

R O Z P O R Z A D Z E N I E

RADY MINISTRÓW

z dnia 31 sierpnia 2012 r.

w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego<sup>1)2)</sup>

Na podstawie art. 36d ust. 3 ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz. U. z 2012 r. poz. 264 i 908) zarządza się, co następuje:

Rozdział 1

Przepisy ogólne

§ 1. W rozumieniu niniejszego rozporządzenia użyte określenia oznaczają:

- 1) analiza (metodologia) oparta na najlepszym oszacowaniu – analizę techniczną przeprowadzaną na podstawie najlepszego istniejącego stanu wiedzy o zjawiskach zachodzących w systemach i procesach technologicznych, w której, tam gdzie istnieją niepewności, unika się założeń nadmiernie zachowawczych, a niemających uzasadnienia technicznego, dającą najbardziej prawdopodobne wartości;
- 2) awarie projektowe kategorii 1 – awarie elektrowni jądrowej lub reaktora badawczego, o prawdopodobieństwie wystąpienia mniejszym niż raz na 100 lat pracy reaktora, lecz równym lub większym niż raz na 1000 lat pracy reaktora;
- 3) awarie projektowe kategorii 2 – awarie elektrowni jądrowej lub reaktora badawczego, o prawdopodobieństwie wystąpienia

mniejszym niż raz na 1000 lat pracy reaktora, lecz równym lub większym niż raz na 10000 lat pracy reaktora;

- 4) bariera ochronna – barierę fizyczną powstrzymującą rozprzestrzenianie się substancji promieniotwórczych;
- 5) fundamentalne funkcje bezpieczeństwa – funkcje bezpieczeństwa mające zasadnicze znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego obiektu jądrowego, obejmujące:
  - a) sterowanie reaktywnością,
  - b) odprowadzanie ciepła z reaktora, przechowalnika wypalonego paliwa jądrowego oraz magazynu świeżego paliwa jądrowego,
  - c) osłanianie przed promieniowaniem jonizującym, zatrzymywanie substancji promieniotwórczych, ograniczanie i kontrolowanie ich uwolnień do środowiska, a także ograniczanie uwolnień awaryjnych;
- 6) granica ciśnieniowa obiegu chłodzenia reaktora:
  - a) w przypadku reaktora ciśnieniowego – system fizycznie połączonych elementów ciśnieniowych wyposażenia utrzymujących chłodziwo reaktora o określonych parametrach roboczych, w szczególności zbiornik ciśnieniowy lub kanały ciśnieniowe reaktora, rurociągi lub ich elementy, oraz pompy i armatura, które tworzą obieg chłodzenia reaktora lub są połączone z obiegiem chłodzenia reaktora do następującej armatury włącznie:
    - najbardziej zewnętrzny zawór odcinający na rurociągu systemu przechodzącego przez pierwotną obudowę bezpieczeństwa reaktora,
    - drugi z dwóch zaworów na rurociągu systemu nieprzechodzącego przez pierwotną obudowę bezpieczeństwa reaktora, które podczas normalnej pracy reaktora są zamknięte,
    - osprzęt zabezpieczający zamontowany na elementach obiegu chłodzenia reaktora,

- b) w przypadku reaktora wrzącego – elementy ciśnieniowe wyposażenia od reaktora do najbardziej zewnętrznych zaworów odcinających obudowę bezpieczeństwa reaktora, zamontowanych na rurociągach pary świeżej i wody zasilającej włącznie;
- 7) graniczne parametry projektowe – wartości parametrów procesu technologicznego lub parametrów systemów, elementów konstrukcji lub wyposażenia obiektu jądrowego mających istotne znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, określone dla stanów eksploatacyjnych i rozpatrywanych awarii, których nieprzekroczenie zapewnia wypełnienie funkcji bezpieczeństwa oraz spełnienie kryteriów ograniczonego oddziaływania radiologicznego obiektu jądrowego, ustalonych w art. 36f ust. 2 ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe i § 9 rozporządzenia projektowego, potwierdzone analizami bezpieczeństwa;
- 8) grupa bezpieczeństwa – zestaw elementów wyposażenia przeznaczonych do wykonania działań wymaganych w przypadku wystąpienia postulowanego zdarzenia inicjującego zwanego dalej „PZI”, w celu zapewnienia nie przekroczenia granicznych parametrów projektowych dla przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i awarii projektowych;
- 9) jądrowy blok energetyczny – zespół składający się w szczególności z: jądrowego reaktora energetycznego, obiegu chłodzenia reaktora, obiegu czynnika roboczego, jednego lub większej liczby turbozespołów, tworzący wraz z systemami pomocniczymi skoordynowany system konwersji energii cieplnej paliwa jądrowego w energię elektryczną;
- 10) kryterium pojedynczego uszkodzenia – kryterium wymagań projektowych, którego spełnienie zapewnia, że uszkodzenie jakiegokolwiek elementu systemu, a także uszkodzenia wtórne powstałe na skutek tego uszkodzenia, nie skutkuje utratą zdolności systemu do wypełniania jego funkcji bezpieczeństwa;

- 11) limity (granice) bezpieczeństwa – wartości tych parametrów fizycznych i technologicznych, których przekroczenie jest niedopuszczalne i które bezpośrednio wpływają na stan barier ochronnych;
- 12) nastawy systemów bezpieczeństwa – wartości parametrów, przy których systemy bezpieczeństwa są automatycznie uruchamiane w razie wystąpienia przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych lub warunków awaryjnych, w celu zapobieżenia przekroczeniu limitów (granice) bezpieczeństwa;
- 13) obudowa bezpieczeństwa reaktora:
  - a) w przypadku elektrowni jądrowej – pierwotną obudowę bezpieczeństwa reaktora oraz wtórną obudowę bezpieczeństwa reaktora łącznie,
  - b) w przypadku reaktora badawczego – pierwotną obudowę bezpieczeństwa reaktora;
- 14) pierwotna obudowa bezpieczeństwa reaktora – szczelną konstrukcję zaprojektowaną na wytrzymanie granicznych parametrów projektowych określonych dla rozpatrywanych awarii;
- 15) pojedyncze uszkodzenie – uszkodzenie, które powoduje utratę zdolności systemu lub elementu wyposażenia obiektu jądrowego do wypełniania jego funkcji bezpieczeństwa, a także uszkodzenie wtórne, będące jego skutkiem;
- 16) rozpatrywane awarie – awarie projektowe i rozszerzone warunki projektowe;
- 17) rozporządzenie lokalizacyjne – rozporządzenie wydane na podstawie art. 35b ust. 4 ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe;
- 18) rozporządzenie projektowe – rozporządzenie wydane na podstawie art. 36c ust. 3 ustawy – Prawo atomowe;
- 19) rozszerzone warunki projektowe – zbiór sekwencji awarii poważniejszych niż awarie projektowe, przy których uwolnienia substancji promieniotwórczych mieszczą się w akceptowalnych granicach, uwzględniony w projekcie obiektu jądrowego

z zastosowaniem analizy (metodologii) opartej na najlepszym oszacowaniu, obejmujący sekwencje złożone oraz ciężkie awarie bez uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora;

- 20) sekwencje złożone – sekwencje zdarzeń wykraczające poza sekwencje przyjęte w deterministycznych założeniach projektowych obiektu jądrowego – w kategoriach uszkodzeń elementów wyposażenia lub błędów operatora, mogące potencjalnie prowadzić do znaczących uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska, które nie prowadzą do stopienia rdzenia reaktora;
- 21) separacja fizyczna – separację przestrzenną lub za pomocą odpowiednich barier fizycznych, albo przez połączenie obu tych metod;
- 22) stan bezpiecznego wyłączenia – stan obiektu jądrowego po wystąpieniu przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego lub warunków awaryjnych, w którym fundamentalne funkcje bezpieczeństwa są wypełniane i stabilnie utrzymywane w długim czasie, a w przypadku elektrowni jądrowej i reaktora badawczego dodatkowo reaktor jest w stanie podkrytycznym;
- 23) stany eksploatacyjne – normalną eksploatację i przewidywane zdarzenia eksploatacyjne;
- 24) stan kontrolowany – stan obiektu jądrowego po wystąpieniu przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego lub warunków awaryjnych, w którym jest zapewnione wypełnianie i utrzymanie fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa przez okres dostatecznie długi dla zastosowania środków celem osiągnięcia stanu bezpiecznego wyłączenia;
- 25) system bezpieczeństwa – system obiektu jądrowego przeznaczony do zapobieżenia wystąpieniu lub do ograniczenia skutków przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i warunków awaryjnych, a w przypadku elektrowni jądrowej lub reaktora badawczego także do osiągnięcia stanu bezpiecznego wyłączenia;

- 26) system zabezpieczeń – system monitorujący pracę obiektu jądrowego, który po wykryciu odchylenia od normalnej eksploatacji automatycznie uruchamia działania celem zapobieżenia wystąpieniu przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego i warunków awaryjnych;
- 27) ustawa – ustawę z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe;
- 28) uszkodzenie ze wspólnej przyczyny – uszkodzenie dwóch lub więcej zwielokrotnionych systemów lub elementów konstrukcji lub wyposażenia obiektu jądrowego spowodowane tym samym zdarzeniem lub tą samą przyczyną;
- 29) wtórna obudowa bezpieczeństwa reaktora – zewnętrzną powłokę ograniczającą przestrzeń, gdzie znajdują się lub mogą znajdować się po awarii promieniotwórcze produkty rozszczepienia, otaczającą całkowicie przepusty i armaturę odcinającą pierwotnej obudowy bezpieczeństwa reaktora, oraz przynajmniej częściowo:
  - a) pierwotną obudowę bezpieczeństwa reaktora,
  - b) część systemów i elementów wyposażenia obiektu jądrowego połączonych z granicą ciśnieniową obiegu chłodzenia reaktora lub z przestrzenią pierwotnej obudowy bezpieczeństwa reaktora, które w razie awarii mogą przenosić skażone płyny poza pierwotną obudowę bezpieczeństwa reaktora;
- 30) zwielokrotnienie (redundancja) – zastosowanie większej liczby systemów lub elementów wyposażenia niż wymaga tego funkcjonowanie obiektu jądrowego, w szczególności jego systemów bezpieczeństwa, tak, żeby uszkodzenie jakiegokolwiek z nich nie skutkowało niewypełnieniem funkcji bezpieczeństwa.

## Rozdział 2

### Wymagania ogólne dla analiz bezpieczeństwa

§ 2. 1. Analizy bezpieczeństwa obejmują funkcjonowanie obiektu jądrowego w stanach eksploatacyjnych i warunkach awaryjnych.

2. Zakres analiz bezpieczeństwa pozwala na wykazanie, że zostały spełnione wymagania bezpieczeństwa ustalone w art. 36f ust. 2 ustawy oraz w § 9 i 10 rozporządzenia projektowego.

3. W analizach bezpieczeństwa obiektu jądrowego ocenia się w szczególności, czy:

- 1) rozwiązania projektowe obiektu jądrowego zapewniają właściwą sekwencję poziomów bezpieczeństwa;
- 2) obiekt jądrowy jest zdolny wytrzymać warunki fizyczne i środowiskowe, na działanie których może on zostać wystawiony, w szczególności skrajne warunki środowiska i zagrożenia zewnętrzne – naturalne i spowodowane działalnością człowieka;
- 3) w projekcie obiektu jądrowego zostały właściwie uwzględnione czynniki ludzkie;
- 4) w projekcie obiektu jądrowego zostały zidentyfikowane długookresowe mechanizmy starzenia obiektu jądrowego mogące skutkować zmniejszeniem jego niezawodności, a także czy zapewniono ich monitorowanie i przewidziano odpowiednie środki zaradcze;
- 5) systemy, elementy konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego zastosowane dla zapobieżenia eskalacji przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych w warunki awaryjne oraz ograniczania ich skutków, jak również awaryjne procedury eksploatacyjne i środki reagowania awaryjnego, są skuteczne w zmniejszaniu do poziomów akceptowalnych ryzyka związanego z eksploatacją obiektu jądrowego.

§ 3. Analizy bezpieczeństwa obejmują analizy deterministyczne oraz analizy probabilistyczne.

§ 4. W analizach deterministycznych określa się zachowanie się obiektu jądrowego we wstępnie założonych określonych stanach eksploatacyjnych

i w warunkach awaryjnych oraz ocenia odpowiedniość jego rozwiązań projektowych – przez sprawdzenie spełnienia kryteriów i wymagań technicznych zawartych w przepisach prawa i normach technicznych.

§ 5. 1. Analizy deterministyczne obiektu jądrowego dla warunków projektowych opierają się na podejściu zachowawczym.

2. W analizach awarii poważniejszych niż awarie projektowe może być stosowana analiza (metodologia) oparta na najlepszym oszacowaniu.

§ 6. 1. Przed rozpoczęciem wykonywania analiz bezpieczeństwa dla konkretnego projektu obiektu jądrowego w określonej lokalizacji ustala się wykaz PZI.

2. Wykaz PZI przyjęty do analiz bezpieczeństwa dla konkretnego projektu obiektu jądrowego w określonej lokalizacji obejmuje PZI wewnętrzne oraz zewnętrzne i określa się go tak, żeby obejmował wszystkie prawdopodobne uszkodzenia systemów, konstrukcji obiektu oraz elementów wyposażenia obiektu jądrowego oraz błędy ludzkie, jakie mogłyby powstać podczas normalnej eksploatacji obiektu jądrowego.

§ 7. 1. Przy identyfikacji wewnętrznych PZI uwzględnia się:

- 1) różne rodzaje uszkodzeń systemów bezpieczeństwa i ich elementów oraz uszkodzenia innych systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego, które mogą mieć wpływ na fundamentalną funkcję bezpieczeństwa lub system bezpieczeństwa;
- 2) różne rodzaje uszkodzeń granicy ciśnieniowej obiegu chłodzenia reaktora, w szczególności rozerwania rurociągów we wszystkich możliwych miejscach, w tym takie, które mogą wystąpić poza obudową bezpieczeństwa reaktora;
- 3) różne rodzaje uszkodzeń i zdarzeń mogących wystąpić podczas wszystkich trybów prowadzenia eksploatacji obiektu jądrowego;
- 4) zdarzenia spowodowane błędami ludzkimi, mogące doprowadzić do powstania uszkodzeń ze wspólnej przyczyny, w szczególności: nieprawidłowe lub niekompletne czynności utrzymywania



i remontów, niewłaściwe nastawy aparatury sterowania i zabezpieczeń oraz błędy pracowników.

2. Przy ustalaniu zestawu wewnętrznych PZI przyjmowanych do analiz bezpieczeństwa uwzględnia się i analizuje odpowiedniość dla określonego projektu obiektu jądrowego w szczególności następujących rodzajów wewnętrznych zdarzeń inicjujących oraz wewnętrznych zdarzeń wtórnych zaistniałych na skutek tych postulowanych zdarzeń inicjujących:

- 1) pożary;
- 2) wybuchy;
- 3) zalania na skutek awarii systemów, elementów konstrukcji lub wyposażenia obiektu jądrowego;
- 4) uszkodzenia elementów ciśnieniowych, podpór lub innych elementów konstrukcji lub wyposażenia obiektu jądrowego;
- 5) powstawanie odłamków, w tym na skutek rozerwania wirujących elementów wyposażenia obiektu jądrowego;
- 6) uwolnienia płynów technologicznych z uszkodzonych systemów lub elementów wyposażenia obiektu jądrowego – w tym substancji trujących lub smarów;
- 7) drgania;
- 8) uderzenia oderwanym z jednej strony elementem rurociągu;
- 9) oddziaływanie strumienia wypływającego płynu, w tym efekty odrzutu;
- 10) zawalenie się konstrukcji obiektu jądrowego lub jej elementu, a także upadek takiego elementu konstrukcji lub wyposażenia obiektu;
- 11) zakłócenia elektromagnetyczne.

