

**Н А К А З**

15.04.2008 N 73

Зареєстровано в Міністерстві  
юстиції України  
9 червня 2008 р.  
за N 512/15203

Про затвердження Правил ядерної безпеки  
реакторних установок атомних станцій  
з реакторами з водою під тиском

Відповідно до статті 24 Закону України "Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку" ( [39/95-ВР](#) ) та з метою вдосконалення нормативно-правової бази України щодо регулювання ядерної та радіаційної безпеки атомних станцій **Н А К А З У Ю:**

1. Затвердити Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском, що додаються.

2. Цей наказ набирає чинності з 1 серпня 2008 року.

3. Уважати такими, що не застосовуються на території України з дня набрання чинності цим наказом, "Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій" ПНАЭ Г-1-024-90, затвержені постановою Держпроматомнагляду СРСР від [12.06.90](#) N 7.

4. Департаменту оцінки безпеки ядерних установок (Демчук О.С.) забезпечити державну реєстрацію цього наказу в Міністерстві юстиції України. У місячний термін після державної реєстрації забезпечити доведення до відома зацікавлених організацій інформації про набрання чинності новою редакцією Правил.

5. Державному науково-технічному центру з ядерної та радіаційної безпеки (Васильченко В.М.) у місячний термін після державної реєстрації забезпечити тиражування зазначених Правил. Перед тиражуванням узгодити макет документа з Департаментом оцінки безпеки ядерних установок.

6. Державним інспекціям з ядерної безпеки на атомних станціях разом з Департаментом оцінки безпеки ядерних установок (Демчук О.С.) забезпечити контроль за розробленням експлуатуючою організацією (ДП НАЕК "Енергоатом"), погодженням з Держатомрегулюванням та впровадженням необхідних організаційно-технічних заходів щодо реалізації вимог зазначених Правил на діючих енергоблоках АС.

7. Контроль за виконанням наказу залишаю за собою.

Голова

О.А.Миколайчук

ПОГОДЖЕНО:

Міністр палива та енергетики  
України

Ю.Продан

Заступник Міністра України з питань  
надзвичайних ситуацій та у справах  
захисту населення від наслідків  
Чорнобильської катастрофи

В.І.Хороша

ЗАТВЕРДЖЕНО  
Наказ Державного комітету  
ядерного регулювання України  
15.04.2008 N 73

Зареєстровано в Міністерстві  
юстиції України  
9 червня 2008 р.  
за N 512/15203

**ПРАВИЛА**  
**ядерної безпеки реакторних установок**  
**атомних станцій з реакторами з водою під тиском**

І. Загальні положення

1.1. Ці Правила розповсюджуються на енергоблоки атомних станцій, що проектуються, будуються, експлуатуються та знімаються з експлуатації.

1.2. Правила встановлюють загальні вимоги до конструкції, характеристик, умов експлуатації реакторних установок, які повинні враховуватись при проектуванні, будівництві, уведенні в експлуатацію, експлуатації та знятті з експлуатації енергоблоків атомних станцій.

1.3. Правила обов'язкові для юридичних і фізичних осіб, що здійснюють або планують здійснення діяльності, яка пов'язана з розміщенням, проектуванням, будівництвом, уведенням в експлуатацію, експлуатацією та зняттям з експлуатації атомних станцій з реакторами з водою під тиском, а також з конструюванням, виготовленням і постачанням систем та елементів для них.

1.4. Ядерна безпека реакторної установки забезпечується системою технологічних і організаційних заходів за рахунок:  
використання властивостей внутрішньої самозахисності реакторної установки;

застосування концепції глибокоешелонованого захисту;

використання систем безпеки, спроектованих на основі принципів одиничної відмови, різноманітності, резервування та фізичного розділення;

застосування апробованої інженерно-технічної практики;

дотримання норм, правил і стандартів з ядерної та радіаційної безпеки, а також дотримання вимог, викладених у проекті атомної станції;

дотримання та вдосконалення культури безпеки;

використання системи управління якістю на всіх етапах життєвого циклу ядерної установки;

забезпечення відповідної кваліфікації персоналу;

урахування досвіду експлуатації;

наявності необхідної експлуатаційної документації.

1.5. Ці Правила розроблені відповідно до Законів України "Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку" ( 39/95-ВР ), "Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії"

( 1370-14 ) з урахуванням вимог Загальних положень безпеки атомних станцій, затверджених наказом Державного комітету ядерного регулювання України від 19.11.2007 N 162 ( z0056-08 ), зареєстрованих у Міністерстві юстиції України 25.01.2008 за N 56/14747, та інших чинних в Україні нормативно-правових актів.

1.6. Обсяги і терміни приведення у відповідність до вимог Правил діючих енергоблоків атомних станцій розробляються та затверджуються експлуатуючою організацією і погоджуються Держатомрегулюванням.

1.7. Для енергоблоків атомних станцій, що проектується та будуються, вимоги Правил мають виконуватись у повному обсязі.

## II. Основні терміни, визначення та скорочення

У Правилах ужиті такі скорочення:

АЗ	- аварійний захист	
АС	- атомна станція	
БЩУ	- блоковий щит управління	
ВТ	- високий тиск	
ЗАБ	- звіт з аналізу безпеки	
ЗПБ АС	- загальні положення безпеки атомних станцій	
ОР СУЗ	- орган регулювання системи управління і захисту	
ПЗ	- попереджувальний захист	
РУ	- реакторна установка	
РЩУ	- резервний щит управління	
САОЗ	- система аварійного охолодження зони	
СВБ	- системи, важливі для безпеки	
СПВ	- стрижень поглинача, що вигорє	
СУЗ	- система управління і захисту	
ТВЗ	- тепловидільна збірка	
твел	- тепловидільний елемент	
ТРБЕ	- технологічний регламент безпечної експлуатації	
ЕО	- експлуатуюча організація	
ЯП	- ядерне паливо.	

У цих Правилах терміни та визначення використовуються в таких значеннях:

2.1. АВАРІЙНИЙ ЗАХИСТ - сукупність засобів контролю, управління і впливу на реактивність, призначена для швидкого переведення активної зони реактора в підкритичний стан і тривалого

підтримування її в підкритичному стані.

2.2. ГРУПА ОРГАНІВ РЕГУЛЮВАННЯ СУЗ - один або декілька органів регулювання СУЗ, об'єднаних за управлінням, з метою одночасного спільного переміщення.

2.3. ЗАСОБИ ВПЛИВУ НА РЕАКТИВНІСТЬ - технічні засоби, тверді або рідкі поглиначі (сповільнювач, відбивач), зміна положення або концентрації яких в активній зоні чи у відбивачі забезпечує зміну реактивності активної зони.

2.4. КАНАЛ КОНТРОЛЮ - сукупність датчиків, ліній зв'язку, засобів оброблення сигналів і/або представлення параметрів, яка призначена для забезпечення контролю в заданому проектом об'ємі.

