безпеки прийнятого суб'єктами

ядерного права за рахунок впровадження найкращої практики, але не завжди формалізоване в законодавчій структурі. Оператори розвинули безпечні вимоги для експлуатації ядерних установок. Ці вимоги задокументовані в листах і індивідуальних рішеннях прийнятих регулятором, який на цьому етапі був в межах Комісії з Атомної Енергії. Наступним етапом було у 1973 році створення Міністерства промисловості з департаментом, на який було покладено відповідальність за регулювання безпеки ядерних установок, у 1991 році цей Департамент стає Дирекцією підпорядкованою двом Міністерствам: Міністерству промисловості та Міністерству охорони навколишнього середовища. У 1997 році було розширено сферу компетентності Дирекції на діяльність пов'язану з перевезеннями, у 2002 році Дирекція стає Загальною Дирекцією підпорядкованою трьом Міністрам (Міністру промисловості, Міністру охорони навколишнього середовища та Міністру охорони здоров'я), з розширенням сфери компетентності на сферу забезпечення радіаційного захисту (DGSNR), у 2002 році створено Інститут Радіаційного захисту та ядерної безпеки (IRSN). Та у 2006 році Акт про прозорість та ядерну безпеку (TSN) від 13 червня 2006 робить Управління з ядерної безпеки (ASN) самостійним адміністративним органом [171].

В Акті TSN підтверджуються основні принципи ядерної безпеки (Угода з ядерної безпеки) і об'єднує головні принципи законів про охорону здоров'я та про охорону навколишнього середовища, формалізує і є основою ряду існуючих практик (до цього були відсутні відповідні законодавчі процедури та підстави), вводить декілька істотних змін та закріплює наступні положення:

- незалежність Управління з ядерної безпеки (ASN);
- принцип прозорості та постійних консультацій;
- об'єднана регуляторна система;
- адміністративні та кримінальні санкції.

Регулювання діяльності пов'язаної з експлуатацією ядерних установок.

Основні елементи Акту TSN [172].

Основні принципи Акту TSN викладені у статтях 2 I, 2 II та 28 II. Сюди входять головні принципи статті L. 1333–1 із Закону про охорону здоров'я: 1) виправданість, 2) оптимізація, 3) обмеження. Ці статті присвячені захисту від іонізуючого випромінювання:

- Режим ліцензування: Отримання дозволу / Декларування.
- Інспекція / контроль.
- Загальний захист населення: Національна Мережа радіаційного моніторингу навколишнього середовища.
- Управління поведінкою з джерелами іонізуючого випромінювання: обов'язкове повернення.

Із статті L. 110-1 Закону про охорону навколишнього середовища взяті принципи захисту навколишнього середовища: 1) дбайливе ставлення до навколишнього середовища, 2) запобігання, 3) за шкоду платить той, хто забру-

днює, 4) залучення громадськості та всіх зацікавлених сторін до прийняття рішень.

Головна відповідальність покладається на оператора (ст. 28 II): починаючи з дня видачі ліцензії.

Створення Управління з ядерної безпеки (ASN) – незалежного адміністративного органу для нагляду за ядерною безпекою і радіаційним захистом та з метою інформування громадськості щодо діяльності в цих сферах. На Управління з ядерної безпеки (ASN) покладаються наступні завдання:

- Місії (регулювання, дозвільна діяльність, контроль) (ст. 4).
- Формування Правління комісарів, умов їх призначення, періоду дії мандату, який не відміняється за винятком серйозної помилки з заборону відновлення мандата (ст. 10).
- Сприяє інформуванню громадськості (ст.4).

Принцип прямого доступу до інформації необхідний для реалізації принципу прозорості. Тому здійснюється інформування громадськості про ризики пов'язані з експлуатацією ліцензіатами ядерних установок та про відповідні впроваджені заходи, спрямовані на зменшення цих ризиків (ст.19); збір щорічних звітів від всіх ліцензіатів та організація доступу для громадськості до цієї інформації (ст.21); виконання консультативної функції для місцевих та національних органів влади (ст. 22 та 25). Згідно акту TSN створюється Вищий комітет з політики прозорості та інформування з питань ядерної безпеки (ст.23).

Здійснюються функції контролю ядерних установок:

- Об'єднаний контрольний режим (одночасне визначення безпеки і впливу на навколишнє середовище).
- Зобов'язання періодичних звітів з безпеки для всіх установок на території держави, з врахуванням кращої міжнародної практики, еволюції знань та правил, спрямованих на експлуатацію схожих установок (ст. 29 III) .
- Ревізія правової системи, пов'язаною з експлуатацією ядерних установок, яка заснована на більш широкому розумінні ядерної безпеки.
- Створення в межах Управління з ядерної безпеки (ASN) корпусу інспекторів, які мають відповідні повноваження з нагляду (ст. 40, 46 та 47).
- Визначення адміністративної та кримінальної відповідальності у разі порушення правил (ст. 41-44 та 48-52).
- Зобов'язання інформувати про аварії та інциденти відповідні органи влади (ст. 54).

Відповідно до законодавства Франції, для виконання діяльності по спорудженню, експлуатації й виводу з експлуатації ядерних установок у експлуатуючої організації повинна бути ліцензія. Необхідно відзначити, що національна компанія Electricite de France (EDF) [174] і французький електроенергетичний концерн AREVA [177] не мають ліцензій як організації. EDF – ек-

платуюча організація AEC, у неї є відповідні ліцензії на кожний блок. AREVA є експлуатуючою організацією об'єктів ядерного паливного циклу і має ліцензії на заводи з виробництва й переробки ядерного палива. У Франції організації, що надають послуги й виконують роботи для експлуатуючих організацій, не ліцензуються, ліцензуються тільки ядерні установки [175].

Впровадження розпоряджень, наказів та рішень Управління з ядерної безпеки (ASN).

Деякі положення Акту TSN мають пряму дію:

- право доступу до інформації власників ліцензії на експлуатацію ядерних установок, яка пов'язана з оцінкою ризиків від експлуатації цих ядерних установок та про відповідні впроваджені заходи, спрямовані на зменшення цих ризиків;
- річний звіт, який кожен власник ліцензії повинен зараз підготувати для надання громадськості;
- створення Вищого комітету з політики прозорості та інформування з питань ядерної безпеки.

Наступна серія заходів залежала від створення Управління з ядерної безпеки (ASN). Так, була необхідна серія розпоряджень для виконання певних положень Акту TSN. Для цього було потрібно близько 15 розпоряджень, спрямованих на:

- Завдання та організацію регуляторної діяльності.
- Впровадження зобов'язань щодо інформування з боку відповідальних за ядерну діяльність.
- Діяльність та організацію (наприклад, процедури призначення та затвердження інспекторів з ядерної безпеки).

Архітектура ядерного регулювання.

Структура ядерного регулювання у Франції наведена на рис. 17.1. Така структура є найбільш розповсюдженою у світі. Але у випадку Франції є певні особливості, які наведені нижче.

Специфіка Конституції Франції в аспекті ядерного регулювання.

Відповідальність покладається на Державу, тому Розпорядження та Накази видаються на міністерському рівні, а з боку Управління з ядерної безпеки (ASN) надається консультативна допомога при прийнятті цих нормативно-правових актів (рис. 17.2). Управління з ядерної безпеки (ASN) відповідає за технічні рішення та розпорядження, які видаються у вигляді Рішень ASN. Всі Рішення ASN мають бути затверджені Урядом для набуття чинності. Методичні рекомендації не мають юридичної сили, але забезпечують інтерпретацію і пояснюють, як розуміти відповідні регуляторні акти. Гарантією виконання регуляторних актів є політика прозорості.



Рис. 17.1. – Архітектура ядерного регулювання у Франції.

Загальна система ядерного регулювання у Франції.

Законодавчі основи ядерного регулювання.

Міжнародні документи з радіаційного захисту:

- Рекомендації Міжнародної Комісії з Радіологічного Захисту (МКРЗ).
- Норми і Стандарти Міжнародного Агентство з Атомної Енергії (МАГАТЕ).
- Договір Euratom – Директива з ядерної безпеки (статті + відповідні Європейські директиви) від 25 червня 2009 року.
- Міжнародні технічні норми Міжнародної Організації Стандартів (ISO).

Основні Закони та нормативно-правові акти з ядерного регулювання у Франції:

- Закон про охорону Здоров'я.
- Закон № 2006-686 від 13 червня 2006 року Про прозорість та ядерну безпеку (так званий Акт TSN).
- Інші Закони та нормативно-правові акти, що стосуються ядерного регулювання:
 - Нормативно-правовий акт № 2006-739 від 28 червня 28 2006 року, стосується постійної підтримки управління радіоактивними матеріалами та відходами (так званий “Закон про відходи”).
 - Трудовий Кодекс.
 - Кодекс про Захист.

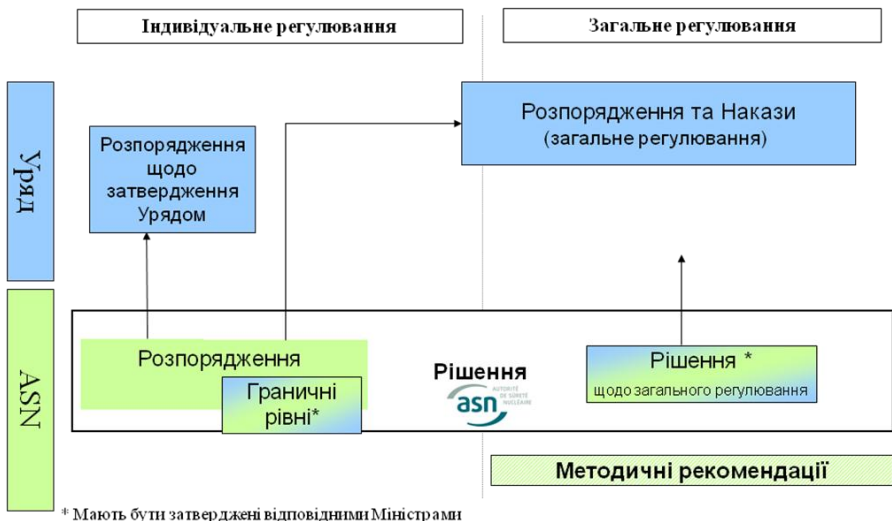


Рис. 17.2. – Схема прийняття рішень та нормативно-правових актів.

В «Законі про відходи» йдеться про політику поводження з радіоактивними матеріалами та радіоактивними відходами, про дослідження захоронення високо та середньо активних відходів в глибоких геологічних формаціях, про фінансову безпеку при формуванні цін на ядерну енергію, конкретизуючи правила формування ціни виведення ядерної установки з експлуатації.

Регулювання діяльності пов'язаної з експлуатацією конкретних ядерних установок (ЯУ) (індивідуальне регулювання) (рис. 17.3-17.5):

- Акт TSN № 2006-686 від 13 червня 2006 року - Редакція IV.
- Розпорядження № 2007-830 від 11 травня 2007 року, в документі йдеться про класифікацію ядерних установок, так зване «Розпорядження про ЯУ».
- Розпорядження № 2007-1557 від 2 листопада 2007 року, в документі йдеться про регулювання в сфері ядерної безпеки ядерних установок та транспортування радіоактивних матеріалів, так зване «Розпорядження про процедури».
- Розпорядження № 2007-831 від 11 травня 2007 року, що встановлює процедури для призначення та акредитації інспекторів з ядерної безпеки.
- «Наказ про забезпечення якості» від 10 серпня 1984 року.
- «Наказ про навколишнє середовище» від 31 грудня 1999 року.
- «Наказ про скиди та викиди» від 26 листопада 1999 року.

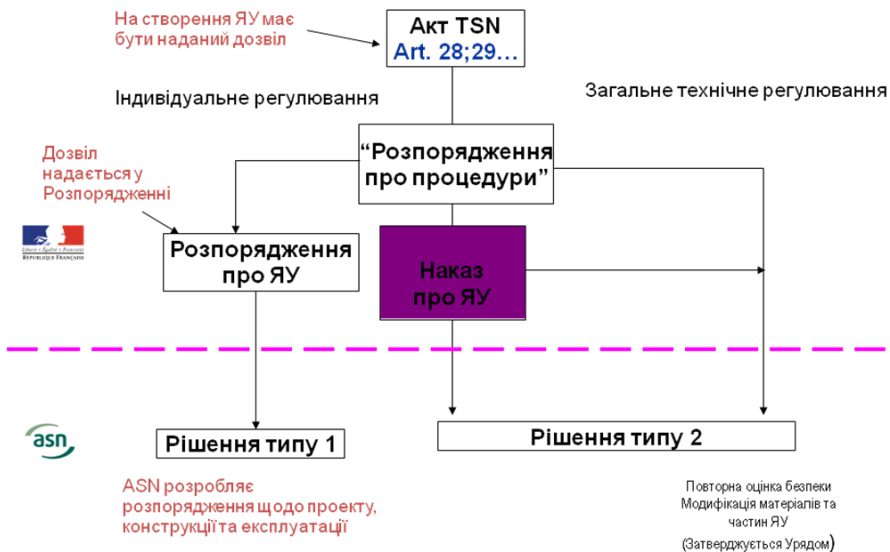


Рис. 17.3. – Принципи регулювання ядерних установок.

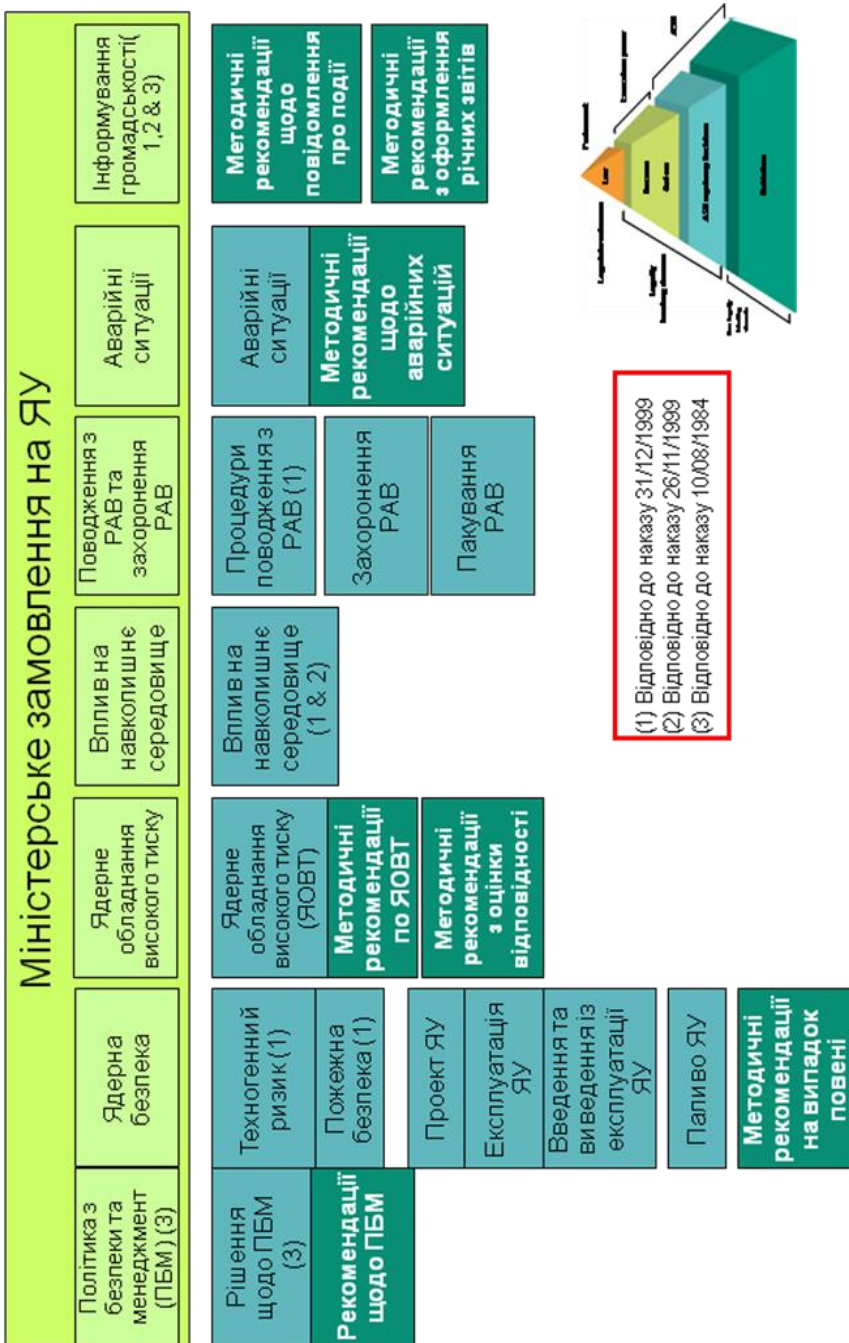


Рис. 17.4. – Загальне технічне регулювання ЯУ станом на сьогодні (Рішення типу 2).