§ 8. Przy ustalaniu zestawu zewnętrznych PZI przyjmowanych do analiz bezpieczeństwa uwzględnia się i analizuje odpowiedniość dla określonego projektu obiektu jądrowego w szczególności następujących rodzajów zewnętrznych zdarzeń

inicjujących oraz zdarzeń wtórnych zaistniałych na skutek tych postulowanych zdarzeń inicjujących:

1) naturalnych:

a) wstrząsy sejsmiczne i aktywność uskokową,

b) zagrożenia geologiczno-inżynierskie i hydrogeologiczne, w tym:

– niestabilność zboczy lub skarp,

– ryzyko wystąpienia w gruntach procesów niekorzystnych dla posadawiania obiektu jądrowego, w szczególności upłynnienia, pęcznienia i zapadowości,

– zmiany warunków gruntowych przy obciążeniach statycznych i dynamicznych, z uwzględnieniem zjawisk sejsmicznych,

– stan i właściwości chemiczne wód podziemnych (ewentualna agresywność w stosunku do materiałów konstrukcyjnych, w szczególności betonu i stali zbrojeniowej),

c) zagrożenia hydrologiczne i meteorologiczne, w tym:

– skrajne wartości parametrów meteorologicznych, w szczególności maksymalna prędkość wiatru, maksymalne dobowe wartości opadów atmosferycznych (deszczu, śniegu), skrajne temperatury powietrza,

– niebezpieczne zjawiska meteorologiczne, w tym wyładowania atmosferyczne i trąby powietrzne,

– zagrożenia powodziowe lub podtopienia terenu obiektu spowodowane opadami i innymi naturalnymi przyczynami,

d) inne zdarzenia zewnętrzne, w szczególności skrajne temperatury wody chłodzącej, zubożenie zasobów wodnych akwenu chłodzącego z przyczyn naturalnych, susza, zablokowanie przepływu w rzece, nadmierny rozrost organizmów wodnych, zjawiska lodowe mogące spowodować zablokowanie ujęcia wody lub zakłócenie funkcjonowania zamkniętego obiegu chłodzenia obiektu jądrowego;

2) będących skutkiem działalności człowieka:

- a) uderzenia w obiekt jądrowy samolotów, włączając, w przypadku elektrowni jądrowej, duże samoloty cywilne, w tym – skutki bezpośredniego uderzenia samolotu w obiekt jądrowy w postaci pożaru i wybuchu,
- b) akty terrorystyczne i sabotażu,
- c) wybuchy chemiczne przy przetwarzaniu, transporcie, przeładunku i magazynowaniu chemikaliów mogących wybuchnąć lub wytworzyć chmury gazów, które mogą ulegać gwałtownemu spalaniu lub detonacji,
- d) uszkodzenia urządzeń wodnych w rozumieniu prawa wodnego, i ich części, lub zagrożenia wywołane ich nieprawidłową eksploatacją,
- e) inne zdarzenia, w szczególności:
  - uwolnienie substancji palnych, wybuchowych, duszących, trujących, korozyjnych lub radioaktywnych,
  - wybuchy instalacji przemysłowych mogące generować odłamki,
  - pożary, w szczególności lasów, torfowisk, roślinności, składów węgla i paliw węglowodorowych o małej lotności, drewna, tworzyw sztucznych,
  - uderzenie statku jako potencjalne zagrożenie dla konstrukcji ujęcia wody,
  - zakłócenia elektromagnetyczne i prądy wirowe,
  - zatkanie wlotów i wylotów powietrza lub zablokowanie ujęć i zrzutów wody przez rumosz,
  - rozlewy i pożary oleju,
  - zubożenie zasobów wodnych akwenu chłodzącego,
  - wstrząsy sejsmiczne indukowane działalnością górniczą.

§ 9. 1. Zestaw PZI wybranych do analiz bezpieczeństwa dla konkretnego projektu obiektu jądrowego w określonej lokalizacji ustala się na drodze systematycznych analiz przez:

- 1) zastosowanie odpowiednich metod analitycznych;
- 2) porównania z zestawami PZI opracowanymi dla analiz bezpieczeństwa podobnych obiektów jądrowych;
- 3) analizę doświadczeń eksploatacyjnych z podobnych obiektów.

2. Dla wszystkich PZI określa się oczekiwaną częstość ich występowania.

§ 10. PZI dla konkretnego projektu obiektu jądrowego w określonej lokalizacji grupuje się według ich rodzajów i dla każdej z grup wybiera się do szczegółowych analiz awarii przypadki graniczne, które powodują największe zagrożenie dla fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa. Prawidłowość pogrupowania i wyboru granicznych zdarzeń inicjujących potwierdza się poprzez analizę bezpieczeństwa.

§ 11. 1. Zestaw PZI wstępnie przyjęty do analiz bezpieczeństwa dla konkretnego projektu obiektu jądrowego w określonej lokalizacji w szczególności:

- 1) uwzględnia częściowe uszkodzenia systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego, jeżeli dają one istotny wkład do ryzyka;
- 2) uwzględnia zdarzenia o bardzo małych częstościach występowania lub bardzo mało istotnych konsekwencjach;
- 3) podlega przeglądowi i odpowiednim zmianom w miarę postępu projektowania i ocen bezpieczeństwa, w procesie iteracyjnym.

2. Zdarzenia odrzucone z zestawu PZI przyjętego do analiz bezpieczeństwa specyfikuje się w analizie bezpieczeństwa, wraz z uzasadnieniem powodów odrzucenia.

§ 12. Wykonywanie analiz bezpieczeństwa obejmuje się programem zapewnienia jakości. W szczególności podaje się i dokumentuje źródła pochodzenia wszystkich danych oraz dokumentuje się i archiwizuje cały proces analiz w taki sposób, aby możliwe było jego niezależne sprawdzenie.

### Rozdział 3

#### Wymagania szczegółowe dla analizy deterministycznej bezpieczeństwa

§ 13. 1. W analizie deterministycznej bezpieczeństwa uwzględnia się PZI i ich odpowiednie kombinacje, ustalone dla określonego projektu i lokalizacji obiektu jądrowego, prowadzące do określonych stanów obiektu jądrowego, według szacowanego prawdopodobieństwa ich występowania.

2. Kryteria grupowania PZI prowadzących do określonych stanów elektrowni jądrowej, według szacowanego prawdopodobieństwa ich występowania, określono w załączniku nr 1.

§ 14. 1. Analizy deterministyczne bezpieczeństwa mające na celu wykazanie, że spełnione są kryteria akceptacji określone w załączniku nr 1, prowadzi się dla przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i warunków awaryjnych elektrowni jądrowej zapoczątkowanych przez poszczególne PZI oraz stosując kryterium pojedynczego uszkodzenia do systemów bezpieczeństwa wypełniających fundamentalne funkcje bezpieczeństwa.

2. W analizach bezpieczeństwa, o których mowa w ust. 1, zakłada się zanik zewnętrznego zasilania elektrycznego prądem przemiennym następujący po wystąpieniu PZI, wybierając przy tym najbardziej niekorzystny przypadek.

§ 15. Przez analizę deterministyczną bezpieczeństwa przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i awarii projektowych obiektu jądrowego sprawdza się, czy:

- 1) systemy bezpieczeństwa są w stanie wypełnić stawiane im wymagania, a w szczególności:
  - a) w przypadku elektrowni jądrowej oraz reaktora badawczego:

- wyłączyć reaktor i utrzymać go w stanie bezpiecznego wyłączenia podczas przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i awarii projektowych oraz po tych zdarzeniach i awariach,
  - odprowadzić ciepło powyłączeniowe z rdzenia reaktora po wyłączeniu reaktora, przy dowolnym poziomie mocy i we wszelkich warunkach przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i awarii projektowych,
- b) odprowadzić ciepło wytwarzane w przechowalniku lub magazynie paliwa jądrowego,
  - c) zmniejszyć potencjalne możliwości uwolnień do środowiska substancji promieniotwórczych oraz zapewnić, że wszelkie uwolnienia będą poniżej ustalonych wielkości granicznych podczas stanów eksploatacyjnych oraz poniżej dopuszczalnych wielkości podczas awarii projektowych;
- 2) zostanie utrzymana integralność barier ochronnych.

§ 16. 1. W analizie deterministycznej bezpieczeństwa obiektu jądrowego przyjmuje się przedziały czasowe dla analizowanych PZI, odpowiednie do dokonania oceny wszystkich skutków awarii.

2. Obliczenia stanów przejściowych wykonuje się do momentu osiągnięcia stanu bezpiecznego wyłączenia obiektu jądrowego.

§ 17. Nie jest konieczne uwzględnianie jednoczesnego wystąpienia kilku zewnętrznych PZI lub jednoczesnego wystąpienia wewnętrznego i zewnętrznego PZI, o ile nie ma między nimi związku przyczynowego, ale wykonuje się ocenę możliwych uszkodzeń lub niesprawności, jakie mogłyby wystąpić podczas długookresowego dochodzenia do stanu bezpiecznego wyłączenia.

§ 18. Jeżeli analiza przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego wykaze, że zostaną przekroczone graniczne parametry projektowe obiektu jądrowego lub paliwa jądrowego tak, że co najmniej jedna bariera ochronna zostanie naruszona, to przeprowadza się analizy skutków radiologicznych, żeby wykazać, że spełnione są

kryteria ograniczonego oddziaływania radiologicznego określone w § 9 rozporządzenia projektowego.

§ 19. W analizie deterministycznej bezpieczeństwa:

- 1) uwzględnia się kombinacje obciążeń powstałych na skutek połączenia PZI, zdarzeń zewnętrznych i wewnętrznych oraz warunków eksploatacyjnych obiektu jądrowego;
- 2) przyjmuje się odpowiednie zapasy bezpieczeństwa, z uwzględnieniem niepewności analizy.

§ 20. W analizach deterministycznych bezpieczeństwa uwzględnia się wszystkie miejsca występowania lub źródła substancji promieniotwórczych w obiekcie jądrowym, w szczególności odpowiednio do rodzaju obiektu jądrowego:

- 1) rdzeń reaktora;
- 2) obieg chłodzenia reaktora, z systemami pomocniczymi;
- 3) napromieniowane paliwo jądrowe w trakcie jego przemieszczania;
- 4) wypalone paliwo jądrowe przechowywane na terenie obiektu jądrowego;
- 5) systemy przetwarzania i przechowywania odpadów promieniotwórczych.

§ 21. Oprogramowanie systemów teleinformatycznych stosowane do analiz deterministycznych należy odpowiednio weryfikować i walidować.

§ 22. 1. Przy analizach deterministycznych bezpieczeństwa awarii projektowych obiektu jądrowego przyjmuje się, że:

- 1) PZI następuje w najbardziej niekorzystnym momencie w odniesieniu do stanu obiektu jądrowego;
- 2) systemy sterowania działają w sposób pogarszający skutki PZI, przy czym nie bierze się pod uwagę żadnego działania systemów sterowania w kierunku ograniczenia skutków PZI;

- 3) wystąpi najgorsze pojedyncze uszkodzenie przy pracy grup bezpieczeństwa, których działanie jest wymagane po zaistnieniu danego PZI; w przypadku systemów zwielokrotnionych zakłada się, że uruchomiona zostaje i pracuje ich minimalna liczba, przy której jest możliwa realizacja funkcji bezpieczeństwa;
- 4) systemy bezpieczeństwa pracują z minimalnymi wydajnościami, przy których jest możliwa realizacja funkcji bezpieczeństwa;
- 5) niezdatne do pracy są wszelkie systemy oraz elementy konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego:
  - a) których nie można uznać za w pełni zdatne do pracy,
  - b) które podczas awarii osiągają graniczne parametry projektowe, chyba że projektant dowiódł ich pełnej zdatności do pracy w sytuacji osiągnięcia tych parametrów.

2. Czynności pracowników obiektu jądrowego podejmowane w celu zapobieżenia lub łagodzenia przebiegu awarii uwzględnia się w analizach deterministycznych bezpieczeństwa jedynie wówczas, gdy można wykazać, że:

- 1) pracownicy mają dostatecznie dużo czasu na wykonanie wymaganych czynności;
- 2) dostępna jest dostatecznie obszerna informacja dla potrzeb diagnostyki zdarzenia (uwzględniając skutki zdarzenia inicjującego i kryterium pojedynczego uszkodzenia);
- 3) dostępne są odpowiednie pisemne procedury;
- 4) pracownicy zostali wystarczająco przeszkoleni.

3. W analizie deterministycznej bezpieczeństwa można dodatkowo przyjąć inne niż określone w ust. 1 i 2 założenia zachowawcze.

4. Przy określaniu zachowawczych założeń do analiz deterministycznych bezpieczeństwa uwzględnia się niepewności stanu początkowego reaktora, w tym nastaw systemów bezpieczeństwa.



§ 23. 1. W analizach deterministycznych awarii projektowych obiektu jądrowego uwzględnia się wszelkie uszkodzenia wtórne, jakie mogą powstać na skutek PZI.

2. Jeżeli PZI jest uszkodzenie części systemu rozdzielczego zasilania elektrycznego potrzeb własnych, to w analizie awarii projektowej zakłada się niedyspozycyjność wszystkich elementów wyposażenia zasilanych z tej części systemu potrzeb własnych.

3. Jeżeli PZI jest zdarzenie związane z uwolnieniem energii, takie jak uszkodzenie systemu ciśnieniowego prowadzące do uwolnienia gorącej wody lub uderzenia oderwanym z jednej strony elementem rurociągu, to przy określaniu warunków awarii projektowej uwzględnia się uszkodzenia systemów, elementów konstrukcji lub wyposażenia obiektu jądrowego, które mogłyby zostać poddane takim oddziaływaniom.

4. W przypadku wewnętrznych PZI, takich jak pożar lub zalanie, albo zewnętrznych PZI, takich jak trzęsienia ziemi, przy określaniu awarii projektowej zakłada się uszkodzenie wszystkich elementów wyposażenia, które nie zostały zaprojektowane na wytrzymanie takich zjawisk lub nie są przed nimi chronione.

§ 24. 1. Analizy deterministyczne bezpieczeństwa przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych w obiekcie jądrowym wykonuje się przy zachowawczych założeniach analogicznych do przyjmowanych przy analizach deterministycznych awarii projektowych, w szczególności tych, które odnoszą się do utrzymania fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa podczas procesu przejściowego, z zastrzeżeniem ust. 2.

2. W analizach, o których mowa w ust. 1, nie jest konieczne zakładanie, że wszystkie systemy i elementy wyposażenia obiektu jądrowego nie należące do klas bezpieczeństwa będą niedyspozycyjne oraz że nie można polegać na łagodzeniu skutków zdarzenia inicjującego przez działanie systemów sterowania, o ile określone PZI nie spowoduje ich niedyspozycyjności.