2.5. ЛОКАЛЬНА КРИТИЧНІСТЬ - критичність, що досягається в частині активної зони, сховища ядерного палива або будь-якого об'єму, який містить ядерні матеріали, що діляться.

2.6. МАКСИМАЛЬНИЙ ЗАПАС РЕАКТИВНОСТІ - реактивність, яка може вивільнитися в реакторі за умови, що з активної зони витягнені всі засоби впливу на реактивність і інші поглиначі, які можуть бути вилучені для моменту і стану реактора з максимальним значенням ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів.

2.7. ОРГАН РЕГУЛЮВАННЯ СУЗ - пристрій, призначений для зміни реактивності активної зони реактора, що складається з привода та поглинальних стрижнів СУЗ.

2.8. ПЕРЕВАНТАЖЕННЯ АКТИВНОЇ ЗОНИ (ПЕРЕВАНТАЖЕННЯ) - ядернонебезпечні роботи на РУ, пов'язані із завантаженням, витягненням і переміщенням ТВЗ, засобів впливу на реактивність і інших елементів активної зони, що впливають на реактивність.

2.9. ПИТОМА ПОРОГОВА ЕНЕРГІЯ РУЙНУВАННЯ ТВЕЛА - енергія, що виділяється за короткий проміжок часу в одиниці маси ядерного палива при швидкому введенні позитивної реактивності, якої достатньо для руйнування твела.

2.10. ПІДКРИТИЧНИЙ СТАН - стан активної зони, що характеризується:

значенням ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів, меншим одиниці;

відсутністю локальної критичності.

2.11. ПОПЕРЕДЖУВАЛЬНИЙ ЗАХИСТ - (система) сукупність засобів контролю, управління і впливу на реактивність, призначена для обмеження або зниження потужності реактора до безпечного рівня при порушеннях меж і умов безпечної експлуатації.

2.12. ПРИВІД СУЗ - пристрій, призначений для зміни положення ОР СУЗ.

2.13. СИСТЕМИ ЗУПИНКИ РЕАКТОРА - системи, призначені для переведення активної зони реактора в підкритичний стан і підтримання її в підкритичному стані за допомогою засобів впливу на реактивність.

2.14. СИСТЕМИ УПРАВЛІННЯ І ЗАХИСТУ - сукупність засобів технічного, програмного та інформаційного забезпечення, яка призначена для забезпечення безпечного управління ланцюговою реакцією поділу, що складається з керівних систем безпеки і нормальної експлуатації, які здійснюють вимірювання густини

нейтронного потоку і швидкості (періоду) його зміни, контроль технологічних параметрів і стану технологічного обладнання реакторної установки, управління потужністю реактора в ручному й автоматичному режимі, попереджувальний захист і аварійну зупинку реактора.

2.15. ЯДЕРНОНЕБЕЗПЕЧНІ РОБОТИ - роботи, які можуть призвести до ядерної аварії.

Інші терміни та визначення вживаються у значеннях, наведених у Загальних положеннях безпеки атомних станцій, затверджених наказом Державного комітету ядерного регулювання України від 19.11.2007 N 162 ( z0056-08 ), зареєстрованих у Міністерстві юстиції України 25.01.2008 за N 56/14747.

### III. Вимоги забезпечення ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском

#### 3.1. Загальні вимоги

3.1.1. Проектування, будівництво й експлуатація РУ, а також конструювання та виготовлення систем та елементів для неї здійснюються відповідно до вимог ЗПБ АС, цих Правил та інших чинних нормативних документів з безпеки АС.

3.1.2. Технічні вимоги до РУ затверджуються Міністерством палива та енергетики України та погоджуються з Держатомрегулюванням окремо або в складі технічних вимог до енергоблока АС.

3.1.3. У проекті АС визначаються системи РУ, важливі для безпеки, із зазначенням основних характеристик та функцій, що ними виконуються.

Зміна складу, конструкції елементів РУ, важливих для безпеки, характеристик та режимів експлуатації РУ, а також зміна меж і умов безпечної експлуатації РУ, установлених проектом, погоджуються Держатомрегулюванням до їх практичної реалізації.

3.1.4. Системи й елементи РУ, важливі для безпеки, з метою перевірки їх працездатності та підтвердження проектних характеристик, підлягають контролю і випробуванням у процесі виготовлення, монтажу, налагодження, введення в експлуатацію. Протягом терміну служби систем і елементів, важливих для безпеки, виконуються їх періодичні випробування, у тому числі випробування перед пусками і/або зупинками енергоблока, після проведення ремонту або технічного обслуговування.

3.1.5. Проектом передбачаються пристосування, пристрої, методики перевірок указаних систем на їх відповідність проектним характеристикам, уключаючи комплексні випробування (послідовності і часу проходження сигналу, у тому числі спрацювання аварійного захисту, перехід на аварійні джерела живлення тощо).

Пристрої та методи перевірок не повинні знижувати безпеку РУ.

3.1.6. Проектом визначаються переліки систем і елементів, працездатність і характеристики яких перевіряються на працюючій або на зупиненій РУ.

3.1.7. Умови виведення з роботи СВБ визначаються в проекті і обґрунтовуються в ЗАБ (у тому числі тривалість, рівень потужності РУ, стан інших систем тощо).

3.1.8. Основним документом з обґрунтування ядерної безпеки РУ кожного енергоблока є ЗАБ енергоблока АС, розроблений на підставі проекту. Вимоги до структури і змісту ЗАБ визначаються окремим нормативним документом.

3.1.9. У ЗАБ виконується аналіз небезпечних для РУ відмов з оцінкою їхніх наслідків на основі детерміністичних і імовірнісних методів.

3.1.10. У ЗАБ виконується аналіз реакції системи контролю, управління і захисту РУ на:

зовнішні і внутрішні впливи (пожежі, затоплення тощо);  
можливі несправності (короткі замикання, втрата якості ізоляції, падіння і наведення напруги, хибне спрацювання, втрата управління тощо);

відмови обладнання.

Розробляються заходи щодо недопущення виникнення зазначених подій і/або компенсувальні заходи з обмеження їх наслідків.

У разі виявлення в процесі експлуатації небезпечних для РУ реакцій вона зупиняється і застосовуються технічні заходи з їх виключення.

3.1.11. У ЗАБ визначається перелік вихідних подій і виконується аналіз порушень нормальної експлуатації РУ, проектних і запроектних аварій на РУ, а також наводиться класифікація проектних і запроектних аварій за частотою їх виникнення і за важкістю наслідків. У числі запроектних аварій розглядаються аварії з важким пошкодженням активної зони.

Імовірнісні показники важкого пошкодження активної зони і граничного аварійного викиду повинні відповідати вимогам ЗПБ АС.

3.1.12. Для проектних аварій обґрунтовується неперевищення максимальної проектної межі пошкодження твелів.