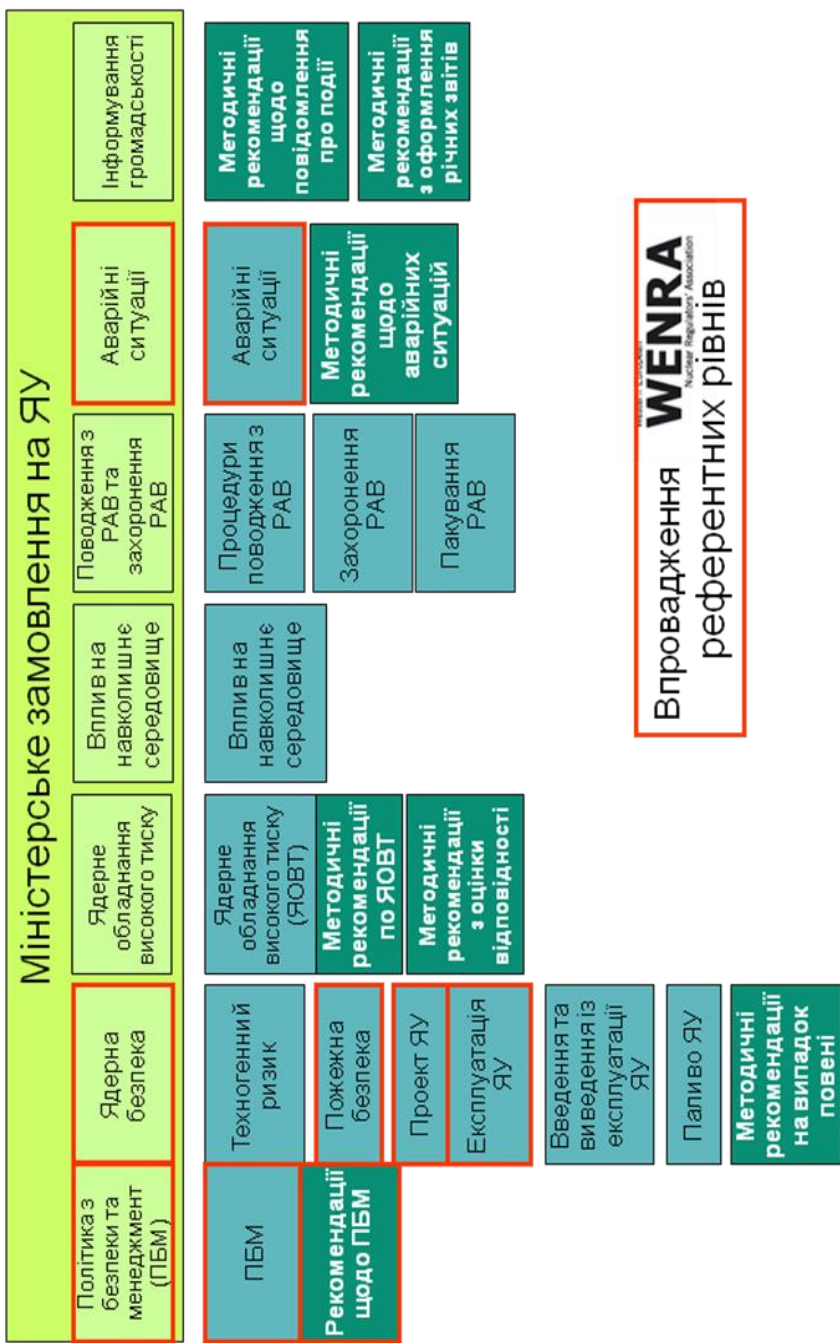


Рис. 17.5. – Запланована до реалізації у 2010 році схема загального технічного регулювання ЯУ (Рішення типу 2).

17.5.3. США

США є найбільший у світі виробник ядерної енергії (більше 30% від загального виробництва електроенергії на АЕС у світі), США мають 104 ядерні енергетичні реактори в 31 штаті, які управляються 30 різними енергетичними компаніями [173, 178-182, 204]. У 2011 році у США було вироблено 4106 ТВт·год(ел) електроенергії. Питоме виробництво електроенергії у США складає 12400-12900 кВт·год. на душу населення. Станом на 2009 рік 45% електроенергії вироблено від спалювання вугілля, 24% – від спалювання газу і 7% – від гідроенергетики [173]. При виробництві електроенергії на АЕС у США було досягнуто значення коефіцієнту використання встановленої потужності на рівні 90,1-91,5%, що дає змогу виробляти 790-805 ТВт·год(ел) щорічно (майже 20% від повного виробництва електроенергії). Повна встановлена потужність з виробництва електроенергії у США складає 1025 ГВт(ел), із них ~10% – ядерні енергетичні реактори. Особливістю США є велика кількість приватних компаній, які приймають участь в управлінні експлуатацією АЕС. Починаючи з 1991 року кількість цих компаній зменшується з 101 до 87 у 1999 році за рахунок об'єднання. При цьому станом на 1999 рік 12 найбільших компаній володіли 54% від повної встановленої потужності АЕС США. На сьогодні кількість цих компаній зменшилася до 30, з яких 10 найбільших компаній управляють 70% від повної встановленої потужності АЕС США [173]. США є одним із провідних розробників реакторних технологій у світі і проводить активну інтенсивну інноваційну політику. При цьому значну долю в деяких енергогенеруючих компаніях та в компаніях розробників реакторних технологій мають іноземні компанії [173]. Основні функції щодо державного управління ядерним енергетичним комплексом у США покладені на Департамент Енергетики (DOE) [173, 178-180]. DOE підпорядковується Президенту США, який призначає Головного Секретаря DOE терміном на 5 років. Головне призначення DOE – об'єднати в межах однієї організації управління всіма енергетичними програмами та всіма питаннями енергетичної політики США. DOE складається з багатьох Офісів, загальна чисельність персоналу DOE ~20000 осіб. При загальному бюджеті DOE у 2010 році 26,394 мільярдів доларів США на фінансування офісів, які мають відношення до ядерної енергетики та відповідних Програм передбачено ~0,8 мільярда доларів США. При цьому в бюджеті DOE передбачені 2,1 мільярда доларів США на заходи із забезпечення фізичної ядерної безпеки, які призначені для фінансування діяльності Національної Адміністрації з Фізичної Ядерної Безпеки (NNSA), яка є підрозділом DOE, але при цьому слід зазначити, що головне призначення цієї Адміністрації – обслуговування військово-промислового комплексу США. Окрім функцій управління ядерним енергетичним комплексом, які покладені в основному на Офіс Ядерної Енергетики, DOE має деякі функції регулювання через розробку директив та правил відповідними офісами: Офіс Здоров'я, Безпеки та Фізичної Безпеки; Офіс Невійськових Радіоактивних Відходів; Офіс Управління Екологією. Основні функ-

ції щодо регулювання здійснює Комісія з ядерного регулювання (NRC) [173, 178, 179] та Національна Рада з Радіаційного Захисту та Вимірювань (NCRP) [182]. NRC теж підпорядкована Президенту США, тобто п'ять Уповноважених NRC, які здійснюють управління NRC за поданням Президента затверджуються Сенатом на п'ять років, Президентом США із цих п'яти один призначається як Головуючий. NRC направляє запит щодо бюджету Президенту, а той, ставлячи підпис, направляє цей бюджет на затвердження до Конгресу. Кількість працівників у NRC ~4000 осіб. Бюджет NRC у 2010 році складає 1,071 мільярдів доларів США, із них 0,887 мільярдів доларів США надходить за рахунок оплати від операторів за надання ліцензій, 0,128 мільярдів доларів США – із Загального фонду держави, 0,056 мільярдів доларів США – із фонду поводження з радіоактивними відходами (~3% від загального надходження до фонду поводження з радіоактивними відходами). NCRP підпорядкована Конгресу і є розробником базових концепцій щодо радіаційного захисту та вимірювань. Інформація щодо бюджету NCRP відсутня у відкритих джерелах інформації. Працівники NCRP складаються з постійного персоналу, представників урядових та неурядових організацій, представників наукових організацій загальною кількістю ~500 осіб. Повний склад NCRP формується в залежності від поточних програм, які виконуються.

Але, незважаючи на такий масштаб ядерної енергетики (104 блоки) та такі величезні фінансові витрати у США на ядерну енергетику, починаючи з 1996 року (тобто вже 14 років), не введено в дію жодного нового ядерного енергетичного реактора, при цьому США активно просуває проекти своїх ядерних реакторів у країні Азії. Для покращення ситуації та повернення прихильності населення та уряду США до ядерної енергетики Офіс Ядерної Енергетики DOE виконує програму Nuclear Power 2010, фінансування якої у 2009 року склало 177,5 мільйонів доларів США, а у 2010 році – 20 мільйонів доларів США. Якщо порівнювати із Францією, то останній новий ядерний реактор у Франції був введений у дію в 2000 році, при цьому Франція проводить активну політику із будівництва нових блоків АЕС, в тому числі у США (див. вище).

17.5.4. Об'єднане Королівство

Річне виробництво електроенергії в Об'єднаному Королівстві станом на 2011 рік [173, 183-190, 204] склало 360 ТВт-год(ел) брутто при встановленій потужності 83 ГВт(ел). Імпорт електроенергії склав близько 8 ТВт-год(ел) з Франції. Річне кінцеве споживання електроенергії у Об'єднаному Королівстві складає 343 ТВт-год(ел), або близько 5660 ТВт-год(ел) на душу населення. У 2006 році АЕС у Об'єднаному Королівстві виробили 19% електроенергії (69 ТВт-год(ел) із приблизно 380 ТВт-год(ел) в мережі), порівнянної з 36% – від газу і 38% – від вугілля. У 2007 році внесок від АЕС знизився до 15% (57,5 ТВт-год(ел)) і в 2008 році знизився ще далі до 13,5% (52,5 ТВт-год(ел)). В Об'єднаному Королівстві експлуатуються 19 ядерних реакторів із встановле-

ною потужністю 11 ГВт(ел). Крім того, близько 3% з попиту на електроенергію покривається за рахунок імпорту енергії виробленої на АЕС Франції, тому можна констатувати, що внесок ядерної енергетики в національне виробництво електроенергії складає в середньому близько 22%. Розвиток ядерної енергетики у Об'єднаному Королівстві визначається необхідністю зменшення викидів парникових газів та необхідністю підтримувати необхідний рівень енергетичної безпеки [173].

Особливістю управління і регулювання в ядерному енергетичному комплексі Об'єднаного Королівства є перехід (повністю або частково) великих державних компаній, які здійснюють управління в ядерному енергетичному комплексі, із державної власності до приватної з значною долею іноземного капіталу [173, 184-186]. У 1989 році, коли електричні мережі були приватизовані і урядом була розпочата політика дерегуляції ринку енергії, при цьому було заявлено, що всі ядерні реактори залишаться в державному секторі економіки. У 1995 році було заявлено, що в умовах нерегульованого ринку держава не буде підтримувати будівництво нових блоків АЕС. При цьому у 1995 році була створена державна компанія Британська Енергія (BE) [173, 184], під управління якої були передані всі ядерні енергетичні реактори, окрім реакторів типу Magnox (використовуються для напрацювання плутонію для ядерної зброї). У 1996 році компанію BE було приватизовано. При цьому держава в особі державної компанії BNFL та Magnox Electric [183] залишила за собою всі реактори типу Magnox та підприємства ядерного паливного циклу. Доля держави у власності BE поступово зменшувалася з 64% у 2003-2005 роках до 39% у 2007 році [173].

Цим процесам сприяла тарифна політика, за рахунок чого ядерна галузь була приведена у дуже складне становище, навіть експерти стверджують, що при цьому відбувались дивні з точки зору економіки події [184]. Так, починаючи з 2001 року, за поясненнями викладеними у [173], в умовах дерегуляції ринку електроенергії за рахунок надмірної кількості теплоелектростанцій (ТЕС), які працюють на газі, було знижено відповідний тариф на постачання електроенергії від цих ТЕС, за рахунок чого ядерна енергетика стала неконкурентоздатна, на це наклалися процеси із старінням та аварійним станом обладнання на АЕС, які належали BE [184]. Але, що теж є дивним процесом, одразу після продажу у 2006 році найбільшої із неприватизованих державних компаній в сфері управління ядерним енергетичним комплексом British Nuclear Group [185, 186] (нині – Sellafield [185]) уряд Об'єднаного Королівства розпочинає активну політику в сфері підвищення зборів за викиди двоокису вуглецю, чим виводить ядерний енергетичний комплекс із кризового становища [173, 184]. Чи можна таку послідовність подій назвати випадковим збігом обставин? Чи не повторюється зараз така сама схема з варіаціями на Україні?

На сьогодні компанія BE *є частиною французької державної компанії EDF* [173].

Основні функції щодо державного управління ядерним енергетичним комплексом у Об'єднаному Королівстві покладені на державну компанію BNFL [173, 183] та неурядову державну структуру Управління зняття з експлуатації ядерних об'єктів (NDA) [187], в той час як основні функції щодо регулювання здійснює Директорат з ядерної промисловості Управління Здоров'я та Безпеки (ND HSE) [190]. Чисельність персоналу у ND HSE складає ~250 осіб, при цьому для виконання окремих експертиз залучаються за контрактом експерти від зовнішніх організацій. ND HSE отримує частину від бюджету (£36,2 мільйони англійських фунтів стерлінгів станом на 2010 рік) Управління Здоров'я та Безпеки (HSE).

17.5.5. Російська Федерація

В Російській Федерації на сьогодні експлуатується 33 ядерні реактори із загальною встановленою потужністю 23,643 ГВт(ел), на яких виробляється 17,6% електроенергії Росії [173, 204], при цьому Російська Федерація є одним з основних розробників реакторних технологій у світі. У Росії на сьогодні ведеться активне будівництво нових блоків АЕС – 10 нових блоків. Споживання електроенергії на душу населення у Російській Федерації станом на 2009 рік за даними Міжнародного енергетичного агентства складає 6133 кВт·год. на душу населення.

Енергетика Російської Федерації, у тому числі і ядерна, на даному етапі перебуває у процесі реформування [173, 191-201], метою якого є досягнення кращих показників безпеки та перехід до ринкових відносин. Але, попри потенційно наявні можливості передачі управління (частково чи повністю) об'єктів ядерної енергетики до приватного сектору економіки, цей процес ще не розпочато з багатьох причин, головною з яких є незавершене реформування законодавства [198, 201]. В результаті активного обговорення Ростехнагляд, який є Національним Регулятором, із підпорядкування Міністерству природних ресурсів та екології Російської Федерації був переданий до прямого підпорядкування Уряду Російської Федерації, що відповідає світовим тенденціям та розглядається як засіб зменшення кількості аварійних ситуацій на промислових об'єктах. При цьому наголошується на необхідності прийняття однозначних стратегічних рішень при реформуванні в зв'язку з можливістю тривалим паралічем системи в перехідний період [197].

Основні функції щодо державного управління ядерним енергетичним комплексом у Російській Федерації покладено на Державну корпорацію «Росатом», зокрема на ВАТ «Концерн Росенергоатом» [191, 192], в той час як основні функції щодо регулювання здійснює Федеральна служба з екологічного, технологічного та атомного нагляду (Ростехнагляд) [193, 194].