§ 25. Do analiz deterministycznych awarii projektowych obiektu jądrowego stosuje się kryteria akceptacji ich wyników na dwóch poziomach:

- 1) kryteria ogólne odnoszące się do dawek promieniowania jonizującego dla osób z ogółu ludności, w tym:
  - a) wymóg ustalony w art. 36f ust. 2 pkt 2 ustawy,
  - b) deterministyczne kryteria ograniczonego oddziaływania radiologicznego obiektu jądrowego określone w § 9 pkt 1 rozporządzenia projektowego;
- 2) kryteria szczegółowe, w szczególności następujące:
  - a) PZI nie może prowadzić do poważniejszego stanu obiektu jądrowego bez wystąpienia dalszego, niezależnego uszkodzenia,
  - b) nie dochodzi do wtórnej (na skutek PZI) utraty żadnej funkcji systemów bezpieczeństwa potrzebnej do ograniczenia skutków awarii,
  - c) projektowane systemy przeznaczone do ograniczania skutków awarii są zdolne wytrzymać maksymalne obciążenia, naprężenia i warunki środowiska występujące przy analizowanych awariach,
  - d) ciśnienia i temperatury w obiegu chłodzenia reaktora oraz we wtórnych systemach chłodzenia nie przekraczają wartości granicznych parametrów projektowych,
  - e) w przypadku awarii związanych z ucieczką chłodziwa, podczas których dochodzi do odsłonięcia rdzenia reaktora i przegrzania paliwa, utrzymana jest geometria rdzenia umożliwiająca efektywne chłodzenie oraz utrzymana jest integralność elementów i zestawów paliwowych;
  - f) żadne PZI nie powoduje powstania temperatur, ciśnień lub różnic ciśnień w obudowie bezpieczeństwa reaktora przekraczających wartości granicznych parametrów projektowych dla obudowy bezpieczeństwa reaktora.

§ 26. 1. W analizach deterministycznych bezpieczeństwa awarii obiektów jądrowych poważniejszych niż awarie projektowe określa się zapasy bezpieczeństwa

obiektu, oraz wykazuje, że dla takich zdarzeń w projekcie obiektu jądrowego została właściwie zrealizowana sekwencja poziomów bezpieczeństwa przez zastosowanie, w rozsądnie możliwym zakresie, środków techniczno-organizacyjnych mających na celu:

- 1) zapobieżenie eskalacji zdarzeń w ciężkie awarie oraz ograniczenie rozwoju ciężkich awarii i uwolnień do środowiska substancji promieniotwórczych – poprzez zastosowanie dodatkowych elementów wyposażenia i procedur opanowania awarii;
- 2) ograniczenie potencjalnych skutków radiologicznych awarii – poprzez wdrożenie planów awaryjnych na terenie i poza terenem obiektu.

2. W analizach bezpieczeństwa awarii elektrowni jądrowej oraz reaktora badawczego ze stopniem rdzenia reaktora wykazuje się, że rozwiązania zastosowane w projekcie obiektu jądrowego spełniają wymagania ustalone w art. 36c ust. 2 ustawy.

§ 27. 1. Analizy deterministyczne awarii obiektów jądrowych poważniejszych niż awarie projektowe obejmują zestaw reprezentatywnych sekwencji PZI, w których zakłada się nieprawidłowe działanie systemów bezpieczeństwa oraz uszkodzenie barier ochronnych lub ich ominięcie. Wyboru tych sekwencji dokonuje się, dodając do sekwencji awarii projektowych lub do dominujących sekwencji określonych w analizie probabilistycznej bezpieczeństwa dodatkowe uszkodzenia w obiekcie jądrowym lub nieprawidłowe działania operatora.

2. Analizy awarii obiektu jądrowego, o których mowa w ust. 1, obejmują w szczególności:

- 1) ocenę zdolności rozwiązań obiektu jądrowego do wytrzymania awarii poważniejszych niż awarie projektowe i zidentyfikowanie potencjalnych słabości tych rozwiązań;
- 2) ocenę potrzeby zastosowania w projekcie obiektu jądrowego dodatkowych rozwiązań, które zapewnią ograniczenie

i łagodzenie skutków awarii poważniejszych niż awarie projektowe;

- 3) określenie środków technicznych, które mogą zostać zastosowane w celu ograniczenia skutków awarii;
- 4) określenie danych wyjściowych przyjmowanych dla potrzeb planowania awaryjnego na terenie i poza terenem obiektu jądrowego, w szczególności takich jak wielkości i charakterystyki uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska.

3. PZI mogące prowadzić do awarii poważniejszych niż awarie projektowe identyfikuje się przez połączenie metod probabilistycznych i deterministycznych oraz osądu inżynierskiego opartego na uzasadnionych podstawach.

4. Sekwencje awarii obiektu jądrowego poważniejszych niż awarie projektowe określa się na podstawie wyników probabilistycznej oceny bezpieczeństwa, o której mowa w § 37 – 41.

5. Reprezentatywne lub graniczne sekwencje awarii obiektu jądrowego poważniejszych niż awarie projektowe można także określać na podstawie analiz deterministycznych, to jest rozumienia zjawisk fizycznych zachodzących podczas ciężkich awarii, oraz znajomości istniejących w projekcie obiektu jądrowego zapasów bezpieczeństwa i pozostałej redundancji systemów podczas awarii projektowych.

6. W analizach deterministycznych bezpieczeństwa awarii obiektu jądrowego poważniejszych niż awarie projektowe bierze się pod uwagę w szczególności PZI zapoczątkowujące następujące ciężkie awarie:

- 1) w przypadku elektrowni jądrowej oraz reaktora badawczego:
  - a) całkowitą utratę możliwości odprowadzania ciepła powyłączeniowego z rdzenia reaktora,
  - b) ucieczkę chłodziwa reaktora, w połączeniu z całkowitą utratą możliwości awaryjnego chłodzenia rdzenia;
- 2) całkowitą utratę możliwości odprowadzania ciepła z przechowalnika wypalonego paliwa jądrowego lub magazynu świeżego paliwa jądrowego;

- 3) długotrwałą, całkowitą utratę zasilania elektrycznego obiektu jądrowego.

§ 28. Zestaw sekwencji awaryjnych definiujących rozszerzone warunki projektowe dla obiektu jądrowego wybiera się tak, żeby były spełnione deterministyczne kryteria ograniczenia oddziaływania radiologicznego i probabilistyczne kryteria bezpieczeństwa obiektu jądrowego określone w § 9 pkt 2 i § 10 rozporządzenia projektowego. Uwzględnia się przy tym sekwencje awaryjne, o których mowa w § 30 i 32 rozporządzenia projektowego.

§ 29. Przy ocenie przebiegu ciężkich awarii obiektu jądrowego uwzględnia się pełne możliwości projektowe obiektu jądrowego, w tym wykorzystanie niektórych systemów bezpieczeństwa i systemów obiektu niebędących systemami bezpieczeństwa, w stopniu wykraczającym poza ich funkcje projektowe, w celu doprowadzenia potencjalnej ciężkiej awarii do stanu kontrolowanego lub ograniczenia jej skutków. Tam, gdzie polega się na wykorzystaniu systemów obiektu jądrowego wykraczającym poza graniczne parametry projektowe, uzasadnia się, że istnieją rozsądne podstawy do założenia, że mogą te systemy być wykorzystane w sposób przyjęty w analizie.

§ 30. Analizy deterministyczne bezpieczeństwa ciężkich awarii obiektu jądrowego prowadzi się stosując założenia, dane, metody i kryteria decyzyjne oparte na najlepszym oszacowaniu. Tam, gdzie nie jest to możliwe, stosuje się zachowawcze podejście, uwzględniając niepewności w rozumieniu modelowanych procesów fizycznych.

§ 31. 1. W analizach deterministycznych bezpieczeństwa ciężkich awarii elektrowni jądrowej oraz reaktora badawczego modeluje się szeroką gamę procesów fizycznych, które mogą wystąpić po uszkodzeniu rdzenia reaktora oraz tych, które mogą prowadzić do uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska. Do procesów tych należą w szczególności:

- 1) procesy degradacji rdzenia reaktora i topienia się paliwa jądrowego;

- 2) interakcje paliwo-chłodziwo (włączając wybuchy parowe);
- 3) utrzymanie materiału stopionego rdzenia w zbiorniku reaktora;
- 4) przetopienie zbiornika reaktora przez stopiony rdzeń;
- 5) generowanie ciepła w obiegu chłodzenia reaktora;
- 6) wyrzut stopionego materiału rdzenia pod wysokim ciśnieniem, w tym także prowadzący do bezpośredniego grzania obudowy bezpieczeństwa;
- 7) wydzielanie, spalanie lub detonacja gazów palnych;
- 8) uszkodzenie lub ominięcie obudowy bezpieczeństwa;
- 9) interakcja materiału stopionego rdzenia z betonem;
- 10) uwolnienie i przenoszenie produktów rozszczepienia;
- 11) zdolność do chłodzenia stopionego rdzenia wewnątrz i na zewnątrz zbiornika reaktora.

2. Przy wykonywaniu analiz deterministycznych bezpieczeństwa ciężkich awarii elektrowni jądrowej oraz reaktora badawczego jest wymagane dokładne modelowanie zachowania się rdzenia reaktora, obiegu chłodzenia reaktora i obudowy bezpieczeństwa reaktora.

§ 32. Kryteriami akceptacji wyników analiz deterministycznych bezpieczeństwa awarii obiektu jądrowego poważniejszych niż awarie projektowe są:

- 1) wymagania dla projektu obiektu jądrowego ustalone w art. 36c ust. 2 ustawy;
- 2) dla rozszerzonych warunków projektowych:
  - a) deterministyczne kryteria ograniczenia oddziaływania radiologicznego obiektu ustalone w § 9 pkt 2 rozporządzenia projektowego; dla sekwencji złożonych – także wymóg ustalony w art. 36f ust. 2 pkt 2 ustawy;
  - b) probabilistyczne kryteria bezpieczeństwa obiektu jądrowego ustalone w § 10 rozporządzenia projektowego.

§ 33. Analizy deterministyczne bezpieczeństwa dla normalnej eksploatacji obiektu jądrowego obejmują wszystkie:

- 1) warunki obiektu jądrowego, w których systemy i urządzenia są eksploatowane w przewidzianych w projekcie stanach i zakresach, bez żadnych wewnętrznych i zewnętrznych zagrożeń;
- 2) tryby pracy, na jakie obiekt jądrowy został zaprojektowany, to jest prowadzenie normalnego ruchu oraz czynności utrzymania i remontów – w przypadku elektrowni jądrowej oraz reaktora badawczego – zarówno przy pracy na mocy, jak i w stanie wyłączenia.

§ 34. 1. Analizy deterministyczne bezpieczeństwa dla normalnej eksploatacji obiektu jądrowego zawierają ocenę narażenia pracowników obiektu i ludności na promieniowanie jonizujące związane z jego eksploatacją, a w szczególności:

- 1) predykcję dawek promieniowania, jakie potencjalnie mogą otrzymać pracownicy obiektu oraz osoby z ogółu ludności;
  - 2) ocenę, czy dawki, o których mowa w pkt 1, nie przekraczają wartości dawek granicznych oraz czy spełniona jest zasada, że są one na najniższym rozsądnie osiągalnym poziomie.
2. Przy wykonywaniu predykcji dawek, o której mowa w ust. 1 pkt 1:
- 1) tam, gdzie występują niepewności, przyjmuje się zachowawcze podejście;
  - 2) tam, gdzie predykcje dawek zależą od mocy dawek wynikających z narastających z upływem czasu ilości substancji promieniotwórczych lub poziomów skażeń, przyjmuje się ich wartości maksymalne, jakie mogą wystąpić w okresie rozruchu i eksploatacji obiektu jądrowego;
  - 3) uwzględnia się doświadczenia eksploatacyjne z obiektów podobnego typu.

§ 35. Wyniki oszacowania dawek podczas normalnej eksploatacji obiektu jądrowego ocenia się w celu zidentyfikowania wszelkich słabych elementów projektu obiektu jądrowego lub sposobu prowadzenia jego eksploatacji i wprowadzenia odpowiednich ulepszeń tam, gdzie jest to rozsądnie wykonalne.

§ 36. Analiza deterministyczna bezpieczeństwa dla normalnej eksploatacji obiektu jądrowego zawiera także oszacowanie planowanych uwolnień do środowiska substancji promieniotwórczych, ze szczególnym uwzględnieniem oceny, czy planowane uwolnienia substancji promieniotwórczych są najmniejsze, jak to jest rozsądnie osiągalne.

## Rozdział 4

### Wymagania szczegółowe dla analizy probabilistycznej bezpieczeństwa

§ 37. 1. Analiza probabilistyczna bezpieczeństwa obiektu jądrowego obejmuje określenie wszystkich sekwencji zdarzeń o istotnym wkładzie w ryzyko powodowane przez obiekt jądrowy, ocenę zbalansowania całościowego projektu konfiguracji obiektu, ocenę występowania wyodrębnionych obszarów ryzyka oraz ocenę spełniania przez projekt obiektu probabilistycznych kryteriów bezpieczeństwa określonych w § 10 rozporządzenia projektowego.

2. Analizę probabilistyczną bezpieczeństwa wykonuje się dla elektrowni jądrowej, reaktora badawczego, zakładu wzbogacania izotopowego, zakładu wytwarzania paliwa jądrowego oraz zakładu przerobu wypalonego paliwa jądrowego.

§ 38. Przy wykonywaniu analizy probabilistycznej bezpieczeństwa obiektu jądrowego:

- 1) uwzględnia się wpływ wszystkich systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego na niezawodność realizacji określonych funkcji bezpieczeństwa;
- 2) przyjmowane wielkości niezawodności systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego uzasadnia się ocenami w oparciu o dane niezawodnościowe z eksploatacji



obiektów jądrowych lub z innych źródeł danych, analizowanych w sposób umożliwiający ich weryfikację;

- 3) uwzględnia się możliwe błędy pracowników, zarówno diagnostyczne, jak i przy wykonywaniu czynności sterowania.

§ 39. Analizę probabilistyczną bezpieczeństwa stosuje się w szczególności do sprawdzenia odpowiedniości przyjmowanego w projekcie obiektu jądrowego zwielokrotnienia (redundancji) wyposażenia i systemów oraz określenia potrzeby zastosowania środków zabezpieczających przed uszkodzeniami zwielokrotnionych systemów ze wspólnej przyczyny.

§ 40. 1. Jako punkt wyjścia do analizy probabilistycznej bezpieczeństwa obiektu jądrowego przyjmuje się kompletny zestaw PZI, obejmujących zarówno zdarzenia wewnętrzne jak i zewnętrzne, mogące wystąpić przy wszystkich trybach normalnej eksploatacji obiektu i prowadzić do uwolnienia substancji promieniotwórczych z jakiegokolwiek źródła na terenie obiektu jądrowego.

2. Wykonuje się analizę w celu zidentyfikowania wszystkich sekwencji uszkodzeń i błędów, które dają wkład do ryzyka.

3. Sekwencje, o których mowa w ust. 2, obejmują:

- 1) uszkodzenia elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego;
- 2) niedyspozycyjność elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego podczas wykonywania czynności utrzymania i remontów lub prób;
- 3) błędy pracowników;
- 4) uszkodzenia systemów i elementów wyposażenia obiektu jądrowego ze wspólnej przyczyny;
- 5) starzenie systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego.