### 3.2. Активна зона й елементи її конструкції

3.2.1. Конструкція та умови експлуатації активної зони забезпечують неперевищення проектної межі пошкодження твелів при нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях. Допустимі межі пошкодження твелів наведені в додатку до Правил.

У проекті встановлюються співвідношення між межею пошкодження твелів і активністю теплоносія першого контуру за реперними ізотопами.

3.2.2. Величина граничнодопустимої активності теплоносія першого контуру за реперними ізотопами, при перевищенні якої експлуатація РУ на потужності забороняється, визначається і обґрунтовується в проекті та наводиться в експлуатаційній документації.

3.2.3. Установлюються критерії герметичності твелів з метою їх відбраковування. Критерії встановлюються заводом-виробником і затверджуються ЕО.

3.2.4. Значення коефіцієнтів реактивності за питомим об'ємом і температурою теплоносія, температурою палива і потужністю реактора не повинні бути позитивними в усьому діапазоні зміни параметрів РУ при нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях.

У разі неможливості виконання даної вимоги наводяться необхідні обґрунтування і підтверджується безпека РУ.

Виведення на мінімально контрольований рівень потужності РУ здійснюється при негативних значеннях коефіцієнтів реактивності шляхом витягнення ПС СУЗ з активної зони з наступним зниженням концентрації розчину рідкого поглинача.

3.2.5. У проекті обґрунтовується, що при проектних аваріях, пов'язаних з швидким збільшенням реактивності, питома порогова енергія пошкодження твелів не перевищується і плавлення палива унеможливлено, а для запроектних аварій наведені умови, за яких можливі плавлення палива і/або перевищення питомої порогової енергії пошкодження твелів.

3.2.6. У проекті встановлюються і обґрунтовуються межі безпечної експлуатації та експлуатаційні межі за кількістю і характером дефектів твелів, а також виконується аналіз теплотехнічної надійності активної зони з обґрунтуванням достатності запасів.

3.2.7. Активна зона та її конструкція проектується такими, щоб при нормальній експлуатації, порушеннях нормальної

експлуатації і проектних аваріях не перевищувалися межі пошкодження твелів з урахуванням:

- кількості режимів і умов їх перебігу;
- деформації твелів і компонентів активної зони, обумовлених тепловими, механічними і радіаційними факторами;
- фізико-хімічної взаємодії матеріалів активної зони;
- граничних значень теплотехнічних параметрів;
- вібрації і термоциклювання, утомленості і старіння матеріалів;
- впливу скалок поділу і домішок у теплоносії на корозію оболонки і механічну зношеність твелів.

3.2.8. У проекті передбачається можливість повного вивантаження активної зони і її компонентів після проектної аварії.

3.2.9. Активна зона і виконавчі механізми СУЗ проектується таким чином, щоб унеможливити заклинювання, викидання органів регулювання або їх самочинне розщеплення.

3.2.10. У проекті обґрунтовується, що при непередбаченому переміщенні найбільш ефективного ОР СУЗ або групи СУЗ не відбувається порушення меж безпечної експлуатації з урахуванням спрацювання АЗ без одного найбільш ефективного органу регулювання.

3.2.11. При нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях унеможливаються непередбачені переміщення і/або деформації елементів активної зони, що спричиняють збільшення реактивності і погіршення умов тепловідводу.

3.2.12. Конструкція ТВЗ проектується таким чином, щоб зміна форми твелів та інших елементів ТВЗ, які можливі при нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях, не викликала перекриття прохідного перерізу ТВЗ, що призводить до пошкодження твелів понад відповідні межі, і не перешкоджала нормальному функціонуванню ОР СУЗ.

3.2.13. Кожна ТВЗ повинна мати заводський номер і розпізнавальні знаки, доступні для візуального контролю, які характеризують збагачення ядерного палива, наявність вигоряючих поглиначів.

### 3.3. Системи управління і захисту

3.3.1. У склад РУ входять інформаційні, керівні, механічні та електромеханічні системи, які в сукупності утворюють систему управління і захисту (СУЗ), що призначена для:

- управління реактивністю і потужністю РУ;
- контролю густини нейтронного потоку, швидкості її зміни, технологічних параметрів, необхідних для захисту і управління реактивністю та потужністю РУ;
- переведення активної зони реактора в підкритичний стан і підтримання її в цьому стані.

3.3.2. У проекті встановлюються склад, структура, характеристики і порядок роботи СУЗ і наводиться кількісний аналіз її надійності. Ці системи проектується з дотриманням принципів одиничної відмови, фізичного розділення і резервування.

3.3.3. Проектом повинні бути передбачені, як мінімум, дві незалежні системи зупинки реактора, кожна з яких повинна бути здатна незалежно одна від іншої забезпечити переведення активної зони в підкритичний стан з урахуванням принципу одиничної відмови або помилки персоналу.

3.3.4. Принаймні одна із систем зупинки реактора повинна мати ефективність, достатню для як завгодно тривалої підтримки активної зони в підкритичному стані з урахуванням можливого вивільнення реактивності у всьому діапазоні температур при нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях і з швидкодією, достатньою для переведення активної зони в підкритичний стан без порушення проектних меж пошкодження палива.

3.3.5. Кількість, ефективність, розташування, склад груп, робоче положення, послідовність і швидкість переміщення органів управління СУЗ визначаються в проекті.

3.3.6. У проекті враховуються ефекти вигорання, зміна фізичних і хімічних властивостей поглинача і теплоносія при експлуатації активної зони РУ.

3.3.7. У проекті встановлюються умови випробувань, заміни і виведення в ремонт елементів систем зупинки РУ.

3.3.8. Виконавчі механічні СУЗ повинні мати покажчики проміжних положень, сигналізатори кінцевих положень і кінцеві вимикачі.

3.3.9. Функцію аварійного захисту виконує одна із систем зупинки реактора (СВ). У проекті обґрунтовується, що органи аварійного захисту без одного найбільш ефективного з них володіють:

швидкою дією, достатньою для переведення активної зони реактора в підкритичний стан без порушення меж безпечної експлуатації;

ефективністю, достатньою для переведення активної зони реактора в підкритичний стан і підтримання її в підкритичному стані при порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях.

Для випадків, коли ефективності АЗ недостатньо для довготермінового підтримування активної зони в підкритичному стані, передбачається автоматичне підключення іншої (інших) системи (систем) зупинки реактора, що володіє (володіють) достатньою ефективністю для підтримування активної зони в підкритичному стані з урахуванням можливого вивільнення позитивної реактивності.

3.3.10. Аварійний захист повинен мати не менше двох незалежних з управління груп робочих органів.

3.3.11. Аварійний захист проектується таким чином, щоб захисна дія, що розпочалася, була виконана повністю з урахуванням вимог підпункту 3.3.2.1 і забезпечувався контроль виконання функції аварійного захисту.