17.5.6. Китай

В Китаї на сьогодні експлуатується 16 ядерних реакторів із загальною встановленою потужністю 11,816 ГВт(ел), на яких виробляється 1,85% елек-

троенергії Китаю [173, 204]. Стимулом для розвитку ядерної енергетики в Китаї є зменшення викидів парникових газів та важливість ядерної енергетики для розвитку прибережної зони Китаю, яка знаходиться далеко від родовищ вугілля, який є одним з головних джерел енергії у цій країні. Китай на сьогодні є лідером у будівництві нових енергоблоків АЕС. Станом на березень 2012 року у Китаї на стадії будівництва знаходиться 26 нових енергоблоків АЕС загальною встановленою потужністю 26620 МВт(ел.). Споживання електроенергії на душу населення у Китаї станом на 2009 рік за даними Міжнародного енергетичного агентства складає 2631 кВт-год. на душу населення.

Розглянути досвід Китаю має сенс завдяки швидкому розвитку ядерної енергетики Китаю [173, 202, 204]. Слід відмітити при цьому, що Китай розпочав власну ядерну програму у 1991 році і ввів до експлуатації перший ядерний енергетичний реактор у 1994 році, коли у всьому світі внаслідок аварій на АЕС у Три-Майл-Айленд та Чорнобильській АЕС спостерігався занепад та відмова від ядерної енергетики. Швидкий розвиток ядерної енергетики Китаю став можливий *тільки завдяки залученню кредитів* в першу чергу від держав постачальників реакторних технологій, від комерційних банків, від національних банків та від міжнародних фінансових установ [173, 202].

Іншою особливістю Китаю є присутність на ринку постачання реакторних технологій Китаю майже всіх найбільших розробників реакторних технологій у світі [173], при цьому на основі співробітництва з провідними розробниками реакторних технологій Китай створює власні проекти реакторних установок.

Основні функції щодо державного управління ядерним енергетичним комплексом у Китаї покладено на Уряд (відповідні Міністерства та Комісії) та на Управління з атомної енергетики Китаю (CAEA) [173, 202]. CAEA підпорядковане Кабінету Міністрів Китаю та знаходиться під контролем Комісії з науки, технології та промисловості Національної оборони. Функції щодо регулювання здійснює Національна адміністрація з ядерної безпеки (NNSA) [173, 202]. NNSA підпорядкована напряму Кабінету Міністрів Китаю.

Питання для самоконтролю.

1. Розкажіть світову практику у сферах державного управління ядерно-енергетичним комплексом і регулювання ядерної та радіаційної безпеки.
2. Розкажіть про організацію державного управління ядерно-енергетичним комплексом і регулювання ядерної та радіаційної безпеки в окремих державах світу.

Додатки

Додаток 1. Ядерне паливо ВВЭР-1000. Етапи розвитку.

Годы	до 1997	1998–2010	с 1998	с 2003	с 2006	с 2006	с 2010
Тип ТВС	ТВС, ТВС-М	УТВС	ТВСА	ТВС-2	ТВСА-АЛЬФА	ТВС-2М	ТВСА-PLUS
Тип поглотителя	–	U-Gd	U-Gd	U-Gd	U-Gd	U-Gd	U-Gd
Обогащение подпитки, % U^{235}	4.31	3.77	до 4.4	4.26	4.83	4.88	4.88
Количество ТВС подпитки, шт.	54	48	42	54	36	60 – 66	60 – 66
Наружный диаметр, мм	7.57 / 2.3	7.57 / 1.5	7.57 / 1.4	7.57 / 1.4	7.8 / 0.0	7.6 / 1.2	7.6 / 1.2
Выгорание топлива, МВт×сут/кгU	49	49	55	55	65	65	65
Топливный цикл	3×1	3×1	4×(310–320)	3 ×(350–370)	5 ×(310–320)	3 ×(480–510)	3 ×(480–510)
Расход урана, кг/МВт×сут.	0.240	0.205	0.199	0.210	0.187	0.230	0.230

Додаток 2. Стандартні розподіли імовірності

Гамма-розподіл:

$$f(\lambda) = \frac{\beta^\alpha}{\Gamma(\alpha)} \cdot \lambda^{\alpha-1} \cdot \exp(-\lambda \cdot \beta), \quad \text{середнє значення } \bar{\lambda} = \frac{\alpha}{\beta}. \quad (\text{Д2.1})$$

Квантилі $Q_{\gamma 0,05}$ та $Q_{\gamma 0,95}$ гамма-розподілу розраховуються на основі квантилей для χ^2 -розподілу за наступною формулою [129]:

$$Q_{\gamma 0,05}(\alpha, \beta) = \frac{\chi^2_{0,05}(2 \cdot \alpha)}{2 \cdot \beta}, \quad Q_{\gamma 0,95}(\alpha, \beta) = \frac{\chi^2_{0,95}(2 \cdot \alpha)}{2 \cdot \beta}, \quad (\text{Д2.2})$$

де $\chi^2_{0,05}(v)$ $\chi^2_{0,95}(v)$ є квантилями χ^2 -розподілу з v ступенями свободи, числові значення цих функцій знаходять із довідників [122, 123] чи розраховують у математичних редакторах типу Mathcad чи MATLAB.

Гамма-розподіл використовується у сучасних оцінках для побудови розподілів імовірності відмов устаткування [124].

Бета-розподіл:

$$f(p) = \frac{\Gamma(\alpha + \beta)}{\Gamma(\alpha) \cdot \Gamma(\beta)} \cdot p^{\alpha-1} \cdot (1-p)^{\beta-1}, \quad \text{середнє значення } \bar{p} = \frac{\alpha}{\alpha + \beta}. \quad (\text{Д2.3})$$

Квантилі $p_{0,05} = Q_{\text{бета } 0,05}$ та $p_{0,95} = Q_{\text{бета } 0,95}$ бета-розподілу розраховуються на основі квантилей для χ^2 -розподілу за наступною формулою [122]:

$$t = \frac{1}{2 \cdot \beta + \alpha - 1}, \quad Q_{\text{бета } 0,05}(\alpha, \beta) = \frac{2 \cdot \chi^2_{0,05}(2 \cdot \alpha)}{\frac{2}{t} + \chi^2_{0,05}(2 \cdot \alpha)},$$
$$Q_{\text{бета } 0,95}(\alpha, \beta) = \frac{2 \cdot \chi^2_{0,95}(2 \cdot \alpha)}{\frac{2}{t} + \chi^2_{0,95}(2 \cdot \alpha)}, \quad (\text{Д2.4})$$

де $\chi_{0,05}^2(v)$ $\chi_{0,95}^2(v)$ є квантилями χ^2 -розподілу з V ступенями свободи, числові значення цих функцій знаходять із довідників [122, 123] чи розраховують у математичних редакторах типу Mathcad чи MATLAB.

Квантилі $p_{0,05}=Q_{\text{бета } 0,05}$ та $p_{0,95}=Q_{\text{бета } 0,95}$ бета-розподілу можливо також розрахувати на основі квантилей $F_{0,05}(v_1, v_2)$ та $F_{0,95}(v_1, v_2)$ для F-розподілу з ступенями свободи v_1 й v_2 [122, 123] за наступною формулою:

$$Q_{\text{бета } 0,05}(\alpha, \beta) = \frac{\alpha \cdot F_{0,05}(2 \cdot \alpha, 2 \cdot \beta)}{\beta + \alpha \cdot F_{0,05}(2 \cdot \alpha, 2 \cdot \beta)},$$

$$Q_{\text{бета } 0,95}(\alpha, \beta) = \frac{\alpha \cdot F_{0,95}(2 \cdot \alpha, 2 \cdot \beta)}{\beta + \alpha \cdot F_{0,95}(2 \cdot \alpha, 2 \cdot \beta)}. \quad (Д2.5)$$

Бета-розподіл використовується у сучасних оцінках для побудови розподілів імовірності відмов устаткування на вимогу [124].

Логарифмічно-нормальний розподіл:

$$f(\lambda) = \frac{1}{\sqrt{2 \cdot \pi \cdot \sigma \cdot \lambda}} \cdot \exp \left(- \frac{\left(\ln \left(\frac{\lambda}{\mu} \right) \right)^2}{\sigma^2} \right), \quad \text{середнє значення}$$

$$\bar{\lambda} = \mu \cdot \exp \left(- \frac{\sigma^2}{2} \right). \quad (Д2.6)$$

Квантилі $\lambda_{0,05}=Q_{\log 0,05}$ та $\lambda_{0,95}=Q_{\log 0,95}$ розраховуються за наступною формулою [129]:

$$Q_{\log 0,05}(\mu, \sigma) = \mu \cdot \exp(-\sigma \cdot Z_{0,95} - \sigma^2),$$

$$Q_{\log 0,95}(\mu, \sigma) = \mu \cdot \exp(\sigma \cdot Z_{0,95} - \sigma^2), \quad (Д2.7)$$

де $Z_{0,95}$ – 95% квантиль стандартного нормального розподілу ($Z_{0,95}=1,644854$).

Маючи параметри $Q_{\log 0,05}$ та $Q_{\log 0,95}$ та $\bar{\lambda}$ чи \bar{p} як то, наприклад, дається у даних МАГАТЕ [125, 126] можливо розрахувати параметри для побудови відповідного логарифмічно-нормального розподілу (формула (Д2.6)) за наступною формулою (див. також формули (1.7) та (1.8)):

$$EF = \sqrt{\frac{Q_{\log 0,95}}{Q_{\log 0,05}}}, \quad \sigma = \frac{\ln(EF)}{Z_{0,95}}, \quad \mu = \bar{\lambda} \cdot \exp\left(\frac{\sigma^2}{2}\right). \quad (Д2.8)$$

Логарифмічно-нормальний розподіл використовується як для побудови розподілів імовірності відмов устаткування (λ) так і для побудови розподілів імовірності відмов устаткування на вимогу (p) [125, 126, 129-131]. Найбільш ефективним використанням логарифмічно-нормального розподілу є ситуація, коли у дослідника завжди є доступ до всієї сукупності даних з точкових оцінок, що дає змогу кожного разу при отриманні нових даних просто перепідганяти параметри розподілу з врахуванням цих нових даних і використанням всієї сукупності точкових оцінок. Але використання логарифмічно-нормального розподілу є менш зручним при недоступності всієї сукупності даних з точкових оцінок при потребі вдосконалення поточного розподілу ймовірностей на основі нової додаткової інформації шляхом проведення Бейєсівських оцінок. Крім того, при використанні логарифмічно-нормального розподілу іноді виникають складнощі з оцінкою лівої частини і відповідно нижньої границі розподілу [125, 126]. Тому у сучасних оцінках надійності обладнання використовують гамма-розподіл для імовірності відмов устаткування та бета-розподіл для імовірності відмов устаткування на вимогу [124].

Додаток 3. Теорема Бейсса

Теорема Бейсса.

Розглянемо випадок, коли у нас є множина подій А та множина подій В. Теорема Бейсса базується на наступній рівності [127, 128]:

$$P(A \cap B) = P(B|A) \cdot P(A) = P(A|B) \cdot P(B), \quad (Д3.1)$$

де $P(A \cap B)$ – імовірність одночасної реалізації події А та події В;

$P(A)$ – імовірність реалізації події А;

$P(B)$ – імовірність реалізації події В;

$P(B|A)$ – імовірність реалізації події В при умові, що подія А вже реалізувалася;

$P(A|B)$ – імовірність реалізації події А при умові, що подія В вже реалізувалася.

Із формули (Д3.1) отримуємо

$$P(B|A) = \frac{P(A|B) \cdot P(B)}{P(A)}. \quad (Д3.2)$$

Далі розглядаємо багатоваріантну подію В. Для цього припускаємо, що подія В є набір попарно несумісних подій (B_1, B_2, \dots) , що утворюють повну групу. Тобто $B_1 \cup B_2 \cup \dots = B$. Прикладом такої події є множина λ_i значень величини параметра інтенсивності відмов λ чи множина p_i значень величини параметра інтенсивності відмов на вимогу p . Вимога щодо повноти групи означає, що до цієї групи мають входити всі можливі варіанти подій B_i . Тобто до множини значень λ_i параметра інтенсивності відмов мають входити всі можливі значення величини параметра λ . Аналогічно до множини значень p_i параметра інтенсивності відмов на вимогу мають входити всі можливі значення величини параметра p . Ця множина може бути дискретною чи у вигляді діапазону.

Для наведеного випадку багатоваріантної події В можемо записати формулу аналогічну формулі (Д3.2):

$$P(B_i|A) = \frac{P(A|B_i) \cdot P(B_i)}{P(A)}. \quad (Д3.3)$$

Згадавши властивості умовних ймовірностей [127, 128] та використавши повноту групи подій B_i , маємо формулу для $P(A)$:

$$P(A) = \sum_i P(A|B_i) \cdot P(B_i) . \quad (Д3.4)$$

Таким чином для визначення умовної імовірності $P(B_i|A)$ нам необхідно знати тільки дві функції – $P(B_i)$ та $P(A|B_i)$.

Подію A назвемо досвідом експлуатації. Тобто, це можуть бути дані (n, T) для імовірності відмов – кількість n відмов устаткування за час експлуатації T (дивись пункт 1.8.1). Для випадку імовірності відмов на вимогу (дивись пункт 1.8.1) подія A ототожнюється з даними (d, D) – кількістю відмов на вимогу d й повною кількістю D вимог.

Таким чином функція $P(B_i|A)$ є апостеріорною (на основі досвіду) оцінкою імовірності реалізації події B_i . Відповідно, функція $P(B_i)$ є апіорною (початковою) оцінкою імовірності реалізації події B_i .

Функція $P(A|B_i)$ характеризує імовірність реалізації події A , якщо подія B буде реалізована у варіанті B_i . Тобто ця функція характеризує імовірність реалізації саме такого досвіду експлуатації $((n, T)$ чи (d, D)), якщо подія B буде реалізована у варіанті B_i (λ_i чи p_i). Функцію $P(A|B_i)$ ще називають функцією правдоподібності, від коректності визначення цієї функції залежить коректність апостеріорної оцінки. Із неправдоподібної функції правдоподібності отримає неправдоподібний результат – неправдоподібну апостеріорну оцінку.

Теорема Бейсса .

Для дискретного заданої множини подій B :

$$P(B_i|A) = \frac{P(A|B_i) \cdot P(B_i)}{\sum_i P(A|B_i) \cdot P(B_i)} , \quad (Д3.5)$$

для неперервно заданої множини подій B ($B \equiv \theta \in [\theta_{\min}; \theta_{\max}]$):

$$P(\theta|A) = \frac{P(A|\theta) \cdot P(\theta)}{\int_{\theta_{\min}}^{\theta_{\max}} P(A|\theta) \cdot P(\theta) d\theta} . \quad (Д3.6)$$

Головним при використанні формул (Д3.5) та (Д3.6) є коректність вибору функції правдоподібності ($P(A|B_i)$ чи $P(A|\theta)$).

Зазвичай при дослідженні імовірності відмови устаткування λ як апіорний розподіл використовують гамма-розподіл (формули (Д2.1) та (Д2.2)) чи логарифмічно-нормальний розподіл (формули (Д2.6)-(Д2.8)). Але, як зазначалося у Додатку 2, використання логарифмічно-нормального розподілу має певні недоліки, тому у сучасних дослідженнях використовують гамма-розподіл [124]. Як у випадку використання в якості апіорного розподілу гамма-розподілу так і у випадку використання логарифмічно-нормального розподілу для дослідженні імовірності відмови устаткування λ використовують функцію правдоподібності наступного виду [129-131]:

$$f_p(n, T|\lambda) = \frac{(\lambda \cdot T)^n}{n!} \cdot \exp(-\lambda \cdot T) . \quad (Д3.7)$$

Позначення у формулі (Д3.7) як у формулі (1.1). Формула (Д3.7) побудована на основі розподілу Пуассона.

При дослідженні імовірності відмови устаткування λ у разі застосування апіорної функції розподілу у вигляді гамма-розподілу (формули (Д2.1) та (Д2.2)) з функцією правдоподібності у вигляді (Д3.7) отримуємо апостеріорну оцінку знову у вигляді гамма-розподілу, що є зручно з математичної точки зору. Якщо апіорний гамма-розподіл був з параметрами (α, β) , тоді у вказаному варіанті отримуємо апостеріорну оцінку у вигляді гамма-розподілу з параметрами $(\alpha+n, \beta+T)$. Відповідна функція та квантилі для нового розподілу з параметрами $(\alpha+n, \beta+T)$ розраховуються з використанням формул (Д2.1) та (Д2.2).