4. Uszkodzenia wtórne, które są włączone do analizy deterministycznej, w analizie probabilistycznej bezpieczeństwa są uwzględniane w analizie sekwencji zdarzeń oraz w analizie systemów obiektu jądrowego.

§ 41. 1. Analizę probabilistyczną bezpieczeństwa obiektu jądrowego prowadzi się na poziomie:

- 1) pierwszym, na którym:
  - a) określa się sekwencje zdarzeń mogących prowadzić do uszkodzenia:
    - rdzenia reaktora – w przypadku elektrowni jądrowej oraz reaktora badawczego,
    - systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego zawierających substancje promieniotwórcze takiego rodzaju i w takiej ilości, że ich uwolnienie do środowiska mogłoby spowodować zagrożenie radiologiczne przekraczające kryterium określone w art. 36f ust. 2 pkt 1 ustawy – w przypadku zakładu wzbogacania izotopowego, zakładu wytwarzania paliwa jądrowego oraz zakładu przerobu wypalonego paliwa jądrowego,
  - b) szacuje się częstość uszkodzeń, o których mowa w lit. a, oraz ocenia się mocne i słabe strony systemów bezpieczeństwa, a także procedur mających na celu zapobieżenie tym uszkodzeniom,
  - c) określa się w szczególności:
    - sekwencje uszkodzeń elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego oraz błędów pracowników dających największy wkład w częstość uszkodzeń, o których mowa w lit. a,
    - systemy bezpieczeństwa, które są najważniejsze dla zapobieżenia uszkodzeniu, o którym mowa w lit. a,

- możliwość wprowadzenia zmiany w projekcie lub eksploatacji obiektu jądrowego celem zmniejszenia poziomu ryzyka;
  - 2) drugim, na którym określa się drogi możliwych uwolnień substancji promieniotwórczych z obiektu jądrowego do środowiska oraz szacuje się wielkości tych uwolnień i ich częstość.
2. Na poziomie analizy probabilistycznej bezpieczeństwa, o którym mowa w ust. 1 pkt 2:
- 1) rozpatruje się rozwój awarii, poczynając od zapoczątkowania uszkodzenia, o którym mowa w pkt 1 lit. a, rozważając uwolnienia substancji promieniotwórczych do środowiska oraz zjawiska, które mogą wystąpić i doprowadzić do uszkodzenia:
    - a) obudowy bezpieczeństwa reaktora – w przypadku elektrowni jądrowej oraz reaktora badawczego,
    - b) ostatniej bariery ochronnej – w przypadku zakładu wzbogacania izotopowego, zakładu wytwarzania paliwa jądrowego oraz zakładu przerobu wypalonego paliwa jądrowego;
  - 2) rozpatruje się skuteczność rozwiązań projektowych obiektu jądrowego zastosowanych celem ograniczenia skutków uszkodzeń, o których mowa w pkt 1 lit. a;
  - 3) szacuje się częstość dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska.

## Rozdział 5

### Wymagania dotyczące zawartości wstępnego raportu bezpieczeństwa

§ 42. 1. Wymagania dotyczące zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa elektrowni jądrowej są określone w załączniku nr 2.

2. Wymagania określone w załączniku nr 2 stosuje się odpowiednio do obiektów jądrowych innych niż elektrownia jądrowa.

## Rozdział 6

### Przepisy przejściowe i końcowe

§ 43. Przepisów niniejszego rozporządzenia nie stosuje się do obiektów jądrowych będących w fazie budowy, rozruchu lub eksploatacji na terytorium Rzeczypospolitej Polskiej w dniu jego wejścia w życie.

§ 44. Rozporządzenie wchodzi w życie po upływie 14 dni od dnia ogłoszenia.

PREZES RADY MINISTRÓW

Donald Tusk

---

<sup>1)</sup> Niniejsze rozporządzenie dokonuje w zakresie swojej regulacji wdrożenia dyrektywy Rady 2009/71/Euratom z dnia 25 czerwca 2009 r. ustanawiającej wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych (Dz. Urz. UE L 172 z 02.07.2009, str. 18 oraz Dz. Urz. UE L 260 z 03.10.2009, str. 40).

<sup>2)</sup> Niniejsze rozporządzenie zostało notyfikowane Komisji Europejskiej w dniu 30 kwietnia 2012 r., pod numerem 2012/278/PL, zgodnie z § 4 rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 23 grudnia 2002 r. w sprawie sposobu funkcjonowania krajowego systemu notyfikacji norm i aktów prawnych (Dz. U. Nr 239, poz. 2039 oraz z 2004 r. Nr 65, poz. 597), które wdraża postanowienia dyrektywy 98/34/WE Parlamentu Europejskiego i Rady z dnia 22 czerwca 1998 r. ustanawiającej procedurę udzielania informacji w dziedzinie norm i przepisów technicznych oraz zasad dotyczących usług społeczeństwa informacyjnego (Dz. Urz. WE L 204 z 21.07.1998, str. 37, z późn. zm.; Dz. Urz. UE Polskie wydanie specjalne, rozdz. 13, t. 20, str. 337, z późn. zm.).

Sprawdzono pod względem  
prawnym i redakcyjnym:

Prezes Rządowego Centrum Legislacji  
Maciej Berek

Dyrektor Departamentu Rady Ministrów  
Hanka Babińska

09/03rch

Załączniki  
do rozporządzenia  
Rady Ministrów  
z dnia 31 sierpnia 2012 r.

Załącznik nr 1

**Kryteria grupowania postulowanych zdarzeń inicjujących (PZI) prowadzących do określonych stanów elektrowni jądrowej, według szacunkowego prawdopodobieństwa występowania PZI**

Prawdopodobieństwo występowania PZI	Nazwa stanu obiektu		Kryteria akceptacji
Większe niż raz na 100 lat pracy reaktora	Przewidywane zdarzenia eksploatacyjne		<ul style="list-style-type: none"> <li>- parametry procesu technologicznego w granicach dopuszczalnych przewidzianych w projekcie,</li> <li>- brak degradacji paliwa,</li> <li>- uwolnienia substancji promieniotwórczych nieprzekraczające limitów ustalonych dla normalnej eksploatacji</li> </ul>
Mniejsze niż raz na 100 lat pracy reaktora, lecz równe lub większe niż raz na 1000 lat pracy reaktora	Awaryjne projektowe	kategorii 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>- uszkodzenie koszulek mniej niż 10% elementów paliwowych,</li> <li>- zachowane funkcje systemów chłodzenia reaktora i obudowy bezpieczeństwa reaktora,</li> <li>- ograniczone skutki radiologiczne, nieprzekraczające kryteriów określonych w § 9 pkt 1 rozporządzenia projektowego</li> </ul>
Mniejsze niż raz na 1000 lat pracy reaktora, lecz równe lub większe niż raz na 10 000 lat pracy reaktora		kategorii 2	<ul style="list-style-type: none"> <li>- uszkodzenie koszulek mniej niż 10% elementów paliwowych,</li> <li>- parametry paliwa zawierające się w granicach dopuszczalnych dla określonego typu reaktora,</li> <li>- utrzymanie geometrii rdzenia reaktora umożliwiającej efektywne chłodzenie rdzenia,</li> <li>- zachowane funkcje obudowy bezpieczeństwa reaktora,</li> <li>- ograniczone skutki radiologiczne, nieprzekraczające kryteriów określonych w § 9 pkt 1 rozporządzenia projektowego</li> </ul>
Mniejsze niż raz na 10 000 lat pracy reaktora, lecz równe lub większe niż raz na 100 000 lat pracy reaktora	Rozszerzone warunki projektowe	Sekwencje złożone	<ul style="list-style-type: none"> <li>- możliwe uszkodzenie co najmniej 10% koszulek elementów paliwowych, lecz bez stopienia rdzenia reaktora,</li> <li>- możliwe znaczące uwolnienia do środowiska substancji promieniotwórczych,</li> <li>- skutki radiologiczne nie przekraczają kryteriów określonych w § 9 pkt 2 rozporządzenia projektowego</li> </ul>

Mniejsze niż raz na 100 000 lat pracy reaktora, lecz równe lub większe niż raz na 1 000 000 lat pracy reaktora		Ciężkie awarie bez uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora	<ul style="list-style-type: none"> <li>- duża degradacja paliwa, w tym stopień rdzenia reaktora,</li> <li>- możliwe duże uwolnienia do środowiska substancji promieniotwórczych,</li> <li>- skutki radiologiczne nie przekraczają kryteriów określonych w § 9 pkt 2 rozporządzenia projektowego</li> </ul>
Mniejsze niż raz na 1 000 000 lat pracy reaktora	Hipotetyczne ciężkie awarie z uszkodzeniem pierwotnej obudowy bezpieczeństwa reaktora	<ul style="list-style-type: none"> <li>- duża degradacja paliwa, w tym stopień rdzenia reaktora,</li> <li>- możliwe bardzo duże uwolnienia do środowiska substancji promieniotwórczych,</li> <li>- skutki radiologiczne przekraczają kryteria dla rozszerzonych warunków projektowych, określone w § 9 pkt 2 rozporządzenia projektowego</li> </ul>	

## **Zakres wstępnego raportu bezpieczeństwa obiektu jądrowego**

Wstępny raport bezpieczeństwa (WRB) obiektu jądrowego zawiera:

### **1. Wprowadzenie i informacje ogólne o obiekcie jądrowym**

- 1.1. Przeznaczenie WRB.
- 1.2. Oznaczenie inwestora, generalnego projektanta, generalnego dostawcy i generalnego wykonawcy obiektu jądrowego.
- 1.3. Oświadczenie o podobnych lub identycznych obiektach, na budowę których zostały wydane zezwolenia przez Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki, oraz o specyficznych różnicach i ulepszeniach wprowadzonych w projekcie obiektu od czasu uzyskania tych zezwoleń.
- 1.4. Podstawowe informacje o procesie opracowania WRB.
- 1.5. Opis struktury WRB, przeznaczenia i zakresów jego poszczególnych części i powiązań pomiędzy nimi.

### **2. Ogólny opis obiektu jądrowego**

- 2.1. Zastosowane w projekcie obiektu przepisy i normy techniczne.
- 2.2. Podstawowe charakterystyki techniczne obiektu.
  - 2.2.1. Rodzaj (typ) obiektu.
  - 2.2.2. Liczba bloków.
  - 2.2.3. Typ reaktora jądrowego, obiegu chłodzenia reaktora i obiegu czynnika roboczego.
  - 2.2.4. Podstawowe systemy bezpieczeństwa.
  - 2.2.5. Typ konstrukcji obudowy bezpieczeństwa.
  - 2.2.6. Wielkości mocy cieplnej rdzenia reaktora.
  - 2.2.7. Wielkości mocy elektrycznej netto jądrowego bloku energetycznego odpowiadające poszczególnym poziomom mocy cieplnej reaktora.
  - 2.2.8. Inne charakterystyki techniczne konieczne do zrozumienia głównych procesów technologicznych w obiekcie jądrowym.
- 2.3. Informacje o układzie przestrzennym obiektu jądrowego i innych aspektach techniczno-organizacyjnych.
  - 2.3.1. Fizyczne i geograficzne położenie obiektu jądrowego.
  - 2.3.2. Plan generalny obiektu jądrowego.
  - 2.3.3. Połączenia obiektu jądrowego z sieciami elektroenergetycznymi – przesyłową i rozdzielczą.
  - 2.3.4. Szlaki komunikacyjne (kolejowe, drogowe lub wodne) prowadzące do obiektu jądrowego.
  - 2.3.5. Połączenia obiektu jądrowego z innymi sieciami infrastruktury.

2.3.6. Opis granic projektowania i współzależności pomiędzy różnymi organizacjami projektowymi, a także powiązań i koordynacji pracy obiektu jądrowego z zewnętrznymi systemami i urządzeniami.

2.3.7. Opis lub odwołanie do poufnej informacji o środkach ochrony fizycznej obiektu jądrowego.

2.4. Tryby pracy jądrowego bloku energetycznego.

2.5. Dokumenty włączone do WRB poprzez odwołania.

### **3. Opis zintegrowanego systemu zarządzania**

### **4. Ocenę lokalizacji obiektu jądrowego**

4.1. Dane referencyjne o lokalizacji.

4.1.1. Położenie obiektu jądrowego.

4.1.2. Rozkład i gęstość zaludnienia w regionie lokalizacji obiektu jądrowego, położenie obiektów użyteczności publicznej i innych obiektów istotnych z punktu widzenia rozkładu zaludnienia w regionie lokalizacji obiektu jądrowego, zakładane granice obszaru ograniczonego użytkowania wokół obiektu jądrowego.

4.1.3. Gospodarcze wykorzystanie terenów i zasobów wodnych w regionie lokalizacji obiektu jądrowego oraz ocena możliwych interakcji działalności prowadzonych w regionie lokalizacji z obiektem jądrowym.

4.1.4. Geotechniczne parametry gruntów oraz charakterystyka hydrogeologiczna.

4.1.5. Dane wyjściowe do projektowania budynków i budowli oraz do modelowania rozprzestrzeniania się substancji promieniotwórczych w wodach podziemnych.

4.2. Ocena zagrożeń specyficznych dla danej lokalizacji.

4.2.1. Szczegółowe oceny zdarzeń w regionie lokalizacji od zewnętrznych zagrożeń naturalnych i będących skutkiem działalności człowieka.

4.2.2. Kryteria analiz przesiewowych dla każdego rodzaju zdarzeń zewnętrznych oraz opis przewidywanego oddziaływania poszczególnych zdarzeń na obszar lokalizacji obiektu: źródła powstawania zagrożeń, mechanizmy możliwej propagacji zagrożeń, oraz przewidywane skutki oddziaływania na obszar lokalizacji obiektu jądrowego.

4.2.3. Projektowe cele probabilistyczne dla zdarzeń zewnętrznych i ocena zgodności projektowych celów probabilistycznych z granicznymi parametrami projektowymi.

4.2.4. Zagrożenia od pobliskich obiektów przemysłowych, szlaków transportowych i innych rodzajów działalności.

4.3. Działania na terenie obiektu jądrowego mogące mieć wpływ na jego bezpieczeństwo.

4.4. Sejsmologia.



- 4.5. Budowa geologiczna i warunki geologiczno-inżynierskie
- 4.6. Hydrologia.
- 4.7. Hydrogeologia.
- 4.8. Meteorologia.
- 4.9. Warunki radiologiczne lokalizacji obiektu wynikające z naturalnej promieniotwórczości oraz wpływu zewnętrznych źródeł promieniowania jonizującego lub skażeń promieniotwórczych.
- 4.10. Uwarunkowania planowania awaryjnego i działań interwencyjnych związane z lokalizacją obiektu jądrowego.
- 4.11. Monitorowanie parametrów związanych z lokalizacją obiektu.
- 4.12. Dokumenty włączone do WRB poprzez odwołania.