3.3.12. У проекті та інструкції з експлуатації РУ вказується порядок визначення і усунення причин, що викликають спрацювання АЗ, а також послідовність дій оперативного персоналу з управління РУ після спрацювання АЗ.

3.3.13. За сигналом аварійного захисту ОР СУЗ приводяться в дію з будь-яких робочих чи проміжних положень.

3.3.14. Унеможливується введення позитивної реактивності, якщо орган аварійного захисту не приведений в робоче положення. Робоче положення органів АЗ і порядок їх виведення визначаються в проекті.

3.3.15. При суміщенні засобів впливу на реактивність функцій нормальної експлуатації та аварійного захисту в проекті розробляється і обґрунтовується порядок їх функціонування. При цьому забезпечується пріоритетність функціонування аварійного захисту і обґрунтовується, що таке суміщення не призведе до порушень вимог безпеки і зниження надійності елементів, що виконують функції аварійного захисту.

3.3.16. Апаратура аварійного захисту складається як мінімум із двох незалежних комплектів.

3.3.17. Кожний комплект апаратури аварійного захисту проектується таким чином, щоб у всьому діапазоні зміни густини нейтронного потоку від  $1,0E-7$  до 120% номінальної забезпечувався захист не менш як трьома незалежними каналами:

за рівнем густини нейтронного потоку;

за періодом зміни густини нейтронного потоку.

3.3.18. У всьому проектному діапазоні зміни технологічних параметрів РУ забезпечується її аварійний захист не менш як трьома незалежними каналами за кожним технологічним параметром, за яким необхідно здійснювати захист.



3.3.19. Вихід з ладу елементів системи, що беруть участь у виконанні функції архівації, відображення, реєстрації, діагностування і видачі даних іншим системам, не повинен впливати на здатність кожного каналу і системи в цілому виконувати функції аварійного захисту.

3.3.20. Аварійний захист повинен бути в такій мірі відділений від систем контролю і управління, щоб ушкодження або вихід з роботи будь-якого елемента систем контролю й управління не впливав на здатність аварійного захисту виконати свої функції.

3.3.21. Передбачається можливість перевірки формування і часу проходження сигналів аварійного захисту в кожному з каналів і в кожному комплекті апаратури аварійного захисту в цілому.

3.3.22. В АЗ передбачаються автоматичний контроль і діагностика працездатності комплектів з виведенням інформації про непрацездатність та формування сигналів ПЗ/АЗ при непрацездатності каналів або комплектів.

3.3.23. Умови виведення з роботи одного комплекту або одного каналу в комплекті апаратури аварійного захисту визначаються в проекті та обґрунтовуються в ЗАБ (тривалість, рівень потужності РУ, стан інших комплектів тощо).

3.3.24. При виведенні з роботи одного каналу в одному з комплектів апаратури аварійного захисту, без виведення даного комплекту з роботи, для цього каналу автоматично формується сигнал аварійного захисту.

3.3.25. Кожний комплект апаратури аварійного захисту реалізується на основі мажоритарної логіки, яка вибирається на основі аналізу надійності, що наводиться в проекті. Мінімальна мажоритарність - два з трьох. Керівні сигнали кожного комплекту для виконавчих механізмів АЗ передаються, як мінімум, двома каналами.

3.3.26. Перелік параметрів, за якими здійснюється аварійний захист РУ, уставки та умови його спрацювання, а також вимоги до характеристик системи аварійного захисту (точність, швидкодійність, надійність тощо) визначаються в проекті та обґрунтовуються в ЗАБ таким чином, щоб унеможливити порушення меж безпечної експлуатації.

3.3.27. У проекті наводиться, а в ЗАБ обґрунтовується перелік вихідних подій, при яких вимагається спрацювання АЗ. Спрацювання АЗ відбувається, як мінімум, у таких випадках:

- досягнення уставок АЗ за густиною нейтронного потоку;
- досягнення уставок АЗ за періодом зростання густини нейтронного потоку (або реактивності);
- зникнення напруги живлення на затискачах будь-якого комплекту апаратури аварійного захисту і на шинах електроживлення СУЗ;
- несправності або непрацездатного стану двох із трьох каналів захисту за густиною нейтронного потоку або швидкості її зростання в будь-якому комплекті апаратури АЗ;
- досягнення уставок АЗ технологічними параметрами, за якими необхідно здійснювати захист;
- натиснення кнопок (повернення ключів), призначених для ініціювання спрацювання аварійного захисту.

3.3.28. При порушеннях нормальної експлуатації, коли не вимагається спрацювання аварійного захисту, допускається застосування попереджувального захисту.

3.3.29. Аварійний захист проектується таким чином, щоб з допомогою технічних засобів унеможливити непередбачені проектом впливи на елементи введення і виведення з роботи каналів аварійного захисту і зміну уставок без оповіщення персоналу та без спрацювання аварійного захисту.

3.3.30. Система аварійного введення рідкого поглинача нейтронів забезпечує підкритичний стан РУ при будь-яких проектних аваріях.

3.3.31. РУ оснащується каналами контролю густини нейтронного потоку від  $1,0E-7\%$  до 120% від номінального її значення. При цьому контроль густини нейтронного потоку і швидкості її зміни повинен здійснюватися, як мінімум, трьома незалежними каналами з показувальними приладами.

3.3.32. Допустимість об'єднання вимірвальних частин каналів контролю густини нейтронного потоку з вимірвальними частинами каналів контролю швидкості зміни густини нейтронного потоку обґрунтовується в проекті.

3.3.33. Щонайменше два з трьох каналів контролю густини нейтронного потоку оснащуються записувальними пристроями з можливістю підключення до будь-якого каналу контролю густини нейтронного потоку та із забезпеченням вимірювання у всьому проектному діапазоні зміни густини нейтронного потоку.

3.3.34. Канали контролю густини нейтронного потоку таруються у всьому проектному діапазоні зміни теплової потужності реактора. У проекті встановлюються методика, порядок проведення тарування і його періодичність у процесі експлуатації РУ.

3.3.35. У разі розбиття діапазону вимірювання густини нейтронного потоку на декілька піддіапазонів передбачаються перекриття піддіапазонів не менш як однією десятою порядку в одиницях вимірювання густини нейтронного потоку та автоматичне переключення піддіапазонів.

3.3.36. Якщо канал контролю густини нейтронного потоку, зазначений в підпункті 3.3.31, не забезпечує контроль нейтронного потоку при завантаженні (перевантаженні) активної зони, то РУ обладнується додатковою системою контролю. Система повинна перекривати нижній діапазон джерела апаратури контролю нейтронного потоку і включати в себе не менше трьох незалежних каналів контролю густини нейтронного потоку з показувальними і записувальними пристроями.

3.3.37. Проектом передбачається можливість автоматичного визначення і запису значень реактивності в усьому діапазоні роботи РУ.