При дослідженні імовірності p відмови устаткування на вимогу як апіорний розподіл використовують бета-розподіл (формули (Д2.3)-(Д2.5)) чи логарифмічно-нормальний розподіл (формули (Д2.6)-(Д2.8)). Але також, як зазначалося вище у Додатку 2, використання логарифмічно-нормального розподілу має певні недоліки, тому у сучасних дослідженнях використовують бета-розподіл [124]. Як у випадку використання в якості апіорного розподілу бета-розподілу так і у випадку використання логарифмічно-нормального розподілу для дослідженні імовірності відмови устаткування на вимогу p використовують функцію правдоподібності наступного виду [129-131]:

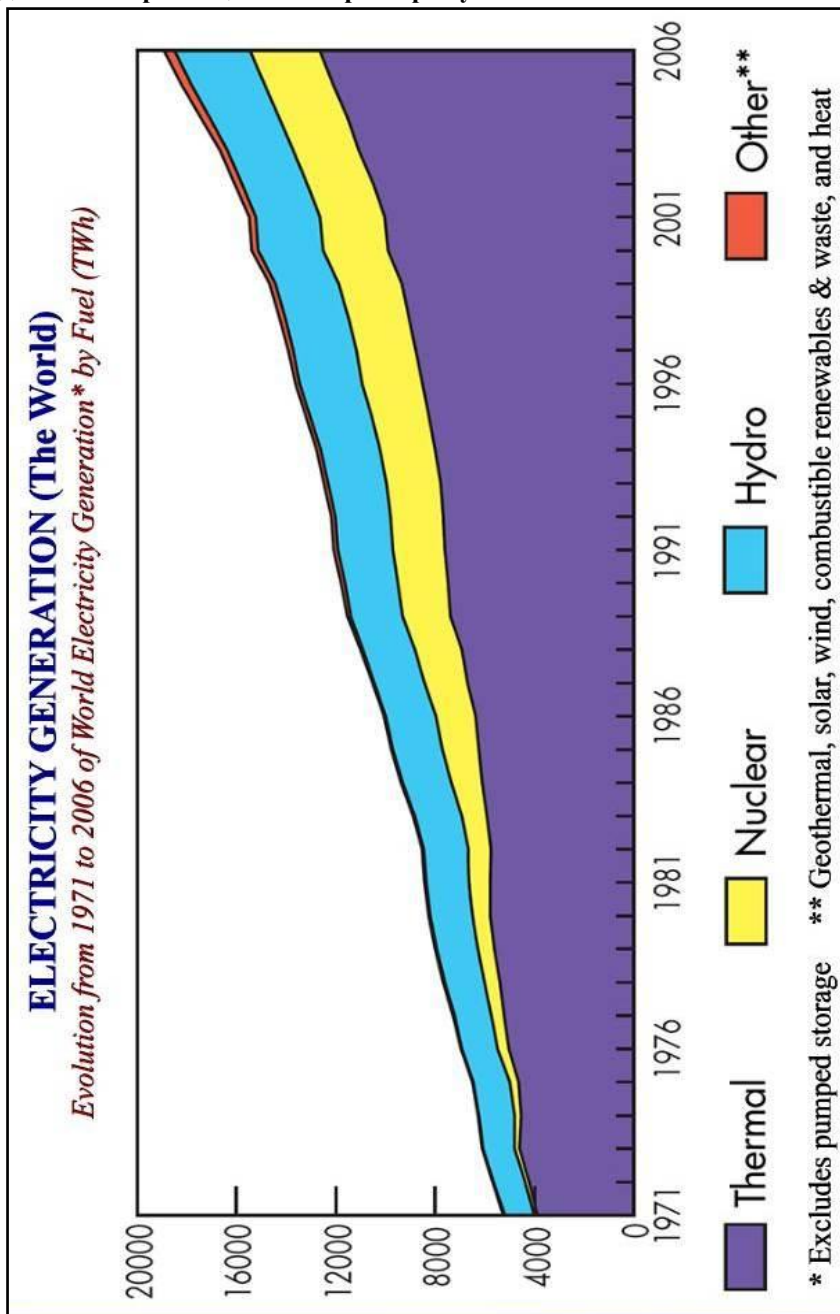
$$f_p(d, D|p) = \frac{D!}{d!(D-d)!} \cdot p^d \cdot (1-p)^{D-d} . \quad (Д3.8)$$

Позначення у формулі (Д3.8) як у формулі (1.2). Формула (Д3.8) побудована на основі біноміального розподілу.

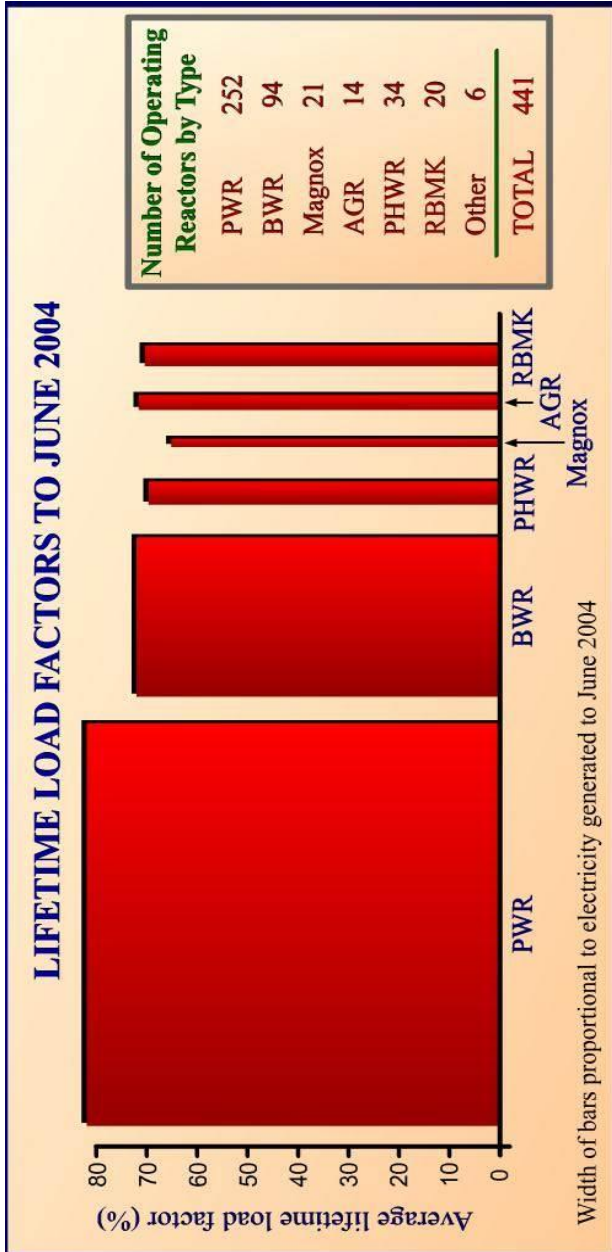
У разі застосування апіорної функції розподілу у вигляді бета-розподілу (формули (Д2.3)-(Д2.5)) з функцією правдоподібності у вигляді (Д3.8) при дослідженні імовірності відмови устаткування на вимогу p отримуємо апостеріорну оцінку знову у вигляді бета-розподілу, що є зручно з математичної точки зору. Якщо апіорний бета-розподіл був з параметрами (α, β) , тоді у

вказаному варіанті отримуємо апостеріорну оцінку у вигляді бета-розподілу з параметрами $(\alpha+d, \beta+D-d)$. Відповідна функція та квантилі для нового бета-розподілу з параметрами $(\alpha+d, \beta+D-d)$ розраховуються з використанням формул (Д2.3)-(Д2.5).

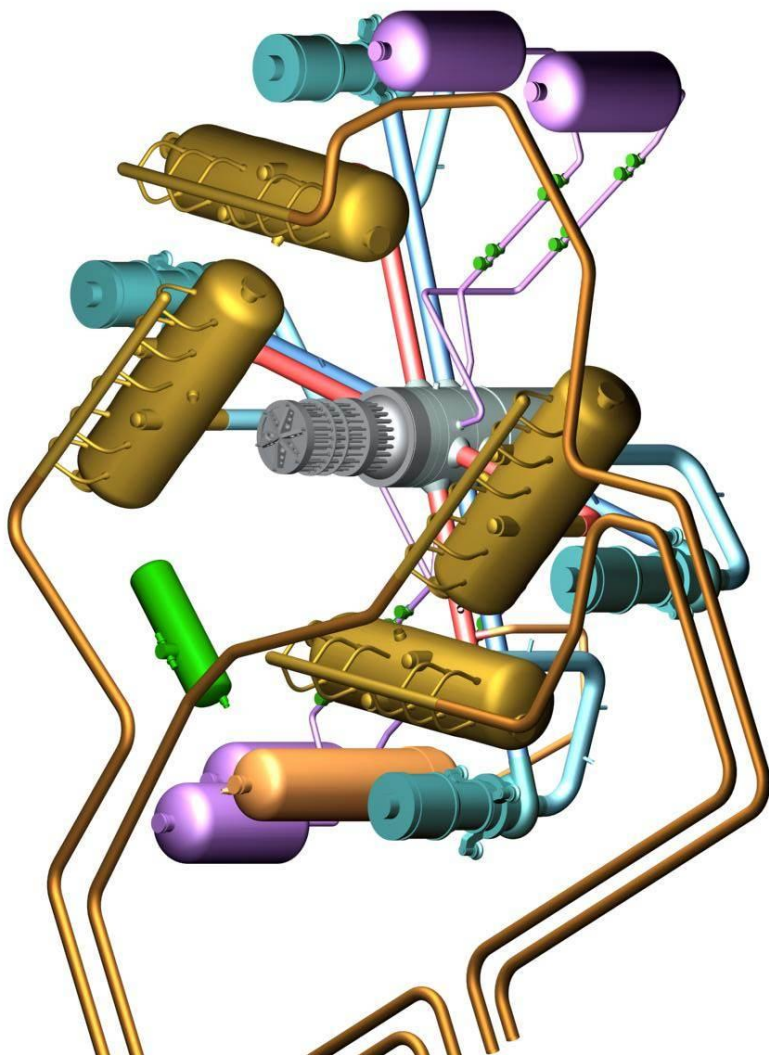
Додаток 4. Виробництво електроенергії у світі



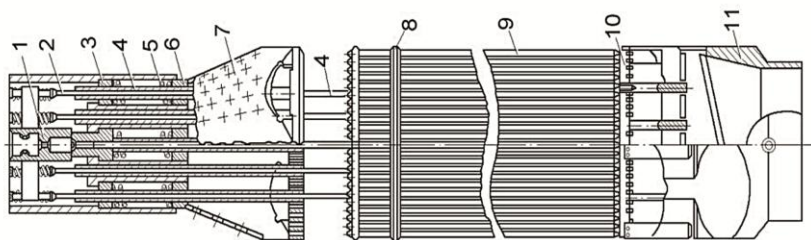
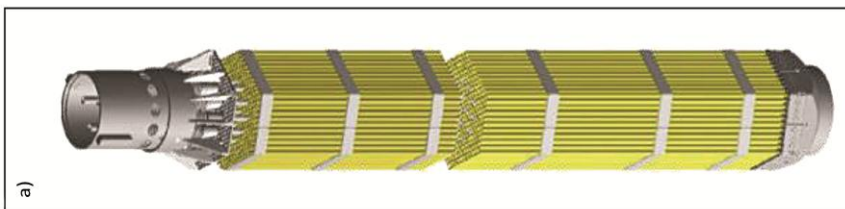
Додаток 5. Коефіцієнт навантаження й кількість діючих реакторів



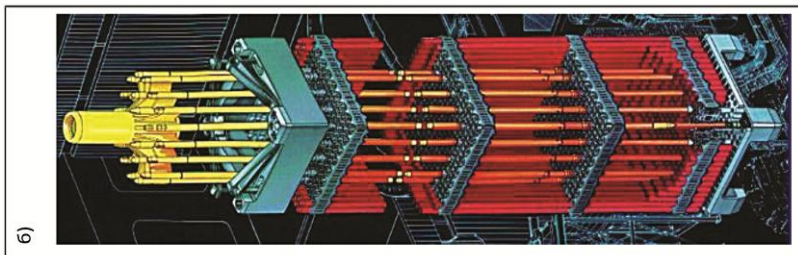
Додаток 6. Масштабне просторове зображення компоновки РУ В-320



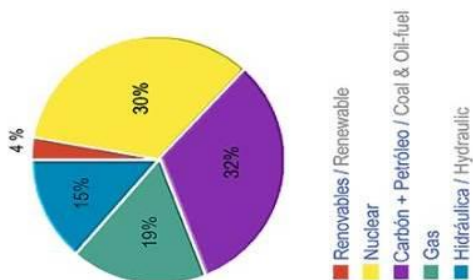
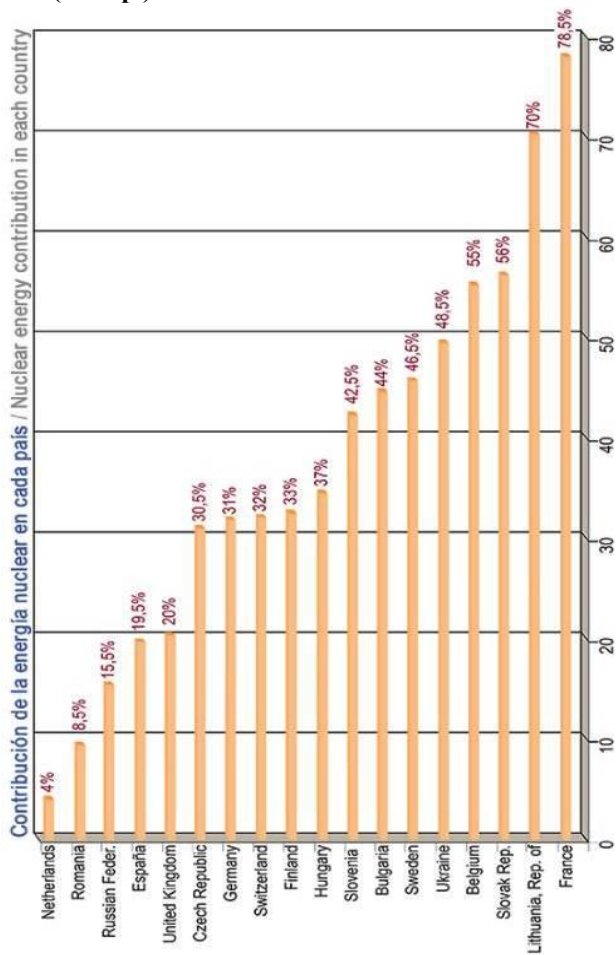
Додаток 7. Типи ТВЗ для сучасних реакторів: а) виробництва ТВЕЛ, б) виробництва Westinghouse



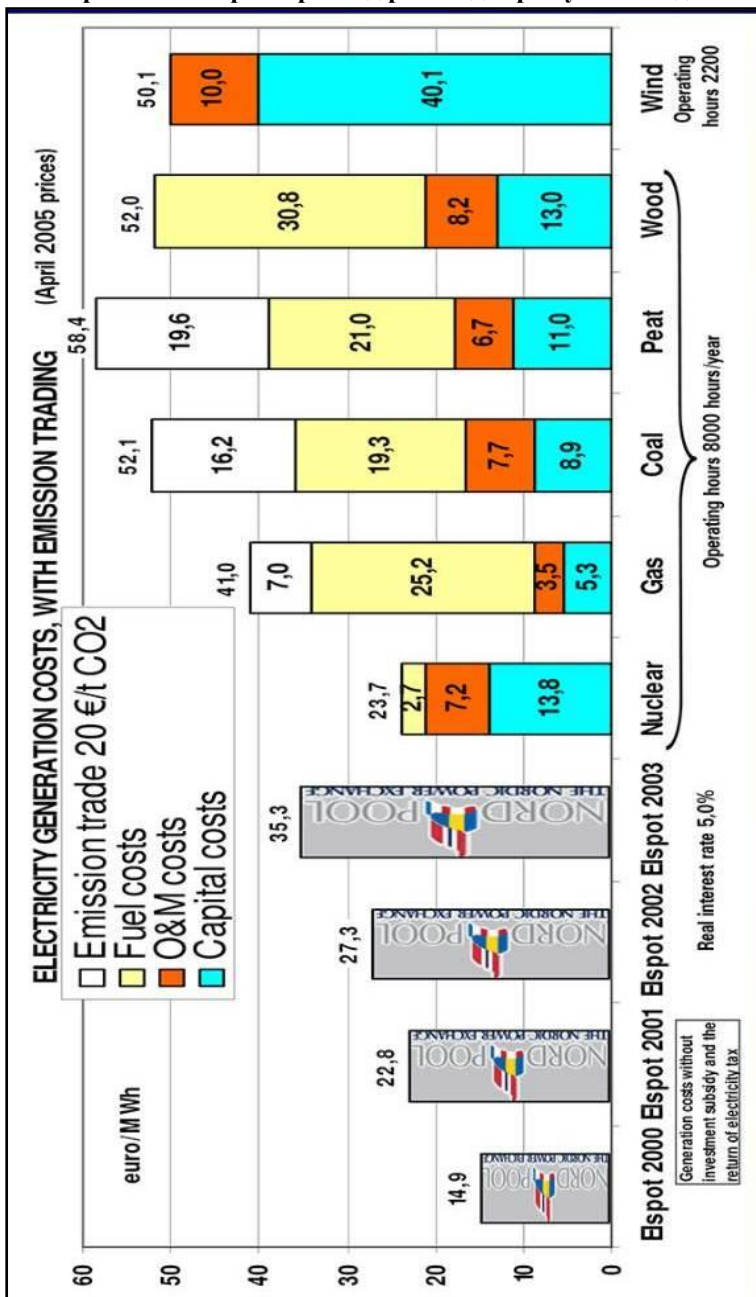
- ТВЗ реактора ВВЕР-1000
- 1 – траверса регулюючих стрижнів,
 - 2 – ПЕЛ,
 - 3 – рухома частина голівки,
 - 4 – направляюча трубка ПЕЛів,
 - 5 – пружина,
 - 6 – нерухома частина голівки,
 - 7 – отвори для проходу теплоносія,
 - 8 – дистанціуюча решітка,
 - 9 – ТВЕЛ,
 - 10 – опорна нижня решітка,
 - 11 – хвостовик.