## **5. Ogólne aspekty projektowe obiektu jądrowego**

- 5.1. Cele bezpieczeństwa i zasady projektowania obiektu jądrowego.
  - 5.1.1. Sekwencja poziomów bezpieczeństwa.
  - 5.1.2. Funkcje bezpieczeństwa.
  - 5.1.3. Deterministyczne zasady i kryteria projektowe.
    - 5.1.3.1. Kryterium pojedynczego uszkodzenia.
    - 5.1.3.2. Inne wymagania i kryteria bezpieczeństwa.
  - 5.1.4. Probabilistyczne kryteria projektowe.
  - 5.1.5. Ochrona radiologiczna.
- 5.2. Zgodność projektu obiektu jądrowego z zasadami i kryteriami projektowymi dla obiektu jądrowego.
- 5.3. Klasyfikacja systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego.
- 5.4. Obiekty i konstrukcje budowlane obiektu jądrowego.
  - 5.4.1. Informacje dotyczące rozwiązań projektowych obiektów i konstrukcji budowlanych.
  - 5.4.2. Specyficzne informacje o określonych obiektach i konstrukcjach budowlanych.
  - 5.4.3. Obudowa bezpieczeństwa reaktora.
- 5.5. Kwalifikacja systemów, elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego istotnych dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej na obciążenia i warunki środowiska.
- 5.6. Uwzględnienie czynników ludzkich w projekcie obiektu jądrowego.
- 5.7. Ochrona obiektu jądrowego przed zagrożeniami wewnętrznymi i zewnętrznymi.

## **6. Szczegółowy opis systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego**

- 6.1. Reaktor jądrowy.

- 6.1.1. Zwięzły opis konstrukcji oraz charakterystyk neutronowo-fizycznych i ciepłno-przepływowych różnych elementów składowych reaktora, w tym: paliwa, elementów wewnątrzreaktorowych, systemów sterowania reaktywnością oraz związanych systemów pomiarów i sterowania.
- 6.1.2. Opis konstrukcji elementów paliwowych, wraz z uzasadnieniem przyjętych założeń projektowych.
- 6.1.3. Opis układu elementów wewnątrzreaktorowych (zestawy paliwowe, wewnątrzbiornikowe konstrukcje i elementy wsporcze) i ich rozwiązań konstrukcyjnych.
- 6.1.4. Projekt fizyczny reaktora i charakterystyki neutronowo-fizyczne rdzenia.
- 6.1.5. Projekt ciepłno-przepływowy reaktora.
- 6.1.6. Materiały reaktorowe.
- 6.1.7. Projekt funkcjonalny systemów sterowania reaktywnością.
- 6.2. Obieg chłodzenia reaktora i systemy z nim związane.
  - 6.2.1. Integralność granicy ciśnieniowej obiegu chłodzenia reaktora.
  - 6.2.2. Zbiornik reaktora.
  - 6.2.3. Rozwiązania projektowe obiegu chłodzenia reaktora.
- 6.3. Systemy bezpieczeństwa.
  - 6.3.1. System awaryjnego chłodzenia rdzenia.
  - 6.3.2. Obudowa bezpieczeństwa reaktora i związane z nią systemy.
  - 6.3.3. Środki techniczne zapewniające warunki bezpiecznego przebywania i pracy pracowników.
  - 6.3.4. Systemy usuwania i ograniczania ilości produktów rozszczepienia.
  - 6.3.5. Inne systemy bezpieczeństwa.
- 6.4. Systemy pomiarów i sterowania.
  - 6.4.1. Systemy zabezpieczeń.
    - 6.4.1.1. System zabezpieczeń reaktora.
    - 6.4.1.2. Systemy uruchamiania systemów bezpieczeństwa.
  - 6.4.2. Istotne dla bezpieczeństwa systemy prezentacji parametrów technologicznych.
  - 6.4.3. Inne systemy diagnostyczne i pomiarowe wymagane dla zapewnienia bezpieczeństwa.
  - 6.4.4. Systemy sterowania nie wymagane dla zapewnienia bezpieczeństwa.
  - 6.4.5. Sterownia główna.
  - 6.4.6. Sterownia rezerwowa.
- 6.5. Systemy elektryczne.

- 6.5.1. Podział systemów elektrycznych obiektu jądrowego na grupy i kategorie, z określeniem części systemu elektrycznego, które mają istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.
- 6.5.2. Uzasadnienie odpowiedniości funkcjonalnej projektu systemów elektrycznych, które mają istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Opis zabezpieczeń urządzeń elektrycznych, w tym możliwości obejścia tych zabezpieczeń w warunkach awaryjnych.
- 6.5.3. Ogólny opis sieci przesyłowej i miejsca (stacji elektroenergetycznej) połączenia z nią systemu elektrycznego obiektu jądrowego. Wyniki analiz stabilności i niezawodności systemu przesyłowego z punktu widzenia bezpiecznej pracy obiektu jądrowego. Opis systemów łączności i zasad współpracy ruchowej ze służbami dyspozycji mocy operatorów sieci przesyłowej i rozdzielczej. Ogólny opis systemów regulacji mocy czynnej i częstotliwości oraz mocy biernej i napięcia w sieci przesyłowej. Uproszczony schemat połączenia obiektu jądrowego z siecią przesyłową i lokalną siecią rozdzielczą.
- 6.5.4. Zewnętrzne sieci elektroenergetyczne – przesyłowa i rozdzielcza.
- 6.5.5. Wewnętrzne systemy elektryczne.
  - 6.5.5.1. Systemy elektryczne prądu przemiennego.
    - 6.5.5.1.1. System wyprowadzenia mocy.
    - 6.5.5.1.2. Podstawowy i rezerwowy system zasilania potrzeb własnych.
    - 6.5.5.1.3. Awaryjne źródła energii elektrycznej (z napędem dieslowskim lub turbiną gazową).
    - 6.5.5.1.4. System zasilania potrzeb własnych ogólnych obiektu.
    - 6.5.5.1.5. Systemy bezprzerwowego zasilania prądem przemiennym.
    - 6.5.5.1.6. Wymagania dla zasilania poszczególnych odbiorów prądu przemiennego.
  - 6.5.5.2. Systemy elektryczne prądu stałego.
    - 6.5.5.2.1. Ocena przebiegu rozładowania baterii akumulatorów.
    - 6.5.5.2.2. Główne odbiory prądu stałego.
    - 6.5.5.2.3. Środki ochrony przeciwpożarowej w pomieszczeniach baterii akumulatorów oraz tras kablowych.
    - 6.5.5.2.4. Określenie wymagań zasilania dla każdego z odbiorów prądu stałego.
- 6.6. Systemy pomocnicze obiektu jądrowego.
  - 6.6.1. Systemy wody chłodzącej i wody dla potrzeb obiegu technologicznych.
    - 6.6.1.1. System wody chłodzącej.

- 6.6.1.2. Pośrednie systemy chłodzenia urządzeń części jądrowej.
- 6.6.1.3. System wody ruchowej odpowiedzialnych odbiorów.
- 6.6.1.4. System wody ruchowej dla pozostałych odbiorów.
- 6.6.1.5. Ostateczne ujście ciepła.
- 6.6.1.6. Systemy uzdatniania wody dla potrzeb technologicznych (dekarbonizacji, demineralizacji).
- 6.6.1.7. Zbiorniki zapasu wody zdemineralizowanej i kondensatu.
- 6.6.2. Pomocnicze systemy technologiczne.
  - 6.6.2.1. System regulacji chemicznej i objętości chłodziwa reaktora.
  - 6.6.2.2. Systemy oczyszczania chłodziwa reaktora.
  - 6.6.2.3. Systemy przygotowania i dozowania kwasu borowego.
  - 6.6.2.4. Systemy poboru próbek: do kontroli procesu technologicznego i poawaryjne.
  - 6.6.2.5. Systemy odwodnień urządzeń i podłóg.
  - 6.6.2.6. Systemy sprężonego powietrza i innych gazów technicznych.
- 6.6.3. Systemy ogrzewania, wentylacji i klimatyzacji.
- 6.6.4. Inne systemy pomocnicze.
  - 6.6.4.1. Systemy pomocnicze agregatów dieslowskich (rozruchowe, oleju smarnego, poboru powietrza i spalin).
  - 6.6.4.2. Systemy łączności.
  - 6.6.4.3. Systemy oświetlenia.
- 6.7. Systemy konwersji energii.
  - 6.7.1. Wymagania dla funkcjonowania i osiągnięć turbozespołów w stanie normalnej pracy i w warunkach awaryjnych.
  - 6.7.2. Opis głównych rurociągów parowych, wraz z armaturą odcinającą i regulacyjną, skraplacza, systemu próżni skraplacza, systemu uszczelnień labiryntowych turbiny, systemu obejściowego turbiny, systemu wody ruchowej turbozespołu, stacji oczyszczania kondensatu oraz systemu odmulania i odsalania wytwornic pary (tam, gdzie dotyczy).
  - 6.7.3. Program korekcji reżimu wodno-chemicznego obiegu wodno-parowego.
- 6.8. Techniczne systemy zabezpieczeń przeciwpożarowych oraz służby ratownicze.
  - 6.8.1. Uzasadnienie, że rozwiązania projektowe obiektu zapewniają odpowiednią ochronę przeciwpożarową.
    - 6.8.1.1. Rozwiązania implementujące sekwencję poziomów bezpieczeństwa w razie pożaru.

- 6.8.1.2. Środki zapobiegania pożarom, wykrywania pożaru, sygnalizacji pożarowej, gaszenia i ograniczania zasięgu pożaru, z uwzględnieniem funkcjonowania zakładowej jednostki straży pożarnej.
- 6.8.1.3. Wybór odpowiednich, z uwagi na reakcję na ogień, rozprzestrzenianie ognia oraz klasę odporności ogniowej, materiałów i wyrobów budowlanych, oddzielenia i wydzielenia przeciwpożarowe, w szczególności zwielokrotnionych systemów, kwalifikacja przeciwpożarowa urządzeń.
- 6.8.2. Środki bezpieczeństwa pożarowego pracowników obiektu.
- 6.8.3. Wymagania sprzętowe i osobowe dla zakładowej jednostki straży pożarnej.
- 6.9. Obiekty i elementy wyposażenia służące do przechowywania paliwa jądrowego w obiekcie jądrowym, a także elementy wyposażenia służące do przemieszczania paliwa jądrowego.
  - 6.9.1. Obiekty i elementy wyposażenia służące do przechowywania nie napromieniowanego (świeżego) paliwa jądrowego w obiekcie jądrowym, a także elementy wyposażenia służące do przemieszczania takiego paliwa.
  - 6.9.2. Obiekty i elementy wyposażenia służące do przechowywania napromieniowanego paliwa jądrowego w obiekcie jądrowym, a także elementy wyposażenia służące do przemieszczania takiego paliwa.
- 6.10. Systemy przetwarzania odpadów promieniotwórczych.

Rozwiązania projektowe zapewniające bezpieczne kontrolowanie, gromadzenie, przemieszczanie, przetwarzanie, przechowywanie i usuwanie odpadów promieniotwórczych w postaci stałej, ciekłej i gazowej, powstających na terenie obiektu jądrowego w wyniku wszelkich procesów i czynności, przez cały okres jego użytkowania.
- 6.11. Inne systemy istotne dla bezpieczeństwa.

## **7. Analizy bezpieczeństwa obiektu jądrowego**

- 7.1. Cele i kryteria bezpieczeństwa obiektu jądrowego.
  - 7.1.1. Cele i kryteria globalne – dla obiektu jądrowego jako całości.
  - 7.1.2. Cele i kryteria szczegółowe – specyficzne dla określonych konstrukcji, systemów i wyposażenia obiektu jądrowego.
- 7.2. Identyfikacja i klasyfikacja zdarzeń inicjujących.
  - 7.2.1. Opis zastosowanych metod identyfikacji postulowanych zdarzeń inicjujących (PZI).
  - 7.2.2. Opis założeń przyjętych do klasyfikacji PZI według ich przewidywanej częstości i rodzaju, oraz sposobu przeprowadzenia tej klasyfikacji.
  - 7.2.3. Wykaz PZI w podziale na kategorie stanów obiektu jądrowego.
    - 7.2.3.1. Przewidywane zdarzenia eksploatacyjne.

- 7.2.3.2. Awarie projektowe.
- 7.2.3.3. Awarie poważniejsze niż awarie projektowe.
  - 7.2.3.3.1. Rozszerzone warunki projektowe.
    - 7.2.3.3.1.1. Sekwencje złożone.
    - 7.2.3.3.1.2. Ciężkie awarie, bez uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora.
  - 7.2.3.3.2. Hipotetyczne ciężkie awarie, z uszkodzeniem obudowy bezpieczeństwa reaktora.
- 7.3. Działania pracowników podczas przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i w warunkach awaryjnych obiektu.
- 7.4. Analizy deterministyczne bezpieczeństwa.
  - 7.4.1. Opisy metod i wyników wszystkich deterministycznych analiz bezpieczeństwa – w celu dokonania oceny i uzasadnienia bezpieczeństwa obiektu jądrowego: w stanie normalnej eksploatacji, przy przewidywanych zdarzeniach eksploatacyjnych oraz w warunkach awaryjnych.
  - 7.4.2. Ogólny opis procesów weryfikacji i walidacji programów komputerowych, z odwołaniami do raportów szczegółowych.
  - 7.4.3. Dla oprogramowania systemów teleinformatycznych: uzasadnienie zakresu stosowalności do określonego zdarzenia, z odwołaniami do dokumentacji walidacyjnej, zawierającej porównania z danymi eksperymentalnymi lub z rzeczywistymi danymi eksploatacyjnymi obiektu jądrowego (identycznego lub podobnego typu).
  - 7.4.4. Opis walidacji modelu obiektu jądrowego (lub jądrowego bloku energetycznego).
  - 7.4.5. Bezpieczeństwo podczas normalnej eksploatacji obiektu jądrowego – opisy metod i wyników przeprowadzonych analiz – celem wykazania, że eksploatacja obiektu jądrowego może być prowadzona bezpiecznie, a stąd potwierdzenie, że:
    - 7.4.5.1. Dawki promieniowania dla pracowników i osób z ogółu ludności nie przekraczają dawek granicznych oraz, że spełniona jest zasada, że dawki promieniowania dla pracowników i osób z ogółu ludności na najniższym rozsądnie osiągalnym poziomie.
    - 7.4.5.2. Planowane uwolnienia substancji promieniotwórczych z obiektu są w granicach dopuszczalnych.
  - 7.4.6. Przewidywane zdarzenia eksploatacyjne i awarie projektowe.
    - 7.4.6.1. Opisy metod i wyników przeprowadzonych analiz – celem wykazania:
      - 7.4.6.1.1. Tolerowania przez zastosowane rozwiązania projektowe obiektu uszkodzeń lub błędów człowieka.

7.4.6.1.2. Efektywności systemów bezpieczeństwa w zapobieganiu lub ograniczaniu skutków przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych lub awarii.

7.4.6.2. Analiza poszczególnych grup PZI.

7.4.6.3. Wyniki analiz przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych – z wykazaniem, że spełniony jest wymóg art. 36f ust. 2 pkt 1 ustawy.

7.4.6.4. Wyniki analiz awarii projektowych – z wykazaniem, że spełnione są: wymóg art. 36f ust. 2 pkt 2 ustawy, oraz deterministyczne kryteria ograniczenia oddziaływania radiologicznego obiektu ustalone w § 9 pkt 1 rozporządzenia projektowego.