3.3.38. Методики і похибки визначення реактивності (кількість і розміщення датчиків, алгоритми і константи для розрахунку, похибки і діапазони вимірювання) встановлюються в проекті та обґрунтовуються в ЗАБ.

3.3.39. Канали контролю реактивності оснащуються засобами автоматичної перевірки працездатності і попереджувальної сигналізації про несправність.

У проекті наводяться методики метрологічної атестації і перевірки каналів контролю реактивності.

3.3.40. У проекті встановлюються і обґрунтовуються характеристики системи автоматичного регулювання потужності РУ, які забезпечують її роботу без порушень експлуатаційних меж.

Можливість роботи РУ без системи автоматичного регулювання потужності, допустимі рівні потужності, час роботи РУ на цих рівнях потужності при відмові системи автоматичного регулювання обґрунтовуються в ЗАБ.

3.3.41. При включенні декількох каналів вимірювання на вхід системи автоматичного регулювання потужності передбачається пристрій для отримання сигналу від працюючих вимірвальних каналів, щоб відмова або відключення одного з цих каналів не викликали зміну потужності реактора за рахунок роботи системи автоматичного регулювання.

3.3.42. Технічними засобами унеможливується введення позитивної реактивності одночасно двома і більше засобами впливу на реактивність, а також введення позитивної реактивності засобами впливу на реактивність при завантаженні і вивантаженні палива.

3.3.43. Швидкість збільшення реактивності засобами впливу на реактивність не повинна перевищувати  $0,07$  (бета) еф/с.

Для системи борного регулювання встановлюються граничні значення витрат чистого конденсату на кожний момент кампанії з розрахунку неперевищення даного значення.

Для органів регулювання СУЗ з ефективністю більше 0,7 (бета)еф передбачаються технічні засоби, що забезпечать покрокове введення позитивної реактивності з висотою кроку не більше 0,3 (бета)еф. У проекті встановлюються величина кроку, пауза між кроками і швидкість збільшення реактивності.

3.3.44. Підкритичність активної зони реактора в будь-який момент кампанії після зведення органів аварійного захисту в робоче положення з уведеними в активну зону органами регулювання СУЗ повинна бути не меншою 0,01 для стану активної зони з максимальним ефективним коефіцієнтом розмноження.

3.3.45. Вихід з ладу каналу контролю рівня і/або швидкості зміни густини нейтронного потоку супроводжується сигналізацією оператору і реєстрацією відмови. При цьому формується попереджувальний сигнал про відмову такого каналу.

3.3.46. У проекті зазначаються вимоги до засобів, що забезпечують при експлуатації оперативне автоматизоване визначення, реєстрацію і надання операторові значень змін ефективності органів СУЗ, а також коефіцієнтів реактивності за параметрами, що впливають на реактивність (потужність, температура теплоносія, концентрація розчиненого поглинача тощо).

Методики і погрешності визначення цих величин установлюються в проекті.

3.3.47. У проекті передбачаються засоби контролю підкритичності активної зони з представленням інформації оператору на БЩУ, а також методика розрахунку підкритичності активної зони.

3.3.48. У проекті передбачаються засоби контролю нерівномірності енерговиділення в активній зоні, а також засоби контролю оперативного розрахунку запасу до кризи теплообміну з представленням інформації оператору на БЩУ.

Для активних зон, щодо яких не доведено відсутність коливань густини потоку нейтронів, передбачаються засоби контролю і управління коливаннями густини потоку нейтронів і встановлюється порядок управління коливаннями без порушень експлуатаційних меж пошкодження твелів.

#### 3.4. Системи контролю й управління реакторною установкою

3.4.1. У проекті зазначаються і обґрунтовуються функціональне призначення, склад, структура, основні характеристики, кількість і умови розміщення систем (елементів) контролю, управління і діагностики РУ, а також програмне забезпечення, що використовується.

3.4.2. У проекті обґрунтовуються і наводяться переліки: підконтрольних параметрів і сигналів про стан РУ; управляючих сигналів і параметрів, що підлягають регулюванню; місць розміщення датчиків діагностики РУ; уставок і умов для спрацювання АЗ, ПЗ і систем безпеки.

Обґрунтовується, що система контролю і управління РУ забезпечує контроль технічного стану і безпечне управління РУ при нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях.

3.4.3. У проекті встановлюються і обґрунтовуються переліки блокувань і захистів обладнання РУ, а також технічні вимоги до умов їх спрацювання.

3.4.4. У системах контролю і управління РУ передбачаються пристрої, які видають такі сигнали:

аварійні (світлові і звукові) - при досягненні параметрами уставок і умов спрацювання аварійного захисту;

попереджувальні (світлові і звукові) - при порушеннях нормальної експлуатації систем і елементів РУ і/або у разі

виявлення в системах контролю і управління відмов, що впливають на безпеку;

вказівні (світлові) – про штатний стан систем контролю і управління (передбачені режими роботи, наявність електроживлення тощо).

3.4.5. Система контролю забезпечує збір, оброблення, відображення, документування та архівацію інформації в достатньому обсязі для однозначної ідентифікації порушень нормальної експлуатації і аварій та всебічного аналізу їх розвитку. Вони встановлюють фактичні алгоритми роботи систем РУ, важливих для безпеки, відхилення від штатних алгоритмів і дії оперативного персоналу. З цією метою передбачається система реєстрації, яка повинна фіксувати:

параметри і ознаки стану, що характеризують вихідну подію, або параметри, що дозволяють однозначно визначити вихідну подію; керівні сигнали;

зміни параметрів, що характеризують стан систем РУ, важливих для безпеки;

зміни параметрів, за якими передбачено введення в дію захистів;

зміни параметрів, що характеризують радіаційний стан;

розмови оперативного персоналу по системах зв'язку.

Об'єм і періодичність реєстрації обґрунтовується і зазначається в проекті. Система реєстрації зберігає працездатність і забезпечує архівацію інформації в умовах проектних і запроектованих аварій.

3.4.6. У проекті встановлюються:

допустимі рівні потужності РУ залежно від стану систем контролю і управління РУ при частковій втраті їх функцій;

умови виведення в ремонт систем контролю й управління РУ.

3.4.7. Для підконтрольних параметрів та тих, що підлягають регулюванню, у проекті обґрунтовуються діапазони і швидкість їх зміни при нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях.

3.4.8. Проектом передбачаються БЩУ, РЩУ і, за необхідності, місцеві щити управління. Для них визначається склад обладнання і апаратури. На РЩУ виводяться сигнали про стан систем і окремих елементів систем РУ, включаючи:

рівень густини нейтронного потоку в активній зоні;

параметри теплоносія і систем, що беруть участь в аварійному розхолодженні;

показники проміжних і кінцевих положень органів регулювання СУЗ;

показники стану засобів, що впливають на реактивність (стану арматури, насосів і елементів, що однозначно визначають: готовність засобів впливу на реактивність виконати свої функції і факт їх спрацювання, а також параметри стану поглинача (температура, тиск, концентрація тощо);

показники положення арматури і стану систем, що забезпечують розхолодження;

параметри, що характеризують радіаційний стан.