Додаток 8. Внесок ядерної енергетики у виробництво електроенергії у країнах Європи (2008 р.)



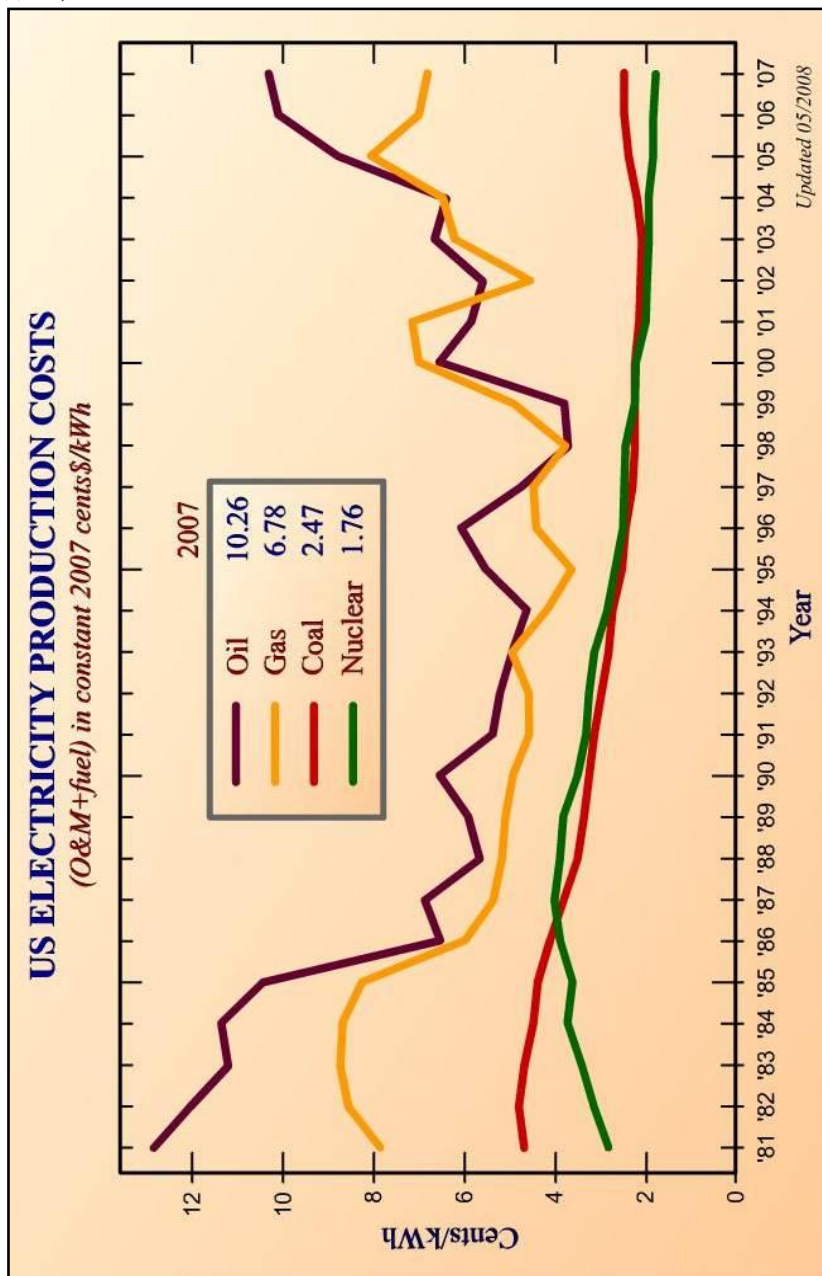
Додаток 9. Вартість електроенергії від різних джерел у Фінляндії



Додаток 10. Базові параметри основних типів реакторних установок

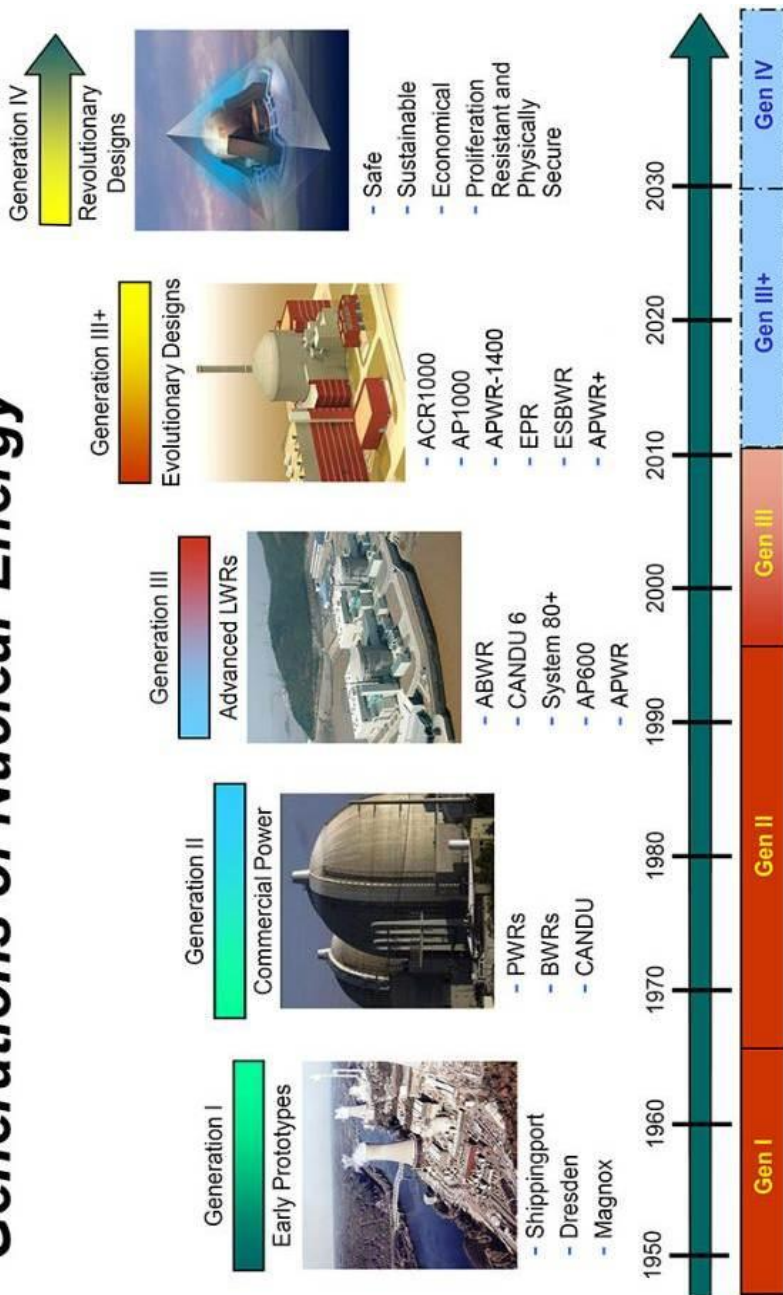
	Энергонапряженность						Теплоноситель			Global	Особенности	
	Тип реактора	Тип топлива	Выгорание МВт-час/т	Оболочка ТВС	Земледелец	Вт/г (comb.)	Вт/см ³	Тип	Давл. кг/см ²			Т на выходе
ГАЗО-ГРАФИТОВЫЕ --- G.C.R. (GAS-COOLED REACTOR)	Natural Uranium Graphite-Gas or Magnox (UK)	Природный металл U	5,000 - 6,000	Mg + 0.5% Zr	Графит	3 а 5.5	0.4 а 1.8	CO ₂	10 - 42	375 - 415	0.29 - 0.31	Непрерывные перегрузки
	A.G.R. (Advanced Gas-Cooled Reactor)	Обогащенный UO ₂ (2 - 3 %)	18,000 - 21,000	Нерж. сталь	Графит	10	2 - 4.5	CO ₂	43	635 - 648	0.40 - 0.41	Корпус р-ра из напряж. бетона
	H.T.R. or H.T.G.R. (High Temp. Gas-Cooled Reactor)	Оксид или U Карбид (7- 20 %)	80,000 - 100,000	дисперсное керам. топливо	Графит	70 - 80	6 - 8.5	He	49	740 - 750	0.39 - 0.40	Прямой цикл с газовой турбиной
	P.W.R. (Pressurized Water Reactor)	Обогащенный UO ₂ (3.5 - 4.95 %)	33,000 - 65,000	Циркалой	H ₂ O	35	95 - 105	H ₂ O	150 - 160	320 - 325	0.33	Компания 18 месяцев
ЛЕГКОВОДНЫЕ --- L.W.R. (LIGHT WATER REACTOR)	B.W.R. (Boiling Water Reactor)	Обогащенный UO ₂ (3 или 4.6 %)	30,000 - 63,000	Циркалой	H ₂ O	20	50 - 60	H ₂ O	70 - 72	288 - 294	0.33	Компания 18 месяцев
	CANDU (Canadian Deuterium Uranium)	UO ₂ природный U	7,500 - 11,500	Циркалой	D ₂ O	20	11 - 16	D ₂ O	100 - 110	293 - 310	0.29	Непрерывные перегрузки
ТЯЖЕЛОВОДНЫЕ --- H.W.R. (HEAVY WATER REACTOR)	GCHWR (Gas refrigeration)	Обогащенный UO ₂ до 1.5%	15,000	Zr-Cu или нерж. сталь	D ₂ O	20	15	CO ₂	60	550	0.35	Непрерывные перегрузки
	S.G.H.W.R. (Steam Generating HWR)	Обогащенный UO ₂ 2.5 - 3% или Pu	21,000	Циркалой	D ₂ O	20	11 - 15	H ₂ O	62	282	0.33	

Додаток 11. Вартість електроенергії в США (експлуатаційна та паливна складова)



Додаток 12. Покоління ядерних реакторів.

Generations of Nuclear Energy



Додаток 13. Проект Європейського реактора підвищеної потужності покоління 3+ (EPR)



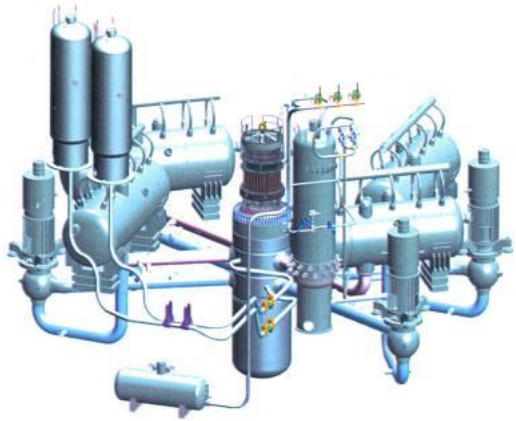
Додаток 14. Модернізований реактор ВВЕР-1000М для енергоблоків Х3/Х4

Модернизированный проект реакторной установки ВВЭР-1000 для АЭС большой мощности

Перспективный энергоисточник для работы в крупных энергосистемах

Проект базируется на многолетнем опыте разработки и эксплуатации реакторной установки ВВЭР-1000; в настоящее время РУ ВВЭР-1000 эксплуатируется на 28 энергоблоках АЭС России и зарубежных стран

Проектный срок службы основного оборудования РУ – 60 лет



В проекте реализуется:

- ✓ Эволюционное развитие и совершенствование оборудования и систем действующих РУ с ВВЭР-1000 с обеспечением референтности
- ✓ Изготовление оборудования осуществляется на промышленной основе по отработанной технологии
- ✓ Максимальное использование результатов выполненных научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в обоснование проекта РУ с ВВЭР
- ✓ Свойства внутренней самозащитности, оптимальное сочетание пассивных и активных систем безопасности
- ✓ Характеристики безопасности на уровне мировых требований к АЭС 3+ поколения
- ✓ Основные требования EUR

Основные направления модернизации:

- ✓ Реактор с увеличенным диаметром корпуса, что позволяет уменьшить флюенс нейтронов и обеспечить срок службы 60 лет
- ✓ Применение усовершенствованного топлива, позволяющего достичь высоких выгораний, при необходимости работать в маневренных режимах
- ✓ Реализация современной программы образцов-свидетелей с установкой их на корпусе реактора
- ✓ Применение модернизированного привода СУЗ ШЭМ-3М
- ✓ Горизонтальные парогенераторы ПГВ-1000 МКП с увеличенным запасом воды по 2 контуру, а также с коридорным расположением теплообменных труб, позволяющем улучшить циркуляцию воды 2-го контура в трубном пучке, предотвратить образование отложений на теплообменных трубах и повреждение теплообменных труб
- ✓ Внедрение новых систем безопасности – как активных так и пассивных (в зависимости от требований заказчика)

- ✓ ГЦНА с водяной смазкой главного радиально-осевого подшипника
- ✓ Двухскоростной электродвигатель ГЦНА с возможностью ступенчатого пуска
- ✓ Применение концепции «Течь перед разрушением» для основных трубопроводов РУ
- ✓ Применение устройства локализации расплава топлива. Двойная защитная оболочка, внутренняя для предотвращения выхода радиоактивных веществ, наружная для защиты от предусмотренных в проекте внешних воздействий
- ✓ АСУ ТП на основе современных технических средств, применяемых на российских энергоблоках последнего поколения
- ✓ Применение современного комплекса технических средств контроля состояния основного оборудования, разработанного и примененного в проектах ВВЭР-1000 последнего поколения
- ✓ Максимальное расчетное землетрясение до 8 баллов по шкале MSK-64

Основные технические характеристики

Параметр	Значение
Мощность тепловая, МВт	3010
Электрическая мощность блока АЭС, МВт	1050
Давление теплоносителя на выходе из реактора, МПа	15,7
Температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	321
Количество циркуляционных петель (ГЦНА), шт	4
Давление пара на выходе из парового коллектора парогенератора, МПа	6,27
Паропроизводительность, т/ч	5880
Температура питательной воды (в номинальном режиме), °С	220
Глубина выгорания топлива, МВт сут/кг U	50-60
Флюенс нейтронов на стенку корпуса за 60 лет не более, нейтр/см ² (E > 1 Мэв)	4×10¹⁹
Срок службы, лет	60
Коэффициент использования установленной мощности	>0,9

Додаток 15. Еволюція систем безпеки РУ з реактором ВВЕР.