7.4.7. Analiza zdolności obiektu jądrowego do ograniczenia skutków awarii poważniejszych niż awarie projektowe, w szczególności rozszerzonych warunków projektowych.

7.4.7.1. Cele i specyficzne kryteria akceptacji dla analiz zdarzeń prowadzących do awarii poważniejszych niż awarie projektowe.

7.4.7.2. Opis:

- dodatkowych zakładanych uszkodzeń w scenariuszach awaryjnych, wraz z uzasadnieniem podstawy ich wyboru,
- zakresu i sposobu uwzględnienia działań operatora podejmowanych w celu ograniczenia i łagodzenia skutków awarii.

7.4.7.3. Analizy bezpieczeństwa dla rozszerzonych warunków projektowych.

Opis i wyniki analiz bezpieczeństwa dla rozszerzonych warunków projektowych, z wykazaniem, że spełnione są deterministyczne kryteria ograniczenia oddziaływania radiologicznego obiektu ustalone w § 9 pkt 2 rozporządzenia projektowego, a dla sekwencji złożonych również wymóg art. 36f ust. 2 pkt 2 ustawy.

7.4.7.3.1. Sekwencje złożone.

7.4.7.3.2. Ciężkie awarie: wybrane sekwencje zdarzeń związane ze znacznym uszkodzeniem rdzenia reaktora (w tym jego stopienie), bez uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora.

7.4.7.4. Wykazanie, że można z dużym poziomem ufności wykluczyć hipotetyczne sekwencje ciężkich awarii prowadzące do wczesnych lub dużych uwolnień do środowiska substancji promieniotwórczych – to jest że spełnione są wymagania ustalone w art. 36c ust. 2 ustawy oraz w § 32 ust. 2 rozporządzenia projektowego.

7.4.8. Wyznaczenie zakładanej granicy obszaru ograniczonego użytkowania wokół obiektu jądrowego.

7.5. Analizy probabilistyczne bezpieczeństwa.

- 7.5.1. Zwięzły opis zakresu analizy probabilistycznej bezpieczeństwa, zastosowanych metod i uzyskanych wyników.
- 7.5.2. Przywołanie probabilistycznych kryteriów bezpieczeństwa zastosowanych przy projektowaniu obiektu jądrowego, w szczególności globalnych kryteriów ustalonych w § 10 rozporządzenia projektowego.
- 7.5.3. Opis metod analizy probabilistycznej bezpieczeństwa.
  - 7.5.3.1. Modelowanie sekwencji awaryjnych.
  - 7.5.3.2. Ocena danych i estymacja parametrów.
  - 7.5.3.3. Kwantyfikacja scenariuszy awaryjnych.
  - 7.5.3.4. Analizy uwolnień substancji promieniotwórczych z obudowy bezpieczeństwa.
- 7.5.4. Opis wyników analizy probabilistycznej bezpieczeństwa i wnioski.
  - 7.5.4.1. Opis podsumowujący wyniki analizy probabilistycznej bezpieczeństwa (z odwołaniami do kompletnego studium analizy probabilistycznej bezpieczeństwa dla obiektu, udokumentowanego w postaci odrębnego raportu), zawierający ilościowe miary ryzyka dla tych aspektów rozwiązań projektowych i eksploatacji obiektu, które dają największy wkład do ryzyka.
  - 7.5.4.2. Porównanie uzyskanych wyników analizy probabilistycznej bezpieczeństwa z probabilistycznymi kryteriami bezpieczeństwa ustalonymi w § 10 rozporządzenia projektowego i sformułowanie jednoznacznych wniosków dotyczących spełnienia tych kryteriów.
- 7.6. Końcowe podsumowanie wyników analiz.
  - 7.6.1. Potwierdzenie, że stosowne wymagania bezpieczeństwa zostały spełnione we wszystkich aspektach.
  - 7.6.2. Wyszczególnienie ewentualnych zmian w stosunku do wymagań, z klarownym uzasadnieniem tam, gdzie wymagania nie zostały w całości spełnione lub zostały zmienione w wyniku dalszej analizy.

## **8. Aspekty rozruchu obiektu jądrowego**

- 8.1. Opis koncepcji organizacyjnej rozruchu.
- 8.2. Wyszczególnienie planowanych etapów i faz prac rozruchowych, z uwzględnieniem czasu ich trwania, a także z uwzględnieniem testów rozruchowych, o których mowa w art. 37a ust. 2 ustawy.

## **9. Aspekty eksploatacji obiektu jądrowego**

- 9.1. Informacje o gospodarce paliwem jądrowym w rdzeniu reaktora i manipulacjach z paliwem.

Opis przedsięwzięć organizacyjno-technicznych związanych z gospodarką paliwem jądrowym w rdzeniu reaktora i przemieszczaniem paliwa, w celu zapewnienia bezpiecznego użytkowania paliwa



w reaktorze oraz bezpieczeństwa przy jego transporcie i składowaniu na terenie obiektu jądrowego.

#### 9.2. Zarządzanie procesami starzenia obiektu.

Określenie elementów obiektu jądrowego ulegających procesom starzenia i proponowanych środków postępowania w odniesieniu do tych problemów – w szczególności z uwzględnieniem wymagań określonych w § 41,42 i 59 ust. 5 rozporządzenia projektowego.

### **10. Limity i warunki eksploatacyjne obiektu jądrowego**

### **11. Informacje o ochronie radiologicznej w obiekcie jądrowym**

11.1. Stosowanie zasady jak najmniejszego, rozsądnie osiągalnego narażenia pracowników obiektu na promieniowanie jonizujące.

11.2. Źródła promieniowania jonizującego w obiekcie jądrowym.

11.3. Rozwiązania projektowe obiektu jądrowego przyjęte w celu ochrony radiologicznej.

11.3.1. Zasady ochrony radiologicznej zastosowane przy projektowaniu obiektu jądrowego.

11.3.2. Cele ochrony radiologicznej w kategoriach wielkości dawek dla pracowników oraz oczekiwanych dawek dla osób z ogółu ludności w okresie użytkowania obiektu.

11.3.3. Rozwiązania projektowe obiektów, systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego z punktu widzenia zapewnienia ochrony radiologicznej.

Wykazanie, że w projekcie obiektu jądrowego jako całości zostały zastosowane odpowiednie rozwiązania dotyczące konstrukcji, układu przestrzennego i użytkowania obiektu – w celu zmniejszenia dawek i uwolnień substancji promieniotwórczych ze wszelkich źródeł.

11.4. Monitoring radiacyjny na terenie obiektu jądrowego i w jego otoczeniu.

11.5. Program ochrony radiologicznej jako wyodrębniona część programu zapewniania jakości.

### **12. Obiekty i wyposażenie dla potrzeb działań przeciwawaryjnych**

12.1. Awaryjny ośrodek zarządzania.

12.2. Środki techniczne umożliwiające kontrolę stanu obiektu jądrowego i sterowanie niezbędnymi systemami bezpieczeństwa ze sterowni rezerwowej.

12.3. Zewnętrzny ośrodek zarządzania awaryjnego.

12.4. Zewnętrzne systemy monitoringu radiologicznego przekazujące dane do odpowiednich służb awaryjnych w Centrum Zdarzeń Radiacyjnych Państwowej Agencji Atomistyki.

### **13. Oddziaływanie obiektu jądrowego na środowisko.**

#### 13.1. Oddziaływanie radiologiczne obiektu jądrowego.

13.1.1. Dopuszczone wartości graniczne i poziomy eksploatacyjne uwolnień stałych, ciekłych i gazowych substancji promieniotwórczych.

13.1.2. Reżim monitorowania otoczenia obiektu jądrowego w zakresie skażeń promieniotwórczych i mocy dawki promieniowania jonizującego.

13.1.3. Program monitorowania środowiska i systemy alarmowe wymagane w razie nieplanowych uwolnień substancji promieniotwórczych, oraz ewentualne automatyczne urządzenia przerywające takie uwolnienia.

#### 13.2. Oddziaływanie nieradiologiczne obiektu jądrowego.

13.2.1. Rodzaje i właściwości fizyko-chemiczne uwolnień.

13.2.2. Dopuszczone wartości graniczne i poziomy eksploatacyjne uwolnień.

13.2.3. Reżim monitorowania zanieczyszczeń w otoczeniu obiektu.

13.2.4. Opis systemów alarmowych działających w razie wystąpienia nieplanowanych uwolnień.

### **14. Informacje o gospodarce odpadami promieniotwórczymi w obiekcie jądrowym**

14.1. Kontrola i ograniczanie ilości odpadów promieniotwórczych wytwarzanych w obiekcie.

14.2. Przemieszczanie odpadów promieniotwórczych.

14.2.1. Bezpieczny transport odpadów promieniotwórczych z miejsc ich powstawania do określonego miejsca ich magazynowania, składowania lub przetwarzania.

14.2.2. Rozważenie ewentualnej potrzeby odzyskania w przyszłości przechowywanych odpadów, w tym podczas likwidacji obiektu jądrowego.

14.3. Minimalizacja akumulacji odpadów promieniotwórczych.

14.4. Przetwarzanie / kondycjonowanie odpadów promieniotwórczych.

14.5. Przechowywanie odpadów promieniotwórczych.

14.6. Usuwanie odpadów promieniotwórczych.

### **15. Aspekty likwidacji obiektu jądrowego**

15.1. Opis koncepcji likwidacji.

15.2. Wybór podejścia do likwidacji.

15.3. Planowanie wstępnych prac likwidacyjnych.

09/05rch

## UZASADNIENIE

Przedstawiony projekt rozporządzenia jest wykonaniem upoważnienia zawartego w art. 36d ust. 3 ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz. U. z 2012 r. poz. 264).

Projekt rozporządzenia wdraża do prawa polskiego postanowienia dyrektywy Rady 2009/71/Euratom z dnia 25 czerwca 2009 r. ustanawiającej wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych (Dz. Urz. UE L 172 z 02.07.2009, str. 18 oraz Dz. Urz. UE L 260 z 03.10.2009, str. 40).

Rozporządzenie określa podstawowe wymagania dotyczące zakresu i sposobu prowadzenia analiz bezpieczeństwa obiektów jądrowych oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa, który przedkłada się Prezesowi Agencji wraz z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, stosownie do przepisów art. 36d ustawy.

Projekt tego rozporządzenia opracowano:

- głównie w oparciu o następujące aktualne wytyczne Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA):
  - Ocena bezpieczeństwa i weryfikacja elektrowni jądrowych (Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants). Wytyczne bezpieczeństwa Nr NS-G-1.2 (2001 r.);
  - Deterministyczna analiza bezpieczeństwa elektrowni jądrowych (Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants). Specyficzne wytyczne bezpieczeństwa Nr SSG-2 (2009 r.);
  - Opracowanie i stosowanie probablistycznej oceny bezpieczeństwa poziomu 1 dla elektrowni jądrowych (Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants). Specyficzne wytyczne bezpieczeństwa Nr SSG-3 (2010 r.);
  - Opracowanie i stosowanie probablistycznej oceny bezpieczeństwa poziomu 2 dla elektrowni jądrowych (Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants). Specyficzne wytyczne bezpieczeństwa Nr SSG-4 (2010 r.);

- Układ i zawartość raportu bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych (Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants). Wytyczne bezpieczeństwa Nr GS-G-4.1 (2004 r.);
- z uwzględnieniem:
  - Wytycznych Stowarzyszenia Zachodnioeuropejskich Organów Nadzoru Instalacji Jądrowych (WENRA): WENRA Reactor Safety Reference Levels. 2008;
  - wymagań europejskich przedsiębiorstw energetycznych dla elektrowni jądrowych z reaktorami lekkowodnymi III. generacji (European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, 2001) – „dokument EUR”;
  - przepisów oraz wytycznych dozorów jądrowych niektórych krajów świata posiadających rozwiniętą energetykę jądrową, w szczególności: USA, Kanady, Niemiec i Finlandii.

W Rozdziale 1 (§ 1) wprowadzono szereg specjalistycznych pojęć związanych z zagadnieniami bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (bjor) obiektów jądrowych. Materia ta nie była dotąd uregulowana w polskim prawie, w związku z tym zaistniała konieczność zbudowania siatki pojęciowej umożliwiającej jednoznaczne sformułowanie wymagań bezpieczeństwa. Przy tworzeniu definicji autorzy opierali się na międzynarodowych dokumentach opisujących ww. kwestie, a w szczególności:

- „Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych: projektowanie – wymogi MAEA Nr NS-R-1” (z uwzględnieniem najnowszego projektu nowelizacji tego dokumentu DS414 z 01.06.2011 r.);
- „Glosariusz Bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, wersja z 2007 r.”;
- „dokument EUR”.

Definicje tych pojęć są spójne z definicjami wprowadzonymi w rozporządzeniu „projektowym”, przy czym dodatkowo wprowadzono tu podział awarii projektowych na kategorie 1 i 2 oraz zdefiniowano te kategorie. Jest to podejście spójne w szczególności z „dokumentem EUR” (odpowiadają one warunkom projektowym kategorii „DBC3” i „DBC4”) oraz z fińskim rozporządzeniem rządowym „Government Decree 733/2008”.

Rozdziały 2 – 4 oraz załącznik nr 1 dotyczą analiz bezpieczeństwa (ich zakresu i metodologii), zaś Rozdział 5 oraz załącznik nr 2 dotyczą zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa.

W Rozdz. 2 (§ 2 – 12) określono ogólne wymagania dla analiz bezpieczeństwa, a w szczególności dotyczące:

- Zakresu i celów analiz bezpieczeństwa (§ 2 – 4) – w szczególności, że analizy bezpieczeństwa obejmują analizy deterministyczne i probabilistyczne;
- Podejścia przy wykonywaniu analiz bezpieczeństwa (§ 5) – przy analizach deterministycznych dla warunków projektowych wymagane jest podejście zachowawcze, natomiast przy analizach awarii poważniejszych niż awarie projektowe dopuszcza się stosowanie analiz opartych na najlepszym oszacowaniu;
- Metodologii identyfikacji postulowanych zdarzeń inicjujących (PZI) i wyboru odpowiedniego katalogu PZI przyjmowanych do analiz bezpieczeństwa (§ 6 – 11).

Wymogi określone w tym rozdziale są wspólne dla analiz deterministycznych i probabilistycznych.

W Rozdz. 3 (§ 13 – 36) określono szczegółowe wymagania dla deterministycznych analiz bezpieczeństwa dla różnych stanów obiektu jądrowego, a w szczególności dotyczące:

- Szczegółowych celów analiz deterministycznych analiz bezpieczeństwa, założeń jakie należy przyjmować przy wykonywaniu tych analiz, oraz zapewnienia ich jakości (§ 13 – 21), w szczególności w § 13 i 14 przywołany jest załącznik nr 1 zawierający kategoryzację PZI i stanów obiektu jądrowego;
- Założeń (zachowawczych) dla analiz awarii projektowych i postulowanych zdarzeń eksploatacyjnych (§22-24), oraz kryteriów akceptacji (globalnych i szczegółowych) wyników analiz awarii projektowych (§25);
- Celów, założeń i podejścia do analiz awarii poważniejszych niż awarie projektowe – w szczególności tzw. „rozszerzonych warunków projektowych”, włączając ciężkie awarie (§ 26 – 31), kryteriów akceptacji wyników analiz awarii poważniejszych niż awarie projektowe (§ 32);

- Celów, zakresu i podejścia do analiz bezpieczeństwa dla stanów normalnej eksploatacji obiektu jądrowego (§ 33 – 36).