На РЩУ передбачається можливість переведення РУ в підкритичний стан, її аварійне розхолодження та підтримання в холодному стані.

3.4.9. Передбачаються технічні засоби оперативного контролю за вмістом ізотопів-поглиначів нейтронів у теплоносії першого контуру, у емностях аварійного запасу рідкого поглинача і басейні витримки.

3.4.10. Технічними засобами забезпечується вхідний контроль вмісту ізотопів поглинача нейтронів, що використовуються в засобах впливу на реактивність, на відповідність проектним характеристикам.

3.4.11. Кожна емність аварійного запасу розчину рідкого поглинача обладнується не менше ніж двома каналами контролю рівня поглинача і/або вимірювання тиску з поданням попереджувального сигналу на БШУ і РЩУ в разі їх несправності або при досягненні значень рівня і/або тиску до встановлених меж.

3.4.12. При нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях (уключаючи режим повного знеструмлення) системи контролю і управління РУ забезпечуються надійним енергопостачанням в об'ємі, передбаченому в проекті та обґрунтованому в ЗАБ.

### 3.5. Перший контур

3.5.1. Проектування першого контуру виконується відповідно до вимог ЗПБ АС. У проекті визначаються межі першого контуру.

3.5.2. У проекті обґрунтовується надійна експлуатація елементів і систем першого контуру протягом проектного терміну служби енергоблока з урахуванням корозійно-хімічних, теплових, силових, сейсмічних і інших впливів, які можуть мати місце при нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях. Кількість, характер впливів і режимів експлуатації елементів першого контуру, що враховуються при визначенні проектного терміну служби РУ, зазначаються в проекті.

3.5.3. У проекті обґрунтовується забезпечення міцності корпусу реактора при нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації і проектних аваріях протягом усього терміну експлуатації енергоблока АЕС.

3.5.4. При втраті електрозабезпечення головних циркуляційних насосів і спрацюванні АЗ на будь-якому рівні потужності реактора забезпечується циркуляція теплоносія першого контуру за рахунок інерції вибігу насосів до моменту, коли природна циркуляція забезпечить відведення залишкового тепловиділення без перевищення експлуатаційних меж пошкодження твелів.

3.5.5. При нормальній експлуатації РУ забезпечується примусова циркуляція теплоносія першого контуру через активну зону реактора. Відступи зазначаються в проекті і обґрунтовуються в ЗАБ.

3.5.6. Проектом передбачається встановлення обмежувачів течії і/або вимикальних пристроїв на трубопроводах, що відходять від головного циркуляційного трубопроводу. Відмова від установа обмежувачів течії і/або вимикальних пристроїв обґрунтовується в ЗАБ.

3.5.7. Елементи першого контуру обладнуються пристроями, що зменшують вплив сейсмічної активності. Відмова від оснащення першого контуру такими пристроями обґрунтовується в проекті.

3.5.8. У проекті зазначаються показники якості, хімічний склад, допустимі значення питомої активності теплоносія, а також вимоги до засобів їх підтримування під час експлуатації, включаючи очищення теплоносія від радіоактивних продуктів поділу та корозії.

3.5.9. Проектом передбачаються технічні й організаційні засоби, спрямовані на захист першого контуру від непередбаченого дренажу теплоносія. Можливість часткового дренажу при проведенні ремонтних робіт і перевантаженні обґрунтовується в ЗАБ.

3.5.10. Проектом передбачається автоматизований водно-хімічний контроль першого контуру.

3.5.11. Проектом передбачається система промислового телебачення для контролю роботи обладнання першого контуру.

3.5.12. Проектом передбачається система контролю переміщень трубопроводів першого контуру.

3.5.13. Проектом передбачається система для відведення водню з обладнання першого контуру при розхолодженні РУ і в холодному стані.

3.5.14. Проектом передбачається система контролю рівня теплоносія в корпусі реактора.

3.5.15. Проектом передбачаються засоби і методи виявлення місця розташування та визначення розходу течії теплоносія першого контуру.

3.5.16. У реакторі та в першому контурі забезпечуються визначені проектом концентрації розчину рідкого поглинача при нормальній експлуатації, порушеннях нормальної експлуатації та проектних аваріях.

3.5.17. Технічними засобами унеможлиблюється непередбачене потрапляння в теплоносій першого контуру і в інші системи, які згідно з проектом заповнюються розчином рідкого поглинача, чистого конденсату і розчину рідкого поглинача з концентрацією, меншою за допустиму згідно з ТРБЕ енергоблока.

### 3.6. Системи аварійного охолодження активної зони

3.6.1. Системи аварійного охолодження активної зони проектується з урахуванням принципів резервування і фізичного розділення і повинні з урахуванням принципу одиничної відмови або помилки персоналу виконати свою функцію запобігання порушенню меж пошкодження твелів при проектних аваріях.

3.6.2. Перелік параметрів, уставки та умови спрацьовування систем аварійного охолодження визначаються на основі аналізу проектних аварій і обґрунтовуються в ЗАБ.

3.6.3. Можливість, умови, тривалість виведення з роботи каналів системи аварійного охолодження активної зони зазначаються в проекті і обґрунтовуються в ЗАБ.

3.6.4. У проекті враховуються всі можливі впливи на системи (елементи) РУ, що пов'язані з уключенням і роботою систем аварійного охолодження активної зони.

3.6.5. Системи аварійного охолодження забезпечують розхолодження і довготермінове підтримування параметрів активної зони РУ, що встановлені в проекті і обґрунтовані в ЗАБ.

3.6.6. У будь-якому стані РУ вклучення і робота систем аварійного охолодження не повинна вводити позитивну реактивність в активну зону реактора.

3.6.7. Проектом передбачаються заходи, які запобігають попаданню забруднень (у тому числі фрагментів ізоляції) у систему аварійного охолодження активної зони і в перший контур, які можуть порушити циркуляцію теплоносія і відведення тепла від активної зони.

3.6.8. При проектуванні системи аварійного охолодження активної зони передбачаються технічні й організаційні заходи, які унеможлиблюють осадження кристалічного бору в обладнанні і трубопроводах систем.

3.6.9. У проекті передбачаються технічні та організаційні заходи для унеможливлення несанкціонованого доступу до систем аварійного охолодження активної зони.

### 3.7. Порядок проведення та пристрої перевантаження ядерного палива

#### 3.7.1. Пристрої перевантаження

3.7.1.1. У проекті зазначаються і обґрунтовуються склад пристроїв перевантаження ядерного палива, а також вимоги до них, виконання яких забезпечує безпеку поводження з ТВЗ, у тому числі при відмовах і пошкодженнях пристроїв для перевантаження палива.

3.7.1.2. Проектом передбачаються технічні засоби, що забезпечують тепловідвід від ТВЗ при перевантаженні активної зони.