Наименование СБ	Проекты РУ – степень резервирования функций безопасности						
	В-187	В-302	В-338	В-320	В-392Б (В-392М)	В-412/466	В-428
САОЗ высокого давления	3×100%	3×100%	3×100%	3×100%	3×100% (4×100%)	4×100%	4×100%
САОЗ низкого давления	3×100%	3×100%	3×100%	3×100%	3×100% (4×100%)	4×100%	4×100%
Система аварийного ввода бора	+	+	+	+	-	+	+
Система аварийного газоудаления	+	+	+	+	+	+	+
Импульсно-предохранительные устройства компенсатора давления	3 пар	3 пар	3 пар	3 пар	3 пар/вода	3 пар/вода	3 пар/вода
Система быстрого ввода бора	-	-	-	-	4×25 %	4×25 %	4×25 %
Гидроемкости первой ступени	4×33 %	4×33 %	4×33 %	4×33 %	4×33 %	4×33 %	4×33 %
Гидроемкости второй ступени	-	-	-	-	4×25 %	4×25 %	4×25 %
Аварийный запас борного раствора высокой концентрации в САОЗ (40 г/кг)	1×150 м ³	1×150 м ³	1×150 м ³	3×15 м ³	-	-	-
Аварийный запас борного раствора низкой концентрации в САОЗ	3×585 м ³	3×585 м ³	3×750 м ³	1×630 м ³	1×500 м ³	1×500 м ³	2×1200 м ³
Система аварийной питательной воды	3×100%	3×100%	3×100%	3×100%	-	-	4×100%
Объем воды в баках аварийной питательной воды	3×500м ³	3×500м ³	3×500м ³	3×500м ³	-	-	4×700м ³
Система аварийного расхолаживания парогенераторов	-	-	-	-	4×100%	4×100%	-
Система пассивного отвода тепла	-	-	-	-	4×33 %	4×33 %	-

Импульсно-предохранительные устройства ПП	2×4, пар	2×4, пар	2×4, пар	2×4, пар	2×4, пар/вода	2×4, пар/вода	2×4, пар/вода
Быстродействующие запорные клапаны на паропроводе	+	+	+	+	+	+	+
Обратные клапаны на паропроводах	+	+	+	+	-	-	-
Электроприводные задвижки на паропроводах	+	+	+	+	+	+	+
Быстродействующая редуцирующая установка для сброса пара в атмосферу	1 на п/п пар	1 на п/п пар	1 на п/п пар	1 на п/п пар	4 на ГПК пар/вода	4 на ГПК пар/вода	1 на п/п пар
Спринклерная система	3×100%	3×100%	3×100%	3×100%	совмещена с САОЗНД	4× 100 %, совмещена с САОЗНД	4× 100 %, совмещена с САОЗНД
Герметичная оболочка	одинарная	одинарная	одинарная	одинарная	392Б - одинарная 392М-двойная	двойная	двойная
Пассивная система удаления водорода	-	-	-	-	392Б/- 392М/+	+	+
Система удержания и охлаждения расплава активной зоны	-	-	-	-	392Б/- 392М/+	+	+
Пассивная система удаления водорода	-	-	-	-	392Б/- 392М/+	+	+

Додаток 16. Перелік публікацій МАГАТЕ з питань культури безпеки.

№ п. п.	Код вида документа	Наименование	Год выпуска	Язык
1	Safety Standard Series № NS-G-1.2	Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants Safety Guide	2001	<u>Английский</u>
		Оценка безопасности и независимая проверка для атомных электростанций	2004	<u>Русский</u>
2	Safety Standards Series № SF-1	Fundamental Safety Principles	2006	<u>Английский</u>
		Основополагающие принципы безопасности	2007	Русский
3	Safety Standard Series № NS-G-2.4	The Operating Organization for Nuclear Power Plants	2001	Английский
		Эксплуатирующая организация для атомных электростанций	2004	Русский
4	Safety Standard Series № NS-G-2.8	Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants	2002	Английский
		Набор, квалификация и подготовка персонала для атомных электростанций	2005	Русский
5	Safety Series №110	The Safety of Nuclear Installations	1993	Английский
		Безопасность ядерных установок	1993	Русский
6	Safety Standard Series № GS-G-3.1	Application of the Management System for Facilities and Activities	2006	Английский
		Применение системы менеджмента для установок и деятельности	2009	Русский
7	Safety Standards Series № GS-R-3	The Management System for Facilities and Activities	2006	Английский
		Система управления для установок и деятельности	2008	Русский
8	Safety Standard Series № GS-G-3.5	The Management System for Nuclear Installations (Система управления для ядерных установок)	2009	Английский
9	Safety Reports Series № 1	Examples of Safety Culture Practices (Примеры из деятельности по Культуре Безопасности)	1997	Английский

№ п. п.	Код вида документа	Наименование	Год выпуска	Язык
10	Safety Reports Series № 11	Developing Safety Culture in Nuclear Activities. Practical Suggestions to Assist Progress	1998	Английский
		Развитие Культуры безопасности в ядерной деятельности. Практические заметки для достижения прогресса	2001	Русский
11	Safety Reports Series №42	Safety Culture in the Maintenance of Nuclear Power Plants (Культура безопасности при выполнении ТОиР на атомных электростанциях)	2005	Английский
12	Services Series №10	PROSPER guidelines. Guidelines for peer review and for plant self-assessment of operational experience feedback process (Руководство для миссий PROSPER. Руководство для экспертной проверки и самооценки процесса обратной связи по опыту эксплуатации на АЭС)	2003	Английский
13	Services Series №16	SCART Guidelines. Reference report for IAEA Safety Culture Assessment Review Team (SCART) (Руководство для миссий SCART. Справочный отчет для Команды МАГАТЭ по проверке оценки культуры безопасности (SCART))	2008	Английский
14	Nuclear Energy Series № NG-T-1.2	Establishing a Code of Ethics for Nuclear Operating Organizations (Разработка кодекса этики для эксплуатирующих организаций)	2007	Английский
15	Nuclear Security Series №7	Nuclear Security Culture (Культура физической защиты ядерных установок)	2008	Английский
16	75-INSAG Series №1	Summary Report on the Post-accident Review Meeting on the Chernobyl Accident	1986	Английский
		Итоговый доклад совещания по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле	1988	Русский
17	75-INSAG Series №3	Basic safety principles for nuclear power plants	1988	Английский
		Основные принципы безопасности для атомных электростанций	1988	Русский
18	75-INSAG Series №4	Safety Culture	1991	Английский
		Культура безопасности	1991	Русский
19	INSAG Series №12	Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1	1999	Английский

№ п. п.	Код вида документа	Наименование	Год выпуска	Язык
		(Основные принципы безопасности для атомных электростанций. Пересмотр 75–INSAG–3)		
20	INSAG Series №13	Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants (Управление эксплуатационной безопасностью на атомных электростанциях)	1999	Английский
21	INSAG Series №15	Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture (Ключевые практические вопросы при усилении культуры безопасности)	2002	Английский
22	TECDOC Series №743	ASCOT Guidelines. Guidelines for Organizational Self-Assessment of Safety Culture and for Reviews by the Assessment of Safety Culture in Organizations Team Руководство ASCOT. Руководство по самостоятельной оценке культуры безопасности и проведению миссии группы ASCOT	1994 1994	Английский Русский
23	TECDOC Series №860	ASCOT Guidelines. Revised 1996 Edition. Guidelines for Organizational Self-Assessment of Safety Culture and for Reviews by the Assessment of Safety Culture in Organizations Team (Руководство ASCOT. Исправленное издание 1996 года. Руководство по самостоятельной оценке культуры безопасности и проведению миссии группы ASCOT)	1996	Английский
24	TECDOC Series №1141	Operational Safety Performance Indicators for Nuclear Power Plants (Показатели эксплуатационной безопасности для атомных электростанций)	2000	Английский
25	TECDOC Series №1321	Self-Assessment of Safety Culture in Nuclear Installations. Highlights and Good Practices (Самооценка культуры безопасности на ядерных установках. Акценты и лучшие практики)	2002	Английский
26	TECDOC Series №1329	Safety Culture in Nuclear Installations. Guidance for Use in the Enhancement of Safety Culture (Культура безопасности на ядерных установках. Руководство к действию при усовеществании культуры безопасности)	2002	Английский
27	TECDOC Series №1399	The Nuclear Power Industry's Ageing Workforce: Transfer of Knowledge to the Next Generation (Старение персонала атомной промышленности: передача знаний следующим)	2004	Английский

№ п. п.	Код вида документа	Наименование	Год выпуска	Язык
		поколениям)		
28	TECDOC Series №1479	Human Performance Improvement in Organizations: Potential Application for the Nuclear Industry (Улучшение работы персонала в организациях: потенциал применения в атомной отрасли)	2005	Английский

Предметний покажчик

А

Аварійна ситуація, 81
Аварія, 80
Алгоритм розрахунку ризику від АЕС, 90
Атомна електрична станція, 20
алгоритм розрахунку ризику від АЕС, 90
безпека АС, 69
біологічний захист, 120
глибокоешелонований захист, 119
головний циркуляційний насос, 41
класифікація АЕС, 28
класифікація АЕС залежно від числа контурів, 29
концепція підвищення безпеки діючих енергоблоків, 126
парогенератор типу ПГВ-1000, 38
початкові відомості про АЕС, 27
реактор енергетичний ВВЕР-1000, 37
реакторна установка з водним теплоносієм, 31
ризик аварії на АЕС, 89
робота основного технологічного устаткування АЕС, 31
розвиток реакторів типу ВВЕР, 32
спрощена схема АЕС, 28

турбіна та генератор, 44
фізичні бар'єри на шляху поширення радіоактивності, 120

Б

Безпека, 84
оцінка безпеки на основі ризику, 70
Безпека АЕС України в порівнянні з АЕС світу, 51
Безпека АС, 68
Безпосередня причина, 81
Бейсівські оцінки, 59
теорема Бейсса, 499, 500
функція правдоподібності, 500, 501
Бета-розподіл, 496

В

Виконавець діяльності по забезпеченню безпеки, 77
Випадкова величина, 85
Випадковий процес, 85
Виробництво електроенергії в Україні, 26

Г

Гамма-розподіл, 496
Глибокоешелонований захист, 119

Д

Дерево відмов, 91
Дерево подій, 90
Державна інспекція ядерного регулювання України, 24, 27
Державне управління ризиками, 113
Діаграма Фармера, 71, 88

Діючі блоки АЕС України, 23
Довірчий інтервал, точкові оцінки, 58
імовірності відмови на вимогу, 58
інтенсивності відмов, 58
Дозвільна діяльність, 115
Дозові навантаження на населення від АЕС та ТЕС, 53
ДП НАЕК "Енергоатом", 20, 24, 25
заява про політику в області безпеки, 125
структура ДП НАЕК "Енергоатом", 25
частка ДП НАЕК "Енергоатом" в електроенергетиці України, 21

Е

Експерт, 69
Експлуатаційний персонал АС, 81
Експлуатуюча організація, 19
Елементи культури, 64
Елементи культури безпеки, 77
Енергетичні установки, поріняльні характеристики, 46

З

Загальна схема контролю безпеки, 131
Задачі культури безпеки, 77

І

Імовірнісний аналіз безпеки, 83, 90
дерево відмов, 91
дерево подій, 90
живий ІАБ (Living PSA), 94

імовірнісний аналіз безпеки 1 рівня (ІАБ-1), 90
імовірнісний аналіз безпеки 2 рівня (ІАБ-2), 92
імовірнісний аналіз безпеки 3 рівня (ІАБ-3), 92
код SAPHIRE, 90
основна задача ІАБ, 89
Імовірнісні критерії безпеки, 73
Імовірність, 84
Імовірність відмови на вимогу, 57
Інтенсивність відмов, 57

К

Кваліфікація, 64
Кваліфікація персоналу, 81
Класифікація ризиків, 95
Колективна доза, 123
Компетентність, 68
Компетенція, 65
Концепції глибокоешелюнованого захисту, 119
Концепції управління ризиками, 109
Концепція підвищення безпеки діючих енергоблоків АЕС, 126
Корінна причина, 81
Культура, 63
виховання культури, 65
елементи культури, 64
елементи культури безпеки, 77
задачі культури безпеки, 77
історія культури, 66
корпоративна культура, 67
культура безпеки, 74, 76, 77
культура виробництва, 67
культура забезпечення безпеки, 67
культура організації, 67

культура охорони праці, 67
національна культура
(ментальність), 66
професійна культура, 64
становлення культури, 65
Культура безпеки, 74, 76, 77
виконавець діяльності по
забезпеченню безпеки, 77
елементи культури безпеки, 77
задачі культури безпеки, 77
рівні реалізації, 77

Л

Ліцензія, 114
Ліцензування, 113
Логарифмічно-нормальний
розподіл, 497

М

Матриця «імовірність відмов-
тяжкість наслідків» для
ранжирування відмов, 104
Ментальність, 66
Мета управління ризиком, 110

Н

Надійність, 85
Невизначеність випадкової
величини, 85
Невизначеність статистичних
даних, 85
Нормальний логарифмічний
фактор помилки, 59
для імовірності відмов, 59
для інтенсивності відмов, 59
Нормальний розподіл, 85

О

Оцінені ймовірності тяжких
аварій на АЕС, 52
Оцінка безпеки на основі ризику,
70

П

Планування управління ризиками,
110
Показники надійності обладнання,
57
Бейєсівські оцінки, 59
імовірність відмови на вимогу,
57
інтенсивність відмов, 57
точкові оцінки, 57
Помилка персоналу, 81
Порушення нормальної
експлуатації АС, 81
Порядок отримання дозволу, 115
Потенційно небезпечний об'єкт,
85
Принцип ALARA, 94
Принципи забезпечення безпеки,
109
Принципи проектування ядерної
установки, 119
Професійна культура, 64
Професійний відбір, 65
Процес управління ризиками, 111

Р

Регулювання дозвільної
діяльності, 117
Ризик, 70, 82, 83, 84
алгоритм розрахунку ризику від
АЕС, 90
алгоритм управління ризиком,
109

аналіз видів і наслідків відмов (АВНВ), 99
аналіз видів критичності і наслідків відмов (АВКНВ), 99
визначення ризику на якісному рівні, 99
граничний ризик, 71
державне управління ризиками, 113
діаграма Фармера, 71, 88
залишковий ризик, 73
ідентифікація ризиків, 110
імовірнісний аналіз безпеки, 83
класифікація ризиків, 95
концепції управління ризиками, 109
мета управління ризиком, 110
найбільші ризики в Україні, 89
планування реагування на ризику, 112
планування управління ризиками, 110
прийнятний ризик, 73
принцип ALARA, 94
припустимий ризик, 71, 89
процес управління ризиком, 111
ризик аварії на АЕС, 89
ризик орієнтований підхід, 73, 83
ризики в Україні, 71
управління ризиками, 110
шкала порівняння ризиків смертності, 98
Ризик орієнтований підхід, 73, 83
Рівні глибокоешелонованого захисту, 120
Рівні реалізації, 77

С

Системи (елементи) безпеки, 81
Стандартні розподіли імовірності, 59
 бета-розподіл, 496
 гамма-розподіл, 496
 логарифмічно-нормальний розподіл, 497
 нормальний розподіл, 85
Страхування, 118
Суб'єктивний підхід визначення імовірності, 84
Схема глибокоешелонованого захисту, 122

Т

Теорема Бейєса, 499, 500
Точкові оцінки, 57
 Бейєсівські точкові оцінки, 60
 довірчий інтервал, 58

У

Управління ризиками, 110

Ф

Фізичні бар'єри на шляху поширення радіоактивності, 120
Функція безпеки, 81
Функція правдоподібності, 500, 501

Ч

Частотна імовірність, 84

Ш

Шкала категорій тяжкості
наслідків відмов, 103

Я

Ядерна безпека, 68
Ядерна галузь, 19
 підприємства ядерної галузі
 України, 24
 стратегія розвитку ядерної
 енергетики України, 127
структура ядерної галузі
 України, 23
ядерна енергетика у світі, 47
ядерний паливний цикл, 53

Ядерна енергетика у світі, 47
 безпека АЕС України в
 порівнянні з АЕС світу, 51
 вік ядерних реакторів, 48
 динаміка експлуатації ядерних
 реакторів, 48
 діаграма введення нових
 енергоблоків АЕС, 47
 оцінені ймовірності тяжких
 аварій на АЕС, 52
 розміщення АЕС по країнам
 світу, 50
Ядерний паливний цикл, 53
 схема ядерного паливного
 циклу, 54
Якісні оцінки частоти відмов, 103