W Rozdz. 4 (§ 37 – 41) określono szczegółowe wymagania dla analiz probabilistycznych bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego. W § 37 – 40 określono cele, zakres i założenia do analiz probabilistycznych bezpieczeństwa. Zgodnie z aktualną praktyką światową, wymaga się przeprowadzenia analiz probabilistycznych bezpieczeństwa na poziomach 1 i 2, których zakres jest następujący (§ 41):

- 1: określa się sekwencje zdarzeń mogących prowadzić do uszkodzenia rdzenia reaktora, szacuje się częstość uszkodzeń rdzenia, oraz ocenia się mocne i słabe strony systemów bezpieczeństwa, a także procedur mających na celu zapobieżenie uszkodzeniu rdzenia;
- 2: określa się drogi możliwych uwolnień substancji promieniotwórczych z obiektu jądrowego do środowiska oraz szacuje się wielkości tych uwolnień i ich częstość. Rozpatruje się skuteczność rozwiązań projektowych obiektu jądrowego zastosowanych celem ograniczenia skutków uszkodzeń rdzenia reaktora i szacuje częstość dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska.

W Rozdz. 5 (§ 42) określono zakres wstępnego raportu bezpieczeństwa (WRB), w szczególności przez odwołanie do załącznika nr 2 zawierającego opis wymaganej zawartości WRB dla elektrowni jądrowej.

W Rozdz. 6 (§ 43 i 44) zawiera przepisy przejściowe i końcowe, w szczególności przepis § 43 stanowi, iż przepisy niniejszego rozporządzenia nie stosują się do obiektów jądrowych będących w dniu wejścia rozporządzenia w fazie budowy, rozruchu, lub eksploatacji na terytorium Rzeczypospolitej Polskiej. Podejście takie jest uzasadnione faktem iż nie da się nałożyć powyżej opisanych wymagań na obiekty (reaktor badawczy MARIA oraz przechowalniki wypalonego paliwa jądrowego 19 i 19a), które zostały zaprojektowane i uruchomione przed wyjściem w życie niniejszego rozporządzenia.

W załączniku nr 1, w formie tabelarycznej, przedstawiono kategoryzację PZI (o różnej częstości występowania) prowadzących do określonych stanów obiektu, oraz określono kryteria akceptacji wyników analiz, w kategoriach uszkodzeń paliwa, stanu obiegu chłodzenia reaktora i jego obudowy bezpieczeństwa, oraz wielkości uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska.

Załącznik nr 2 zawiera specyfikację wymaganej zakresu WRB dla elektrowni jądrowej (EJ). Dotyczy on zasadniczo elektrowni jądrowych z reaktorami termicznymi, gdyż praktycznie tylko takie technologie energetycznych reaktorów jądrowych są obecnie i będą w pespektywie 20-30 lat komercyjnie dostępne.

Wymaga się aby WRB zawierał kompleksowy opis EJ, obejmujący wszystkie aspekty jej bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, oraz wyniki analiz jej bezpieczeństwa (tak deterministycznych jak i probabilistycznych), wykazujących spełnienie ustalonych kryteriów bezpieczeństwa, w 15 następujących rozdziałach:

1. Wprowadzenie i informacje ogólne o obiekcie jądrowym.
2. Ogólny opis obiektu jądrowego.
3. Opis zintegrowanego systemu zarządzania na etapie budowy obiektu jądrowego.
4. Ocena lokalizacji obiektu jądrowego - sporządzona na podstawie raportu lokalizacyjnego.
5. Ogólne aspekty projektowe obiektu jądrowego.
6. Szczegółowy opis systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego.
7. Analizy bezpieczeństwa obiektu jądrowego.
8. Aspekty rozruchu obiektu jądrowego.
9. Aspekty eksploatacji obiektu jądrowego.
10. Limity i warunki eksploatacyjne obiektu jądrowego.
11. Informacje o ochronie radiologicznej w obiekcie jądrowym.
12. Obiekty i wyposażenie dla potrzeb działań przeciwwawaryjnych.
13. Oddziaływanie obiektu jądrowego na środowisko.
14. Informacje o gospodarce odpadami promieniotwórczymi w obiekcie jądrowym.
15. Aspekty likwidacji obiektu jądrowego.

Do tej pory w zakresie regulowanym niniejszym projektem rozporządzenia nie obowiązywały w Rzeczypospolitej Polskiej żadne przepisy szczegółowe.

Projekt rozporządzenia podlega notyfikacji zgodnie z przepisami rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 23 grudnia 2002 r. w sprawie funkcjonowania krajowego systemu notyfikacji norm i aktów prawnych (Dz. U. Nr 239, poz. 2039, z późn. zm.).

Projekt rozporządzenia podlega obowiązkowi przedstawienia, na podstawie art. 33 Traktatu ustanawiającego Europejską Wspólnotę Energii Atomowej (Traktat Euratom), do zaopiniowania Komisji Europejskiej.

Projekt rozporządzenia został umieszczony w Biuletynie Informacji Publicznej Rządowego Centrum Legislacji w zakładce „Rządowy Proces Legislacyjny”, Biuletynie Informacji Publicznej Państwowej Agencji Atomistyki oraz na stronie internetowej Państwowej Agencji Atomistyki, stosownie do art. 5 ustawy z dnia 7 lipca 2005 r. o działalności lobbingowej w procesie stanowienia prawa (Dz. U. Nr 169, poz. 1414, z późn. zm.) w celu umożliwienia zgłoszenia, w trybie art. 7 wyżej wymienionej ustawy, zainteresowania pracami nad projektem rozporządzenia. Żaden podmiot nie zgłosił zainteresowania pracami nad projektem rozporządzenia w trybie przepisów o działalności lobbingowej w procesie stanowienia prawa.



## OCENA SKUTKÓW REGULACJI

### 1. Podmioty, na które oddziałuje projektowana regulacja

Projekt rozporządzenia dotyczy podmiotów będących inwestorami obiektów jądrowych, oraz podmiotów prowadzących działalność związaną z projektowaniem, dostawami lub kompleksową realizacją takich obiektów, a także podmiotów nadzorujących te działalności.

Pośrednio projekt rozporządzenia dotyczy także Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki, który stosownie do postanowień ustawy – Prawo atomowe jest właściwy w sprawach oceny wstępnego raportu bezpieczeństwa w toku rozpatrywania wniosku o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego.

### 2. Konsultacje

Projekt rozporządzenia w ramach konsultacji społecznych został skierowany do następujących podmiotów:

- 1) Polskie Towarzystwo Nukleoniczne, ul. Dorodna 16, 03-195 Warszawa,
- 2) Stowarzyszenie Inspektorów Ochrony Radiologicznej, ul. Garbary 15, Poznań,
- 3) Stowarzyszenie Elektryków Polskich – Komitet Energetyki Jądrowej SEP, ul. Świętokrzyska 14, 00 – 050 Warszawa,
- 4) Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej, ul Konwaliowa 7, 01-194 Warszawa,
- 5) Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych, 05-400 Otwock-  
-Świerk,
- 6) Narodowe Centrum Badań Jądrowych, ul. Andrzeja Sołtana 7, 05-400 Otwock-  
-Świerk,
- 7) Instytut Fizyki Jądrowej – PAN, ul. Radzikowskiego 152, 31-342 Kraków,
- 8) PGE EJ1 Sp. z o.o., ul. Mysia 2, 00-496 Warszawa,
- 9) PGE Energia Jądrowa S.A., ul. Mysia 2, 00-496 Warszawa,
- 10) PGE Polska Grupa Energetyczna S.A., ul. Mysia 2, 00-496 Warszawa,
- 11) Stowarzyszenie Ekologów na Rzecz Energii Nuklearnej – SEREN Polska ul. Świętokrzyska 14, 00 – 050 Warszawa,

- 12) Instytut Na Rzecz Ekorozwoju, ul. Nabelaka 15 lok. 1, 00 – 743 Warszawa,
- 13) Polski Klub Ekologiczny, ul. Sławkowska 26A, 31 – 014 Kraków,
- 14) Centrum Europejskie Zrównoważonego Rozwoju, ul. Kołłątaja, 21 50-006 Wrocław,
- 15) Fundacja Greenpeace Polska, ul. Lirowa 13, 02-387 Warszawa,
- 16) Fundacja Wspierania Inicjatyw Ekologicznych, ul. Czysta 17/4, 31-121 Kraków,
- 17) Polska Konfederacja Pracodawców Prywatnych, ul. Klonowa 6, 00-591 Warszawa,
- 18) Konfederacja Pracodawców Polskich, ul. Brukselska 7, 03-973 Warszawa,
- 19) Komisja Krajowa NSZZ „Solidarność”, ul. Wały Piastowskie 24, 80-855 Gdańsk,
- 20) Ogólnopolskie Porozumienie Związków Zawodowych, ul. Kopernika 36/40, 00-924 Warszawa,
- 21) Business Center Club, ul. Plac Żelaznej Bramy 10, 00-136 Warszawa,
- 22) Związek Rzemiosła Polskiego, skr. poczt. 54, 00-952 Warszawa
- 23) Forum Związków Zawodowych, Plac Teatralny 4, 85-069 Bydgoszcz,
- 24) Rada Krajowa Federacji Konsumentów, Al. Jerozolimskie 47 lok. 8, 00-697 Warszawa,
- 25) Forum Odbiorców Energii Elektrycznej i Gazu, ul. Poleczki 21, 02-822 Warszawa.

Projekt rozporządzenia został także umieszczony w Biuletynie Informacji Publicznej Rządowego Centrum Legislacji w zakładce „Rządowy Proces Legislacyjny”, Biuletynie Informacji Publicznej Państwowej Agencji Atomistyki oraz na stronie internetowej Państwowej Agencji Atomistyki.

W toku uzgodnień społecznych uwagi do projektu rozporządzenia zostały zgłoszone przez Narodowe Centrum Badań Jądrowych w Otwocku – Świerku, PGE EJ1 S.A. oraz PKPP Lewiatan. Stanowisko projektodawcy do uwag zgłoszonych w toku uzgodnień społecznych zostało zamieszczone w załączonej do niniejszej oceny skutków regulacji tabeli zgłoszonych uwag.

3. Wpływ regulacji na sektor finansów publicznych, w tym na budżet państwa i jednostek samorządu terytorialnego

Przyjęcie rozporządzenia nie wpływa na budżety jednostek administracji rządowej i samorządowej.

4. Wpływ regulacji na rynek pracy

Wejście w życie rozporządzenia nie wywoła niepożądanych skutków dla rynku pracy. Przeciwnie - umożliwi wzrost zatrudnienia w związku z podjęciem budowy elektrowni jądrowych (EJ), do czego niezbędne jest wydanie rozporządzenia określającego wymagania dla analiz bezpieczeństwa oraz zawartości wstępnego raportu bezpieczeństwa dla EJ, będącego podstawowym dokumentem w wymaganym do przedstawienia Prezesowi PAA wraz z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego.

5. Wpływ regulacji na konkurencyjność gospodarki i przedsiębiorczość, w tym na funkcjonowanie przedsiębiorstw

Wejście w życie rozporządzenia nie będzie miało negatywnego wpływu na konkurencyjność wewnętrzną i zewnętrzną gospodarki. Przeciwnie podjęcie budowy elektrowni jądrowych w Polsce przyczyni się do znaczącego podniesienia poziomu technicznego i organizacyjnego krajowych przedsiębiorstw, które zostaną zaangażowane w procesie realizacji EJ, a tym samym zwiększy ich konkurencyjność wewnętrzną i zewnętrzną.

6. Wpływ regulacji na sytuację i rozwój regionalny.

Wejście w życie rozporządzenia nie będzie miało bezpośredniego wpływu na sytuację i rozwój regionów. Jednakże pośrednio – przez to, że jest ono niezbędne dla wdrożenia energetyki jądrowej w Polsce – może mieć pozytywny wpływ na rozwój tych regionów, w których lokalizowane będą elektrownie jądrowe, lub w których znajdować się będą przedsiębiorstwa realizujące znaczące dostawy i prace na rzecz energetyki jądrowej.

#### 7. Wskazanie źródeł finansowania

Finansowanie działań mających na celu spełnienie wymagań określonych w projekcie niniejszego rozporządzenia powinno stanowić element kosztów poniesionych na inwestycję w obiekt jądrowy.

#### 8. Korzyści społeczne

Proponowana regulacja będzie istotnym elementem utrzymania bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej kraju na właściwym poziomie. Wejście w życie rozporządzenia będzie miało pozytywny wpływ na ochronę społeczeństwa przed skutkami promieniowania jonizującego z obiektów jądrowych. Rada Ministrów, wykonując upoważnienie ustawowe zawarte w art. 36d ust. 3 ustawy Prawo atomowe, określiła w przedmiotowym projekcie rozporządzenia szczegółowe wymagania dotyczące zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa, a także zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa, mając na uwadze, aby zakres tych analiz był odpowiedni do uzyskania informacji odnośnie do wpływu projektowanego obiektu jądrowego na stan bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Wymagania te są zgodne z najnowszymi zaleceniami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej i Stowarzyszenia Zachodnioeuropejskich Organów Nadzoru Instalacji Jądrowych oraz zapewniają przeprowadzenie wszechstronnych analiz bezpieczeństwa projektowanych obiektów jądrowych i ich właściwe udokumentowanie we wstępnym raporcie bezpieczeństwa.

#### 9. Wpływ regulacji na środowisko.

Wejście w życie rozporządzenia będzie miało pośrednio pozytywny wpływ na ochronę i stan środowiska. Rada Ministrów, wykonując upoważnienie ustawowe zawarte w art. 36d ust. 3 ustawy Prawo atomowe, określiła w przedmiotowym projekcie rozporządzenia szczegółowe wymagania dotyczące zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa, a także zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa, mając na uwadze, aby zakres tych analiz był odpowiedni do uzyskania informacji odnośnie do wpływu projektowanego obiektu jądrowego na stan bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Wymagania te są zgodne

z najnowszymi zaleceniami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej i Stowarzyszenia Zachodnioeuropejskich Organów Nadzoru Instalacji Jądrowych oraz zapewniają przeprowadzenie wszechstronnych analiz bezpieczeństwa projektowanych obiektów jądrowych i ich właściwe udokumentowanie we wstępnym raporcie bezpieczeństwa.

**Uwagi zgłoszone w toku uzgodnień społecznych do projektu Rozporządzenia Rady Ministrów  
w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia  
na budowę obiektu jądrowego, oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego**

1. Uwagi zgłoszone przez PGE EJ 1 Sp. z o.o.

Lp.	Paragraf / Ustęp / Punkt / Litera	Uwaga	Propozycja zmian	Stanowisko PAA
1.	Uwaga ogólna	Proponujemy doprecyzować pojęcie „obudowa bezpieczeństwa”, bądź to jako odrębna definicja w § 1, bądź też poprzez podanie jej w rozdziale dotyczącym obudowy bezpieczeństwa. Rozumiemy bowiem, że poprzez termin „obudowa bezpieczeństwa reaktora” rozumie się pierwotną obudowę bezpieczeństwa reaktora oraz wtórną obudowę bezpieczeństwa reaktora łącznie.		Dodano definicję obudowy bezpieczeństwa
2.	Uwaga ogólna	Wskazane jest zdefiniowanie pojęcia PZI jako postulowanych zdarzeń inicjujących.		Skrót PZI został wyjaśniony w § 1 pkt 8 projektu rozporządzenia.
3.	§ 1 pkt 10 w zw. z § 1 pkt 14	W pkt 10 mowa jest o tym, że pojedyncze uszkodzenie nie skutkuje utratą zdolności systemu do wypełniania jego funkcji		Uwaga została uwzględniona. Przepis został przeformułowany.