3.7.1.3. Пристрої перевантаження проектується таким чином, щоб при їх нормальній експлуатації і відмовах не порушувалися умови нормальної експлуатації РУ і басейнів витримки.

3.7.1.4. У проекті зазначаються вимоги до монтажу, експлуатації і періодичної перевірки пристроїв перевантаження, а також вимоги до їх надійності.

3.7.1.5. Пристрої перевантаження проектується з можливістю доступу до них для проведення інспекцій, ремонту, випробувань і технічного обслуговування.

3.7.1.6. Перевантажувальна машина, транспортно-технологічне обладнання і пов'язані з ним системи підлягають технічному обслуговуванню і перевірці перед початком операцій з поводження з ядерним паливом і перевантаженню активної зони реактора.

3.7.1.7. При проектуванні пристроїв перевантаження передбачаються заходи, спрямовані на запобігання пошкодженню, деформації, руйнуванню або падінню ТВЗ, а також докладанню неприпустимих зусиль при виведенні чи встановленні ТВЗ. Значення граничнодопустимих зусиль зазначаються в проекті. Використання неprojektних пристроїв для перевантаження забороняється.

3.7.1.8. При проектуванні пристроїв перевантаження передбачається, щоб припинення енергопостачання не призводило до падіння ТВЗ.

3.7.1.9. У проекті встановлюються і обґрунтовуються допустимі швидкості переміщення ТВЗ перевантажувальними пристроями.

3.7.1.10. Передбачаються захисні пристрої, що забезпечують переміщення пристроїв перевантаження в допустимих межах.

3.7.1.11. У пристроях перевантаження передбачаються пульти (панелі) для представлення інформації про положення, переміщення та орієнтацію ТВЗ і захватів.

3.7.1.12. Передбачаються блокування для запобігання переміщенню пристроїв перевантаження при перебуванні ТВЗ у неprojektному положенні.

3.7.1.13. Передбачається система промислового телебачення для контролю перевантаження. У проекті визначається перелік операцій при перевантаженні, що контролюються з використанням промислового телебачення.

3.7.1.14. Для випадків відмов або порушень умов експлуатації пристроїв перевантаження передбачається обладнання, у тому числі з ручним приводом, для надійного переміщення ТВЗ у встановлені місця з виконанням вимог ядерної безпеки.

3.7.2. Порядок проведення перевантаження

3.7.2.1. У проекті встановлюються, а в ЗАБ обґрунтовуються: способи проведення перевантаження; періодичність, об'єм і регламент перевантаження; технічні засоби і організаційні заходи із забезпечення ядерної безпеки під час проведення перевантаження, включаючи контроль густини нейтронного потоку;

робоча концентрація розчину рідкого поглинача, місця відбору проб, засоби її контролю і способи підтримування.

3.7.2.2. У проекті як вихідні події розглядаються можливі помилки при перевантаженні ядерного палива і їх наслідки, а також розробляються заходи, спрямовані на унеможливлення помилок.

3.7.2.3. Вимоги до обґрунтування ядерної безпеки при перевантаженні встановлюються у галузевих нормативних документах. Перевантаження активної зони здійснюються на основі технічних рішень, програм перевантаження, робочих графіків, картограм перевантаження.

3.7.2.4. Необхідно запобігати потраплянню у внутрішній простір першого контуру сторонніх предметів при проведенні перевантажувальних і ремонтних робіт організаційними і, при можливості, технічними засобами.

3.7.2.5. При перевантаженні активної зони концентрацію рідкого поглинача доводять до такого значення, при якому (з урахуванням можливих помилок) забезпечується підкритичність активної зони не менше 0,02 (без урахування введення ОР СУЗ).

3.7.2.6. Передбачаються технічні засоби, що забезпечують при перевантаженнях унеможливлення подачі чистого конденсату в реактор, перший контур, басейни витримки.

3.7.2.7. Забороняється робота вантажопідіймальних механізмів у реакторній залі, виконання ремонтних робіт на системах басейну витримки і системах, що межують з першим контуром РУ, під час виконання операцій, що пов'язані з перевантаженням активної зони реактора, і при роботі перевантажувальної машини на басейні витримки.

3.7.2.8. Конструкція реактора і виконавчих механізмів СУЗ забезпечують розщеплений стан ОР СУЗ при знятті верхнього блока. Передбачаються засоби контролю розщепленого стану ОР СУЗ.

3.7.2.9. Після завершення перевантаження проводяться випробування з підтвердження проектних і розрахункових нейтронно-фізичних характеристик активної зони, уключаючи вимірювання ефективності аварійного захисту і робочої групи ОР СУЗ.

У процесі випробувань проводиться перевірка на відповідність експериментальних результатів розрахунковим параметрам.

3.7.2.10. При виявленні неприпустимих розбіжностей між розрахунками та результатами випробувань РУ необхідно перевести в стан, при якому гарантується неперевищення експлуатаційних меж, установити причину розбіжностей та виконати належні коригувальні заходи.

#### IV. Забезпечення ядерної безпеки при експлуатації реакторної установки

4.1. Вимоги до порядку експлуатації і технічного обслуговування обладнання БЩУ, РЩУ і місцевих щитів управління встановлюються в експлуатаційній документації.

4.2. Основним документом, що визначає безпечну експлуатацію, є технологічний регламент безпечної експлуатації енергоблока.

Адміністрація АС на основі ТРБЕ, проектних матеріалів, документації розробників обладнання організовує розробку і затвердження:

- інструкції з експлуатації РУ;
- інструкції і керівництва, що визначають дії персоналу у разі порушень нормальної експлуатації, аварійних ситуацій, проектних і запроектних аварій, у тому числі важких аварій;
- регламенту перевірок і випробувань СВБ РУ;
- регламенту технічного обслуговування та ремонту обладнання і систем РУ, важливих для безпеки;
- графіків проведення технічного обслуговування, планово-попереджувальних і капітальних ремонтів систем і елементів РУ, важливих для безпеки;
- графіків проведення випробувань і перевірок функціонування систем безпеки.

Адміністрація АС здійснює експлуатацію АС відповідно до наведених вище документів.

4.3. Інструкція з експлуатації РУ, а також керівництва, що визначають дії персоналу у разі проектних і запроектних аварій, у тому числі важких аварій, погоджуються з Держатомрегулюванням.

4.4. Документи, указані в пункті 4.2, переглядаються і коригуються з урахуванням досвіду введення енергоблока в експлуатацію (фізичного і енергетичних пусків), експлуатації, а також при модернізації та реконструкції систем і елементів, важливих для безпеки.

4.5. До початку експлуатації енергоблока АС експлуатуючою організацією оформляється паспорт на реакторну установку.



4.6. Стан систем РУ і умови, при яких дозволяються пуск і експлуатація РУ, встановлюються в проекті АС, обґрунтовуються в ЗАБ і зазначаються в ТРБЕ.