Література

1. Культура безопасности. Экология и ресурсы. Спецвыпуск. Киев, 2007.
2. Культура безпеки на ядерних об'єктах України. Науково-методологічний посібник. – Київ, ДП «НВЦ» «Євроатлантикінформ», 2007.
3. Культура безопасности. Учебное пособие. НАЭК, Киев, 2005.
4. Культура безопасности. Серия изданий по безопасности. № 75-INSAG-4. Международная консультативная группа по ядерной безопасности. – Вена: МАГАТЭ, 1991 (русс. изд.).
5. Официальный сайт ГП НАЭК Энергоатом (<http://www.energoatom.kiev.ua/ru/index.html>).
6. Офіційний сайт Державної інспекції ядерного регулювання України (<http://www.snrc.gov.ua/nuclear/uk/index>).
7. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции. – М.: ИздАТ, 1995, 289 с.
8. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы: Учеб. пособие. – К.: НГТУ «КПИ», 1997. – 280 с.
9. Оценка воздействия объектов энергетики на окружающую среду. Ред. Стольберга Ф.В., ХГАГХ, Харьков, 2002 г., 182 с.
10. Официальный сайт Международного агентства по атомной энергии (<http://www.iaea.org/>).
11. Сайт информационной администрации по энергетике EIA (Energy Information Administration) (<http://www.eia.doe.gov/>).
12. Сайт Всемирного ядерного сообщества WNA (World Nuclear Association) (<http://www.world-nuclear.org/>).
13. Бегун В.В., Горбунов О.В., и др. Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Киев. 2000 г., 558 с.
14. В.В. Бегун, І.М. Науменко. Безпека життєдіяльності (забезпечення соціальної, техногенної та природної безпеки), Київ, 2004, 328 стор.
15. Кравченко А.И. Культурология: Учебное пособие для вузов. - 3-е изд.- М.: Академический проект, 2001.
16. Кербер В. Качества, необходимые специалистам в будущем. Перевод Л.А. Пигиной. <http://www.sowi-onlinejournal.de/Ausg.: 1/2000>
17. Культурология: теория и история культуры. - М.:Знание, 1998.
18. Руководство по системам управления охраной труда. МОТ–СУОТ 2001 / ILO-OSH 2001. Женева: Международное бюро труда, 2003.
19. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (О П Б -88). ПНАЭ Г-1-011-89, 1989 г.
20. Серия изданий по безопасности МАГАТЭ, №75 - INSAG - 3. Основные принципы безопасности атомных электростанций. МАГАТЭ, Вена, 1989.

21. Норми радіаційної безпеки України. (НРБУ-97). Державні гігієнічні нормативи. Київ 1997.
22. В.В. Бегун, І.М. Науменко. Ризик – орієнтовані технології ідентифікації потенційних джерел небезпек – основа підготовки фахівців усіх спеціальностей. Науково – методичний збірник МОН “Проблеми освіти”, вип. 45, 2005 р.
23. Застосування ризик-орієнтованих підходів у діяльності по регулюванню безпеки АЕС України. Основні положення. НП306.2.01.1***-05, Київ, ДКЯРУ. 2005.
24. Концепція державного регулювання безпеки та управління ядерною галуззю в Україні: Постанова Верховної Ради України від 25 січня 1994 року № 3871-ХІІ.
25. А.К. Гуц и др. Математические модели социальных систем: Учебное пособие. – Омск, Омск.гос.ун-т, 2000. – 256 с.
26. Левин К. Теория поля в социальных науках. СПб.: Речь, 2000.
27. Девятко И.Ф. Методы социологического исследования. Екатеринбург, 1998.
28. Бехтерев В.М. Избранные работы по социальной психологии. М.: Наука, 1994.
29. Гумилев Л.Н. Этногенез и биосфера Земли. М.: Танаис ДИ-ДИК, 1994.
30. Российская социологическая энциклопедия./ Под ред. Г.В. Осипова. М.: Наука. Физматлит, 1997.
31. Итоговый доклад о совещании по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле. Серия изданий по безопасности. № 75-INSAG-1. Международная консультативная группа по ядерной безопасности. – Вена: МАГАТЭ, 1988 (русс. изд.).
32. Конвенция о ядерной безопасности (подписана в 1994 г., ратифицирована 17 декабря 1997 г.).
33. НП 306.1.02/1.034-2000. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. НАЭК, Киев, 2000.
34. Руководство по самостоятельной оценке культуры безопасности и проведению миссии ASCOT. Серия технических докладов, IAEA – TECDOC – 743/R. Международное агентство по атомной энергии. – Вена: МАГАТЭ, 1994 (русс. изд.).
35. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности «Основные принципы безопасности атомных электрических станций», INSAG-12, МАГАТЭ, Вена, 1999 г.
36. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности «Управление эксплуатационной безопасностью АЭС», INSAG-13, МАГАТЭ, Вена, 1999 г.

37. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности «Основные практические проблемы укрепления Культуры безопасности». INSAG-15, МАГАТЭ, Вена, 2002 г.
38. Доклады по безопасности, № 11 «Развитие Культуры безопасности в ядерной деятельности», МАГАТЭ, Вена, 2000 г.
39. ASCOT Guidelines Revised 1996 Edition Guidelines for organizational self-assessment of safety culture and for reviews by the Assessment of Safety Culture in Organizations Team // IAEA-TECDOC-860. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. – Vienna, 1996.
40. Self-Assessment of Safety Culture in Nuclear Installations: Highlights and Good Practices // IAEA TECDOC-1321, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. – Vienna, 2002.
41. Safety Culture in Nuclear Installations: Guidance for Use in the Enhancement of Safety Culture, IAEA-TECDOC-1329, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. – Vienna, 2002.
42. Н. Штейнберг. Ядерное регулирование в Украине. Вчера, сегодня, завтра. Киев, 5 декабря 2007 г. Доклад на международной конференции по безопасности.
43. НД 306.2.100-2004. Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций. НАЭК, Киев, 2004.
44. Проблемы безопасности атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000/320, МАГАТЭ, Вена, 1997 г.
45. Программа модернизации энергоблоков АЭС Украины с реакторами ВВЭР - 1000/В-320. Госкоматом, Киев, 1985 г.
46. Волков Э.В. Практические методы формирования культуры безопасности в атомной энергетике // III Международная конференция ГП „НАЭК «Энергоатом» «Культура безопасности на АЭС Украины», Киев, 27–28 сентября 2006 г.
47. Абрамова В.Н., Волков Э.В., Колотов А.П. Подходы, критерии и методы анализа состояния культуры безопасности на российских АЭС // II Международная конференция «Культура безопасности на АЭС Украины», Киев, 20-21 октября 2004 г.
48. Э.С. Сааков и др. Подготовка эксплуатационного персонала для АЭС. М. Энергоиздат. 1987.
49. Абрамова В.Н. Психологическое обеспечение кадровой службы атомной энергетике. Докторская диссертация. Обнинск, 1990 г.
50. Циркуляр ИКАО. Человеческий фактор. Сборник материалов № 1. Фундаментальные концепции человеческого фактора. Утверждено Генеральным секретарем и опубликовано с его санкции. Международная организация гражданской авиации. Монреаль – Канада, 1989. – 33 с.
51. Human Reliability And Safety Analysis Data Handbook. David I. Gertman, Harold S. Blakman, New York, 1995
52. NUREG/CR-1278. Методика THERP. Washington, 1982.

53. Human Reliability Assessment Training Course. USA, INEL, 1995.
54. U. S. NRC. Reactor Safety Study (WASH-1400) Main Report. 1975
55. Исупов В. И. Подход к повышению надежности «человеческого фактора» на основе применения методологии глубоко эшелонированной защиты. IV международная научно-практическая конференция «Культура безопасности» ГП НАЭК «Энергоатом», г. Киев, 11-12 ноября 2008 г.
56. Ю.С. Шойгу. Подпроект «Формирование системы инновационного образования в МГУ имени М. В. Ломоносова в области психологии». <http://www.psy.msu.ru/science/innovation/index.html>.
57. Брюс Шнайер. Психология безопасности, часть вторая.
58. ИНЕС: Международная шкала ядерных событий. Руководство для пользователей. Вена, 1993 г.
59. Глушков В.М. Об одном методе прогнозирования. - К.: Ин-т кибернетики, 1970.- 15 с.
60. Вдовиченко И.Н., Косолапов В.Л. Загальні тенденції розвитку експертних технологій для дослідження складних систем. Науково практичний інформаційний журнал « Науково технічна інформація».-2004. -№ 3, с.17-20.
61. Саенко Ю.И. Моделирование показателей развития социальной инфраструктуры. - К.: Наукова думка, 1991. - 165 с.
62. Волошин О.Ф. Теорія прийняття рішень / О.Ф.Волошин, С.О.Машенко. - К.: ВПЦ « Київський університет», 2006. - 303 с.
63. Сироджа И.Б. Квантовые модели и методы искусственного интеллекта для принятия решений и управления. - К.: Наукова думка, 2002. - 420 с.
64. Вдовиченко И.Н. Применение комбинированного метода для мультикритериального выбора альтернатив /Рева Ю.Ф// Сборник научных трудов VI Всеукраинской конференции «Теорія та методика навчання фундаментальних дисциплін у вищій школі».- Кривий Ріг, 2006. – с. 146-148.
65. Крымский С.Б. Экспертные оценки в социологических исследованиях. - К.: Наукова думка, 1990.- 390 с.
66. Вдовиченко И.Н. Проблемы построения системы для многокритериального отбора в экспертную группу// Научный вестник Кременчугского университета «Нові технології». – Кременчуг, 2006. – вип.1 (11). – с. 142- 146.
67. Kazachkov I.V., Chesnokov Ye.V. and Kazachkova O.M. Modelling of Potentially Hazardous Objects with Time Shifts// WSEAS Trans. on Business & Economics. 2004, Issue3, №1, p. 37-43.
68. Allen P.M. Evolution, Population Dynamics and Stability/ Proceedings of the National Academy of Sciences of the USA.- 1976.- March.- Vol.73.- No.3.- P.665-668.

69. Понтрягин Л.С., Болтянский В.Г., Гамкрелидзе Р.В., Митченко Е.Ф. Математическая теория оптимальных процессов.-М.: Наука.-1961.
70. Материалы II Международной конференции ГП „НАЭК «Энергоатом» «Культура безопасности на АЭС Украины», г. Киев, 20-21 октября 2004 г.
71. Материалы III Международная конференция ГП „НАЭК «Энергоатом» «Культура безопасности на АЭС Украины», г. Киев, 27–28 сентября 2006 г.
72. Материалы IV международной научно-практической конференций «Культура безопасности» ГП НАЭК «Энергоатом» (материалы докладов руководителей отрасли о текущем состоянии), г. Киев, 11-12 ноября 2008 г.
73. Обращение участников IV международной научно-практической конференции НАЭК «Энергоатом» «Культура безопасности на АЭС Украины», Киев, 11 ноября 2008 г.
74. СТП 0.41.066-2006. Системы оценки уровня эксплуатационной безопасности и технического состояния АЭС с ВВЭР. ГП НАЭК «Энергоатом». Киев, 2006.
75. Удосконалення державної політики України у сфері запобігання і реагування на надзвичайні ситуації техногенного і природного характеру і акти ядерного тероризму в контексті європейської і євроатлантичної інтеграції. Збірник наукових праць, ПНБ РНБО України, вип. 4, Київ, 2008.
76. Nuclear Security Culture: The Case of Russia, report issued by the Center for International Trade and Security of The University of Georgia, December 2004.
77. И.Н.Бекман. Ядерная индустрия. Курс лекций. <http://profbeckman.narod.ru/Contents.htm>
78. Демиденко Г.П. Справочник. Защита объектов народного хозяйства от оружия массового поражения. М.: Наука, 1987.
79. Окончательный отчет по анализу безопасности. ОАО "Киевский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт "Энергопроект", г. Киев, 2005.
80. Свод положений по обеспечению качества на АЭС. Выпуск № 50-C-QA, серии изданий МАГАТЭ по безопасности.
81. Руководство по обеспечению качества при проектировании атомных электростанций. Выпуск № 50-SG-QA6 серии изданий МАГАТЭ по безопасности.
82. Программы обеспечения качества для атомных электростанций. Выпуск № 50-SG-QA1, серии изданий МАГАТЭ по безопасности.
83. Наставления по осуществлению экологического аудита. ДСТУ ISO 14001 - 97, ДСТУ ISO 14004 - 97, Киев, Госстандарт Украины, 1998.
84. Системы управления окружающей средой. ДСТУ ISO 14010 - 97,

- ДСТУ ISO 14011 - 97, ДСТУ ISO 14012 - 97, Киев, Госстандарт Украины, 1998.
85. Закон України "Про стандартизацію" від 17.05. 2001 N 2408-III.
 86. www.jaeri.go.jp/english/ff/ff45/tech01.html
 87. Фотин В.П. Перспективы атомной энергетики. <http://www.vei.ru/index.html>
 88. Адамов Е.О., Орлов В.В. Обновленная концепция ядерного участия в решении мировых энергетических проблем. Седьмая ежегодная научно-техническая конференция "Новые энергетические технологии и роль ядерной энергетики деления и синтеза", М., 14-18 октября 1996.
 89. Г.А. Иванов и др. Дейтериевые взрывы - энергия близкого будущего. Электротехника 2010, т.2, V симпозиум, ТРАВЭК - ВЭИ, 19 - 22 октября 1999.
 90. Келин Г.Е. О перспективах создания реакторных установок со сверхкритическими параметрами водяного теплоносителя. ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, Москва.
 91. Мировая энергетика. Прогноз развития до 2020 г.-М.: Энергия. 1980
 92. Сайт Интернет <http://www.proatom.ru/modules.php?name=NuclearNews>. 2005. March.
 93. Кириллов П.Л. Водоохлаждаемые реакторы на воде сверхкритических параметров (предложения по программе и путям развития работ). ФГУП "ГНИЦ РФ ФЭИ" имени А.И. Лейпунского, Обнинск
 94. Баранаев Ю.Д., Кириллов П.Л., Поплавский В.М., Шарапов В.Н. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления // Атомная энергия. 2004. Т. 96. Вып. 5. С. 374-380.
 95. Митенков Ф.М. и др. Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор – энергоисточник для промышленного производства водорода // Атомная энергия. 2004. Т. 97. Вып. 6. С. 432-446.
 96. Костин В.И. и др. На пути к водородной энергетике // Атомная стратегия. 2006. №24. С. 20.
 97. Грабежная В.А., Кириллов П.Л. Теплообмен в трубах и пучках стержней при течи воды сверхкритического давления // Атомная энергия. 2004. Т. 96. Вып.5. С.387-393.
 98. Митенков Ф.М. Размышления о пережитом.–М.: ИздАт. 2004. С.126-127.
 99. Орнатский А.П. и др. Парогенераторы сверхкритического давления. – Киев: Выс-шая школа.1980.
 100. Беляков И.И. Котлы сверхкритического давления – будущее развития тепловых электростанций // Теплоэнергетика. №8.1995. С. 9-12.
 101. Generation IV Technology Roadmap / Сайт Интернет <http://gif.inel.gov/roadmap/>
 102. Белоярская АЭС/ В кн.: Атомной энергетике XX лет. – М.: Атомиздат.1974.

103. Развитие ядерной энергетики Японии / Сайт Интернет <http://www.minatom.ru/News/Main/view?id=1885&idChannel=265>
104. The 3rd International Symposium on Supercritical Water Cooled Reactor / Shanghai, China. March 12-15. 2007 / Сайт Интернет <http://nsse.sjtu.edu.cn/SCWR2007>.
105. Драгунов Ю.Г. и др. Водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР СКД) – перспективные реакторы 4-го поколения. ФГУП ОКБ "ГИДРОПРЕСС", Подольск, 2008.
106. Баранаев Ю.Д. и др. Реакторы, охлаждаемые водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя. ФГУП "ГНЦ РФ ФЭИ" имени А.И. Лейпунского. Обнинск, 2008.
107. Викулов В.К., Гмырко В.Е. и др. Водографитовый энергетический реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя ВГЭРС. НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, Москва, 2008.
108. Edgar Schein, Organizational Culture and Leadership, 2d ed. (San Francisco, CA: Jossey-Bass, 1992)
109. Б.В. Сазыкин. А.Г. Краев. Управление рисками: концепция повышения эксплуатационной устойчивости и развития. МИФИ, М.: ПРОАТОМ, 2008.
110. Ковалевич О.М. К вопросу об определении "степени риска". / Вестник Госатомнадзора России, №1, 2004.
111. Кархов А.Н. Методика оценки экономических рисков АЭС в условиях конкурентного энергетического рынка. Доклад на 2-м Международном семинаре "Проблемы снижения риска при использовании атомной энергии". ИБРАЭ РАН, Москва, 7-9 июня 2004 г.
112. Ланглуа Люсиль, Фасер Ян, Джалал Ирей. Экономическая эффективность модификаций АЭС - преимущества от снижения риска. Доклад на 2-м Международном семинаре "Проблемы снижения риска при использовании атомной энергии". ИБРАЭ РАН, Москва, 7-9 июня 2004 г.
113. Паламарчук А.В., Протопопов М.О., Исаева Л.М. Экономические методы управления издержками: опыт Волгодонской АЭС (http://kirdina.ru/consulting/11_01_2004_02/index.shtml).
114. Амелина М.А., Саченко Л.А. "Примерка" Международных стандартов ядерного страхования (<http://www.atombroker.ru/docs/>).
115. Антоненко И.Н., Комонюк О.В. Автоматизация технического обслуживания и ремонта на Смоленской атомной станции. / "Электрические станции", №9, 2006, с.31 - 36.
116. Управление рисками организаций. Интегрированная модель. - Комитет спонсорских организаций Комиссии Тредвея (COSO), сентябрь 2004.
117. Чупров В.А. (Гринпис). АЭС только для богатых. / "Атомная стратегия, №3, 2007, с.30.
118. Сазыкин Б.В. Управление операционным риском в коммерческом банке. М: Вершина, 2008.

119. Альбом специализированного оборудования АЭС с серийными блоками ВВЭР-1000. – М.: Интератомэнерго, 1989, 474 с.
120. Глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности. Терминология, используемая в области ядерной безопасности и радиационной защиты. Издание 2007 года. Международное агентство по атомной энергии, Вена, 2008 г., 303 с.
121. Общие положения безопасности атомных станций (ОПБ -2008). НП 306.2.141-2008. Киев, ГКЯРУ, 2008 г.
122. Большев Л.Н., Смирнов Н.В. Таблицы математической статистики. – М.: Издательство «Наука», 1983. – 416 с.
123. Корн Г., Корн Т. Справочник по математике (для научных работников и инженеров). – М.: Издательство «Наука», 1974. – 832 с.
124. Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants. NUREG/CR-6928 INL/EXT-06-11119. – Washington: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007. – 421 p.
125. Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment. IAEA-TECDOC-478. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 1988. – 298 p.
126. Survey of Ranges of Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment. IAEA-TECDOC-508. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 1989. – 182 p.
127. Ширяев А.Н. Вероятность. - М.: Издательство «Наука», 1980. – 576 с.
128. Идье В., Драйард Д., Джеймс Ф., Рус М., Садуле Б., Статистические методы в экспериментальной физике. – Пер. с англ. Под ред. А.А. Тяпкина. – М.: Атомиздат, 1976. – 335 с.
129. PRA Procedures Guide. A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants. NUREG/CR-2300. – Washington: The U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1983. – Vol.1, Vol.2. – 940 p.
130. Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment. NUREG/CR-6823 SAND2003-3348P. – Washington: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2003. – 294 p.
131. Guidelines for Analysis of Data Related to Ageing of Nuclear Power Plant Components. JRC Scientific and Technical Reports. – Luxemburg: European Communities, 2009. – 202 p.
132. Risk Excellence Notes. U.S. Department of Energy. Argonne, 2000.
133. Серия изданий по безопасности МАГАТЭ, №75 – INSAG – 6. Вероятностный анализ безопасности. МАГАТЭ, Вена, 1994.
134. Радиация. Дозы, эффекты, риск. Москва, Мир, 1990 г.
135. Трофименко А.П., Писанко Ж.І. . Аналіз особливостей наукової підтримки атомної енергетики в країнах з найбільшою потужністю діючих АЕС. ЯРБ, №3, 2002, Київ.
136. Основопологающие принципы безопасности. SF-1. – МАГАТЭ: Вена, 2007. – 34 с.

137. Закон України «Про об'єкти підвищеної небезпеки» 18.01.2001 р, N 2245-III
138. Закон України «Про страхування» (Відомості Верховної Ради України 1996 р., № 18).
139. Енергетична стратегія України на період до 2030 року // Схвалена розпорядженням Кабінету Міністрів України від 15 березня 2006 року № 145-р.
140. Fukushima Accident 2011. — Information Papers World Nuclear Association. 26 March 2011; updated 27 May 2011; updated 4 June 2011; updated 13 June 2011; Press Releases TEPCO, JAIF, NISA.
141. Analysis and evaluation of the operation record and accident record of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station at the time Tohoku-Chihou-Taiheiyou-Oki-Earthquake (summary). — Tokyo Electric Power Company. May 24, 2011.
142. Reactor Core Status of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1. — Tokyo Electric Power Company. May 15, 2011.
143. Containment vessels also damaged. — Yomiuri Shimbun. May 26, 2011; No. 1 reactor pressure vessel likely damaged immediately after quake. — Kyodo News. May 26, 2011.
144. Large scale melt predicted at units 2 and 3. — World Nuclear News. 26 May 2011; Meltdown speed varied by reactor. — Yomiuri Shimbun. May 25, 2011.
145. В.М.Зенов, Уроки ядерной аварии на АЭС Фукусима-1, Севастополь, 2011.
146. Блинова И.В., Соколова И.Д. Обзоры. Авария на АЭС «Фукусима-1» и ее влияние на развитие ядерной энергетики. // Атомная техника за рубежом, №7, 2011.
147. Echavarri L., Reig J., Nakoski J., Lazo T. Overview of Events at Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant. // 23 March 2011 Report of Nuclear Energy Agency, 2011. — 19 p. <http://www.oecd-nea.org/press/2011/fukushima-presentation-23-03-11.pdf>
148. Japan`s Challenges Towards Recovery. // Report of Ministry of Economy, Trade and Industry of Japan, July, 2011. — 41 p. http://www.meti.go.jp/english/earthquake/nuclear/japan-challenges/pdf/japan-challenges_full.pdf
149. Report of the Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety – The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations. — Nuclear Emergency Response Headquarters: Government of Japan, June 2011. — 823 p.
150. Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. INPO 11-005 Special Report Revision 0. — INPO: The Institute of Nuclear Power Operations, November 2011. — 104 p.
151. <http://www.let.rug.nl/TuningProjekt/index.htm>

152. Применение системы управления для установок и деятельности. Руководство по безопасности. Серия норм по безопасности, № GS-G-3.1. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, 2009. – 134 с.
153. Справочник по ядерному праву / Карлтон Стойбер, Алек Бер, Норберт Пельцер, Вольфрам Тонхаузер. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, 2006. – 213 с.
154. Культура безпеки на ядерних об'єктах України: Навч. посібник. / В.В. Бегун, С.В. Бегун, С.В. Широков, І.В. Казачков, В.В. Литвинов, Є.М. Письменний. – К.: НТУУ «КПІ», 2009. – 363 с.
155. Issues to improve the prospects of financing nuclear power plants. IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-4.1. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009. – 43 p.
156. Kovacs P., Gordelier S. Nuclear power and the public // NEA News. – Vol. 27. – № 1. – 2009, p. 4–7. (http://www.nea.fr/html/pub/newsletter/2009/NEA_News_Vol%2027.pdf).
157. Обзор ядерной безопасности за 2008 год GC(53)/INF/2. – Вена: МАГАТЭ, 2009. – 83 с.
158. Хміль Г.А. Буравльов Є. П. і ін. Концептуальний підхід до управління ризиками надзвичайних ситуацій техногенного і природнього хаоактеру. Екологія і ресурси. Збірник наукових праць ІПНБ РНБО. Спеціальний випуск 2007 р., Київ.
159. Independence in regulatory decision making. INSAG-17. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2003. – 25 p.
160. Основные принципы безопасности атомных электростанций. – Серия изданий по безопасности, №75 INSAG-3. – МАГАТЭ, Вена. – с.13-14.
161. Юридическая и государственная инфраструктура ядерной безопасности, радиационной безопасности, безопасности радиоактивных отходов и безопасности перевозки. Требования безопасности. Серия изданий по безопасности, № GS-R-1. – Вена: Международное агентство по атомной энергии, 2003. – 45 с.
162. Организация и укомплектование персоналом регулирующего органа для ядерных установок, Руководство по безопасности. – STI/PUB/1129, МАГАТЭ, Вена, 2004. – с. 9-10.
163. Laaksonen J., Reig J., Keen L., Borchardt B., Drabova D., Schmitt A., Harbitz O., Sato K. Summary, Conclusions and Recommendations. // Building, Measuring and Improving Public Confidence in the Nuclear Regulator. Workshop Proceedings Ottawa, Canada 18-20 May 2004. – OECD. – 2006. – p. 215-221.
164. <http://zakon1.rada.gov.ua/cgi-bin/laws/main.cgi>
165. <http://eur-lex.europa.eu/en/index.htm>
166. <http://eur-lex.europa.eu/JOIndex.do?ihmlang=en>
167. http://europa.eu/legislation_summaries/index_en.htm

168. <http://www.ensreg.eu/>
169. http://ec.europa.eu/energy/nuclear/euratom/euratom_en.htm
170. <http://www.wenra.org/extra/pod/>
171. Guyet L., Ravachol J.-Y., Tirira J. Regulation of Nuclear Activities in France. Historical Development up to 2006 – Доповідь на Семінарі з проблем ядерного регулювання 8 квітня 2010 року, Міністерство України з питань надзвичайних ситуацій та у справах захисту населення від наслідків Чорнобильської катастрофи, м. Київ.
172. Guyet L., Ravachol J.-Y., Tirira J. Regulation of Nuclear Activities in France. Legal Framework. – Доповідь на Семінарі з проблем ядерного регулювання 8 квітня 2010 року, Міністерство України з питань надзвичайних ситуацій та у справах захисту населення від наслідків Чорнобильської катастрофи, м. Київ.
173. <http://www.world-nuclear.org/>
174. <http://www.edf.fr/>
175. Слуцкер В.П., Шарафутдинов Р.Б. Некоторые аспекты регулирования ядерной и радиационной безопасности во Франции // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 1. – с. 24–33. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
176. Регулирование и административно-организационные основы деятельности в ядерной области развитых стран (Франция) // Ядерная и радиационная безопасность. – 2008. – № 3. – с. 91–105. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
177. <http://www.aveva.com/>
178. Букринский А.М. Атомный надзор в США (основные черты и особенности) // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 1. – с. 42–57. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
179. <http://www.nrc.gov>
180. <http://www.ne.doe.gov>
181. <http://www.energy.gov>
182. <http://www.ncrponline.org>
183. <http://www.bnfl.com/>
184. <http://www.british-energy.com/> та
<http://uk.reuters.com/article/idUKL1759378020080317>
185. <http://www.sellafieldsites.com/>
186. <http://www.guardian.co.uk/world/2006/mar/30/nuclear.immigrationpolicy>
187. <http://www.nda.gov.uk/>
188. <http://www.nuclearsites.co.uk/site.php?LocationID=2>
189. <http://www.nnl.co.uk/>
190. <http://www.hse.gov.uk/nuclear>
191. <http://www.rosatom.ru>
192. <http://www.rosenergoatom.ru/>

193. <http://www.gosnadzor.ru/>
194. <http://www.mnr.gov.ru>
195. <http://www.ami-tass.ru/article/64405.html>
196. http://www.bbc.co.uk/russian/rolling_news/2010/05/100517_ru_rostekhnadzor_putin.shtml
197. <http://news.kremlin.ru/transcripts/7872>
198. Беззубцев В.С., Шарафутдинов Р.Б. О совершенствовании государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности в условиях ускоренного развития атомной энергетики // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 3. – с. 3–6. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
199. Аникин А.Ю., Курьиндин А.В., Курьиндина Л.А., Строганов А.А. Мировой опыт использования подходов, учитывающих выгорание ядерного топлива при обосновании ядерной безопасности обращения с ОЯТ // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 3. – с. 38–43. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
200. Букринский А.М. Итоги 4-го обзорного совещания стран-участниц конвенции о ядерной безопасности и необходимость совершенствования атомного надзора России // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 4. – с. 106–112. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
201. Супатаева О.А. Ликвидация административных ограничений при осуществлении предпринимательской деятельности и обеспечение безопасности в области использования атомной энергии // Ядерная и радиационная безопасность. – 2009. – № 1. – с. 10–16. (<http://www.secnrs.ru/publications/nrszine/index.php>)
202. Xu Yi-chong Nuclear Energy in China: Contested regimes // Energy. – 2008. – Vol 33. – p. 1197–1205.
203. <http://www-ns.iaea.org/committees/files/css/204/CSS4yreportfinal.pdf>
204. Power Reactor Information System (PRIS). IAEA // <http://pris.iaea.org/public/>.
205. Материалы V международной научно-практической конференций «Культура безопасности» ГП НАЭК «Энергоатом» (материалы докладов руководителей отрасли о текущем состоянии), г. Киев, 18-19 ноября 2010 г.
206. В.Н. Абрамова. Организационная психология, организационная культура и культура безопасности в атомной энергетике. Часть I. Психология и методы оценки организационной культуры и культуры безопасности на атомных станциях. - Москва • Обнинск, - 2009, с. 260.



Бегун Василь Васильович, кандидат технічних наук, доцент. Доцент кафедри атомних електричних станцій і інженерної теплофізики НТУУ "КПІ". Працював інженером на підприємствах оборонного комплексу СРСР, ЧАЕС (1983-1991), НТЦ ЯРБ, МНС України. Учасник ЛНА на ЧАЕС в 1986 році. Член учбово-методичної комісії МОНМС з безпеки. Автор 4 книг по безпеці.



Широков Сергій Васильович, кандидат технічних наук, професор. Професор кафедри атомних електростанцій і інженерної теплофізики, Почесний енергетик України, Почесний працівник атомної енергетики України, відмінник народної освіти України, учасник ЛНА на ЧАЕС в 1986 році. Працював на посаді головного інженера Білоярської АЕС (Росія). Автор книг по фізиці ядерних реакторів.



Бегун Сергій Васильович, кандидат фізико-математичних наук, старший консультант відділу енергетичної та ядерної безпеки Національного інституту стратегічних досліджень при Президентові України, старший викладач НТУУ "КПІ" за сумісництвом. Працював науковим співробітником кафедри "Ядерної фізики" Національного університету імені Тараса Шевченка.



Письменний Євген Миколайович, доктор технічних наук, професор. Декан теплоенергетичного факультету, завідувач кафедри атомних електростанцій і інженерної теплофізики НТУУ "КПІ". Член експертної Ради ВАК України, член експертної Ради з енергетики при комітеті з Державних премій України в галузі науки й техніки.



Литвинов Віталій Васильович, доктор технічних наук, професор, лауреат Державних премій у галузі науки й техніки: СРСР (1986), України (2006). Завідувач відділу інституту проблем математичних машин і систем НАН України. Працює в області моделювання складних систем, програмній інженерії й верифікації програмного забезпечення..



Казачков Іван Васильович, доктор технічних наук, професор. Завідувач кафедри прикладної математики й інформатики Ніжинського державного університету. Працював запрошеним професором Енергетичного факультету Королівського технологічного інституту в Стокгольмі (Швеція), керував дослідженнями з моделювання тяжких аварій на АЕС.

Для нотаток

Навчальне видання

*Василь Васильович Бегун,
Сергій Васильович Бегун,
Сергій Васильович Широков,
Іван Васильович Казачков,
Віталій Васильович Литвинов,
Євген Миколайович Письменний*

**КУЛЬТУРА БЕЗПЕКИ
В ЯДЕРНІЙ ЕНЕРГЕТИЦІ**

Підручник

Редактор української мови Щербина С.Ю.
Обкладинку виготовлено за ескізом художниці Бегун В.П.

Київ 2012