4.7. Будь-які випробування, опробування, зміни режимів експлуатації на РУ, що не передбачені ТРБЕ, інструкціями з експлуатації РУ, систем і обладнання РУ повинні проводитися за програмами, що містять обґрунтування ядерної безпеки і заходи із забезпечення безпеки при проведенні цих операцій. Програми погоджуються з Держатомрегулюванням і затверджуються ЕО.

4.8. При порушенні експлуатаційних меж персонал виконує послідовність дій, яка встановлена в експлуатаційній документації та спрямована на приведення РУ до нормальної експлуатації. У разі неможливості відновлення нормальної експлуатації РУ необхідно зупинити.

4.9. У разі виникнення на РУ аварійної ситуації з'ясовуються та усуваються причини її виникнення і вживаються заходи для відновлення нормальної експлуатації РУ. Експлуатація РУ може бути продовжена лише після визначення і усунення причин виникнення аварійної ситуації за письмовим розпорядженням головного інженера АС і погодження з державною інспекцією з ядерної безпеки на АС.

4.10. Оператор РУ має право і зобов'язаний самостійно зупинити реактор і/або перевести його в розхолоджений стан у випадках, передбачених ТРБЕ, якщо подальша робота РУ на потужності загрожує безпеці АС.

4.11. З моменту виникнення аварії і до початку роботи комісії з виявлення причин аварії категорично забороняється розкривати контрольно-вимірну апаратуру і пристрої, змінювати уставки аварійної і попереджувальної сигналізації та захисту, якщо це не перешкоджає переведенню РУ в безпечний стан.

Передбачаються організаційно-технічні заходи, що унеможливають втрату зареєстрованої інформації та несанкціонований доступ до пристроїв і елементів, баз даних і архівів систем контролю та управління, у яких зафіксована ситуація на РУ перед виникненням аварії та в подальший період.

4.12. Для зупиненого реактора з паливом в активній зоні (уключаючи режими перевантаження) у проекті визначаються, обґрунтовуються в ЗАБ і зазначаються в ТРБЕ:

умови експлуатації РУ;  
об'єм контролю густини нейтронного потоку;  
об'єм контролю концентрації розчину рідкого поглинача та рівня теплоносія;  
вимоги до готовності систем РУ, важливих для безпеки.

4.13. У проекті визначається концентрація рідкого поглинача в активній зоні, першому контурі РУ та пов'язаних з ним системах для режимів перевантаження, випробувань і проведення ремонтних робіт.

4.14. Адміністрація АС на основі проектної документації, ЗАБ і досвіду експлуатації розробляє перелік ядернонебезпечних робіт, затверджує його в ЕО та погоджує з Держатомрегулюванням. У переліку вказується, які з ядернонебезпечних робіт можна виконувати на працюючому реакторі. Перелік ядернонебезпечних робіт періодично (раз на 3 роки) коригується з урахуванням досвіду експлуатації. Перелік ядернонебезпечних робіт є складовою частиною технологічного регламенту безпечної експлуатації енергоблока.

4.15. Ядернонебезпечні роботи виконуються за спеціальним технічним рішенням або згідно з програмою, які затверджені адміністрацією АС і погоджені з Держатомрегулюванням.

Технічне рішення (програма) повинно містити:  
мету проведення ядернонебезпечних робіт;  
умови і порядок проведення ядернонебезпечних робіт;  
технічні та організаційні заходи щодо забезпечення ядерної безпеки;

критерії та контроль правильності завершення ядернонебезпечних робіт;

наказ про призначення відповідального за проведення ядернонебезпечних робіт.

Ядернонебезпечні роботи виконуються, як правило, на зупиненому реакторі.

4.16. При виконанні ядернонебезпечних робіт на зупиненому реакторі підкритичність повинна бути не менше 0,02 для стану активної зони із максимально ефективним коефіцієнтом розмноження.

4.17. Для будь-якого стану РУ проведення одночасно двох і більше ядернонебезпечних робіт, що впливають на реактивність або надійність тепловідводу від твелів, забороняється.

4.18. У разі запроектої аварії на енергоблоці всі працюючі енергоблоки цієї АС повинні бути зупинені.

#### V. Нагляд за дотриманням правил та відповідальність за їх порушення

5.1. Державний нагляд за дотриманням вимог цих Правил здійснює Державний комітет ядерного регулювання України у відповідності до Закону України "Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку" ( [39/95-ВР](#) ).

5.2. ЕО здійснює постійний контроль за дотриманням вимог Правил при введенні в експлуатацію, експлуатації та знятті з експлуатації РУ.

5.3. ЕО є відповідальною за створення необхідної організаційної структури на АС, яка забезпечує дотримання вимог Правил на АС.

5.4. ЕО періодично (не рідше одного разу на 2 роки) зобов'язана проводити перевірки дотримання на АС вимог цих Правил і надавати результати цих перевірок до Держатомрегулювання.

5.5. Періодично (не рідше одного разу на рік) наказом по АС призначається внутрішня комісія з перевірки дотримання вимог Правил. Акт комісії затверджується директором АС. Один примірник акта направляється до Держатомрегулювання.

5.6. Конструкторські, проектні, будівельні, ремонтні, монтажні, налагоджувальні організації, організації науково-технічної підтримки, заводи-виробники обладнання і організації, які надають послуги АС, зобов'язані дотримуватись вимог цих Правил.

5.7. Адміністрація АС визначає конкретних посадових осіб і персонал АС, які є відповідальними за дотримання вимог ядерної безпеки в цехах, змінах, інших підрозділах АС і на конкретних робочих місцях.

Директор Департаменту  
оцінки безпеки  
ядерних установок

О.С.Демчук

Додаток  
до Правил ядерної безпеки  
реакторних установок атомних  
станцій з реакторами з водою  
під тиском

МЕЖІ  
пошкодження твेलів ядерних реакторів  
на теплових нейтронах для матеріалів  
оболонки твелів із сплаву  
 $Zr + 1\% Nb$

1. Експлуатаційні межі пошкодження твелів за рахунок утворення мікротріщин з дефектами типу газової нещільності оболонки не повинні перевищувати 0,2% твелів і 0,02% твелів при прямому контакті ядерного палива з теплоносієм.

2. Межа безпечної експлуатації за кількістю і характером дефектів твелів становить 1% твелів з дефектами типу "газова нещільність" і 0,1% твелів, для яких має місце прямий контакт теплоносія з ядерним паливом.

3. Максимальна проектна межа пошкодження твелів відповідає неперевищенню будь-якого з таких граничних параметрів:  
температура оболонок твелів - 1200 град.С;  
локальна глибина окислення оболонок твелів - 18% від граничної товщини оболонки;  
частина цирконію, що прореагував, - 1% від його маси в оболонках твелів.

Директор Департаменту  
оцінки безпеки  
ядерних установок

О.С.Демчук