Lp.	Paragraf / Ustęp / Punkt / Litera	Uwaga	Propozycja zmian	Stanowisko PAA
		<p>bezpieczeństwa, zaś w pkt 14 definiującym pojedyncze uszkodzenie pisze się, że to takie uszkodzenie, które powoduje utratę zdolności ... do wypełniania jego funkcji bezpieczeństwa. Wskazane jest doprecyzowanie tych pojęć, tak by były one spójne.</p>		
4.	§ 1 pkt 17	<p>Pojęcie „przewidywany stan przejściowy bez awaryjnego wyłączenia reaktora” nie jest używane w niniejszym rozporządzeniu. Proponujemy usunąć to pojęcie z § 1.</p>		Uwaga została uwzględniona.
5.	§ 6 ust. 2	<p>Propozycja wykreślenia sformułowania „wszelkich stanów”. Normalna eksploatacja jest zdefiniowana jako jeden stan.</p>	<p>Proponuje się zapis:          „2. Wykaz PZI przyjęty do analiz bezpieczeństwa dla konkretnego projektu obiektu jądrowego w określonej lokalizacji obejmuje PZI wewnętrzne oraz zewnętrzne i określa się go tak, żeby obejmował wszystkie prawdopodobne uszkodzenia systemów, konstrukcji obiektu oraz elementów wyposażenia obiektu jądrowego oraz błędy ludzkie, jakie mogłyby powstać podczas wszelkich stanów normalnej eksploatacji obiektu jądrowego.</p>	Uwaga została uwzględniona.
6.	§ 7 ust. 1 pkt 2	<p>Sugestia przeformułowania zdania</p>	<p>Propozycja zmiany:          „... w szczególności rozerwania rurociągów o różnej średnicy i we wszystkich możliwych miejscach...”</p>	Uwaga została uwzględniona.

Lp.	Paragraf / Ustęp / Punkt / Litera	Uwaga	Propozycja zmian	Stanowisko PAA
7.	§ 7 ust. 1 pkt 3	Sugestia przeformułowania zdania	Propozycja zmiany: " ... mogących wystąpić podczas wszystkich trybów prowadzenia eksploatacji obiektu,"	Uwaga nie została uwzględniona. Projektowane sformułowanie jest właściwe merytorycznie.
8.	§ 7 ust. 2 pkt 6	Sugestia zmiany szyku wyrazów.	Propozycja zmiany na: „uwolnienia płynów technologicznych z uszkodzonych systemów lub elementów wyposażenia obiektu jądrowego – w tym substancji trujących lub smarów”.	Uwaga została uwzględniona.
9.	§ 7 ust. 2 pkt 9 w zw. z pkt. 8	Proponuje się wykreślić <i>in fine</i> sformułowanie „w tym efekty odrzutu” ze względu na to, iż ten „efekt” został już zawarty wcześniej, w pkt 8.		Uwaga nie została uwzględniona. Efekty odrzutu wprawdzie powodują powstanie siły powodującej uderzenia oderwanym z jednej strony odcinkiem rurociągu („chłostania rurą”), ale występują one lub mogą występować także w przypadku opisanym w pkt 9 (chodzi o wszelkie wypyły płynów, z różnych urządzeń).
10.	§ 11 ust. 1 pkt 2	Proponujemy usunąć sformułowanie „lub bardzo mało istotnych konsekwencjach”. Użyte sformułowanie nie pozwoli na zamknięcie wykazu PZI.		Uwaga nie została uwzględniona. Chodzi tu bowiem o zestaw PZI <b>wstępnie przyjęty</b> do analiz bezpieczeństwa, który powinien być kompletny. Por. odpowiednie sformułowanie w dokumencie MAEA NS-G-1.2: „4.38. The set of PIEs should also include events of very low frequency or consequences, at least at the beginning of the process. It may be possible to eliminate some PIEs. Nevertheless, the elimination of any PIEs should be fully justified and the reasons well documented. Many PIEs will remain with the analysis to the end and will only be determined to be insignificant only at the conclusion of the process.”
11.	§ 17	Proponujemy usunięcie	Proponuje się zapis:	Uwaga częściowo uwzględniona. Przepis został



Lp.	Paragraf / Ustęp / Punkt / Litera	Uwaga	Propozycja zmian	Stanowisko PAA
12.	§ 27 ust. 6 pkt 3	sformułowania „lub jednoczesnego wystąpienia wewnętrznego zdarzenia inicjującego i zagrożenia zewnętrznego,” gdyż określenie „kilku PZI” obejmuje treść usuniętego fragmentu.	„§ 17. Nie jest konieczne uwzględnianie jednoczesnego wystąpienia kilku PZI <del>lub jednoczesnego</del> <del>wystąpienia</del> <del>wewnętrznego-zdarzenia-inicjującego i-zaгроżenia-zewnętrznego</del> , o ile nie ma między nimi związku przyczynowego, ale wykonuje się ocenę możliwych uszkodzeń lub niesprawności, jakie mogłyby wystąpić podczas długookresowego dochodzenia do stanu bezpiecznego wyłączenia.”.	przeformułowany.
12.	§ 27 ust. 6 pkt 3	W przedmiotowym punkcie mowa jest o całkowitej utracie zasilania elektrycznego obiektu jądrowego trwającej przez długi okres czasu. Zasadne jest doprecyzowanie o jakim (długim) czasie jest tu mowa.	Uwaga częściowo uwzględniona. Przepis został przeformułowany.  Z kontekstu wynika, że chodzi o okres czasu na tyle długi, że brak zasilania elektrycznego doprowadzi do ciężkiej awarii (czas ten oczywiście zależy od rodzaju i charakterystyk bezpieczeństwa konkretnego obiektu jądrowego). Por. podobne sformułowania zawarte w dokumencie MAEA NS-G-1.2:  „4.109. Examples of severe accident initiators include the following: —Complete loss of the residual heat removal from the reactor core, —LOCA with a complete loss of the emergency core cooling, —Complete loss of electrical power for an extended period.”	przeformułowany.

Lp.	Paragraf / Ustęp / Punkt / Litera	Uwaga	Propozycja zmian	Stanowisko PAA
13.	§ 28, Załącznik nr 2 pkt 7.5.3.1.	W przedmiotowych punktach mowa jest odpowiednio o „sekwencjach awaryjnych” definiujących rozszerzone warunki projektowe oraz „modelowaniu sekwencji awaryjnych”. Zasadne jest doprecyzowanie tych sekwencji. Co się w nich zawiera?		W § 28 – brzmienie jest jednoznaczne. Natomiast w załączniku nr 2 pkt 7.5.3.1 chodzi o zbiór sekwencji awaryjnych dla potrzeb probabilistycznej analizy bezpieczeństwa. Por. odpowiednio sformułowanie zawarte w dokumencie MAEA GS-G-4.1, 3.145: „(b) Accident sequence modelling, including event sequence and system modelling, human performance analysis, dependence analysis and classification of accident sequences into plant damage states;”.
14.	§ 31 ust. 1 pkt 6	Proponujemy zastąpienie słowa „wytrysk” słowem „wyrzut”.		Uwaga została uwzględniona.
15.	§ 33 pkt 2	Proponujemy usunąć „na mocy”. Odnośnie sformułowania „tryby pracy” patrz uwaga nr 18 poniżej.		Uwaga nie została uwzględniona. Projektowane sformułowania są merytorycznie zasadne.
16.	§ 40 ust. 4	W przedmiotowym punkcie mowa jest o „analizie systemów”, przy czym nie jest doprecyzowane o jakich analizach i jakich systemach jest tu mowa.		W analizie sekwencji zdarzeń, oraz analizie systemów obiektu jądrowego – to są pojęcia odnoszące się do metodologii PSA, zrozumiałe dla specjalistów.
17.	Załącznik nr 1	W tabeli występują takie pojęcia jak „uszkodzenie koszułek frakcji elementów paliwowych”. W naszej ocenie zasadne jest doprecyzowanie tych sformułowań. Na str. 19 zaś występują takie pojęcia jak: „uszkodzenie paliwa”,		Projekt został przeformułowany. Natomiast doprecyzowanie kryteriów opisujących hipotetyczne ciężkie awarie z uszkodzeniem obudowy bezpieczeństwa nie jest możliwe ani celowe (tego nie spotyka się w żadnych przepisach) - por. tabela (o wiele mniej precyzyjna) zaczerpnięta z dokumentu MAEA

Lp.	Paragraf / Ustęp / Punkt / Litera	Uwaga	Propozycja zmian	Stanowisko PAA																									
		<p>„duża degradacja paliwa”, „duże uwolnienia” i „bardzo duże uwolnienia”. Pojęcia te również wymagają doprecyzowania lub uspoijnienia z terminologią z pozostającymi regulacjami.</p>		<p>SSG-2, 3.1:</p> <p>TABLE 2. POSSIBLE SUBDIVISION OF POSTULATED INITIATING EVENTS</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Occurrence (1/reactor year)</th> <th>Characteristics</th> <th>Plant state</th> <th>Terminology</th> <th>Acceptance criteria</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>10<sup>-3</sup>-1 (expected over the lifetime of the plant)</td> <td>Expected</td> <td>Anticipated operational occurrences</td> <td>Anticipated transients, frequent faults, incidents of moderate frequency, upset conditions, abnormal conditions</td> <td>No additional fuel damage</td> </tr> <tr> <td>10<sup>-4</sup>-10<sup>-2</sup> (chance greater than 1% over the lifetime of the plant)</td> <td>Possible</td> <td>Design basis accidents</td> <td>Infrequent incidents, infrequent faults, limiting faults, emergency conditions</td> <td>No radiological impact at all, or no radiological impact outside the exclusion area</td> </tr> <tr> <td>10<sup>-5</sup>-10<sup>-4</sup> (chance less than 1% over the lifetime of the plant)</td> <td>Unlikely</td> <td>Beyond design basis accidents</td> <td>Failed conditions</td> <td>Radiological consequences outside the exclusion area within limits</td> </tr> <tr> <td>&lt;10<sup>-4</sup> (very unlikely to occur)</td> <td>Remote</td> <td>Severe accidents</td> <td>Failed conditions</td> <td>Emergency response needed</td> </tr> </tbody> </table> <p>Natomiast w sec. 2.1.8.2 "EUR" (który jest dokumentem znacznie bardziej szczegółowym niż przepisy jakiegokolwiek kraju - może poza USA, o objętości vol. 1, 2 i 4 przekraczającej 1800 stron) przytoczona jest tabela, o poziomie szczegółowości podobnej do pokazanej powyżej tabeli z dokumentu MAEA SSG-2. Zaś w amerykańskich przepisach 10CFR50 podobnej tabeli w ogóle nie ma.</p> <p>Tak więc tabela zamieszczona w załączniku 1 jest i tak znacznie bardziej szczegółowa, od podobnych tabel jakie można znaleźć w przepisach międzynarodowych lub krajowych.</p>	Occurrence (1/reactor year)	Characteristics	Plant state	Terminology	Acceptance criteria	10 <sup>-3</sup> -1 (expected over the lifetime of the plant)	Expected	Anticipated operational occurrences	Anticipated transients, frequent faults, incidents of moderate frequency, upset conditions, abnormal conditions	No additional fuel damage	10 <sup>-4</sup> -10 <sup>-2</sup> (chance greater than 1% over the lifetime of the plant)	Possible	Design basis accidents	Infrequent incidents, infrequent faults, limiting faults, emergency conditions	No radiological impact at all, or no radiological impact outside the exclusion area	10 <sup>-5</sup> -10 <sup>-4</sup> (chance less than 1% over the lifetime of the plant)	Unlikely	Beyond design basis accidents	Failed conditions	Radiological consequences outside the exclusion area within limits	<10 <sup>-4</sup> (very unlikely to occur)	Remote	Severe accidents	Failed conditions	Emergency response needed
Occurrence (1/reactor year)	Characteristics	Plant state	Terminology	Acceptance criteria																									
10 <sup>-3</sup> -1 (expected over the lifetime of the plant)	Expected	Anticipated operational occurrences	Anticipated transients, frequent faults, incidents of moderate frequency, upset conditions, abnormal conditions	No additional fuel damage																									
10 <sup>-4</sup> -10 <sup>-2</sup> (chance greater than 1% over the lifetime of the plant)	Possible	Design basis accidents	Infrequent incidents, infrequent faults, limiting faults, emergency conditions	No radiological impact at all, or no radiological impact outside the exclusion area																									
10 <sup>-5</sup> -10 <sup>-4</sup> (chance less than 1% over the lifetime of the plant)	Unlikely	Beyond design basis accidents	Failed conditions	Radiological consequences outside the exclusion area within limits																									
<10 <sup>-4</sup> (very unlikely to occur)	Remote	Severe accidents	Failed conditions	Emergency response needed																									

Lp.	Paragraf / Ustęp / Punkt / Litera	Uwaga	Propozycja zmian	Stanowisko PAA
18.	Załącznik nr 2 pkt 2.4	Sformułowanie „tryby pracy jądrowego bloku energetycznego” jest nieprecyzyjne i może być różne interpretowane. W § 33 mowa jest o „trybach pracy na jakie obiekt został zaprojektowany”. W kontekście postępowania się zwrotem „stany pracy” nie jest jednoznaczne czy chodzi o to samo? Proponujemy używanie sformułowania „stan obiektu” zgodnie z propozycją zawartą w uwagach do rozporządzenia projektowego.		<p>W „EUR” (sec. 2.1.2.6) jest następujące sformułowanie dot. skutków awarii poważniejszych niż rozszerzone warunki projektowe:</p> <p>„Sequences potentially involving either the early failure of the Primary Containment* (see Section 2.1.4.4.1) or very large releases shall have a cumulative frequency well below the previous Target* of 10<sup>-6</sup> per reactor year.”</p> <p>W zupełności wystarczy więc podane tu kryterium oddziaływania radiologicznego hipotetycznych ciężkich awarii z uszkodzeniem obudowy bezpieczeństwa::</p> <p>„- skutki radiologiczne przekraczają kryteria dla rozszerzonych warunków projektowych, określone w § 9 pkt 2 rozporządzenia projektowego.”</p> <p>Uwaga niezrozumiała – określenie jest jednoznaczne i oczywiste.</p>
19.	Załącznik nr 2	Proponujemy zastąpić wyraz		Uwaga została uwzględniona.

Lp.	Paragraf / Ustęp / Punkt / Litera	Uwaga	Propozycja zmian	Stanowisko PAA
	pkt 2.5	„materiały” wyrazem „dokumenty”.		
20.	Załącznik nr 2 pkt 2.2.6 i 2.2.7	W obu wskazanych punktach rozporządzenie posługuje się odpowiednio w 2.2.6 „mocy cieplnej rdzenia reaktora” i w 2.2.7 „mocy cieplnej reaktora”. W naszej ocenie powinno chodzić o to samo, czyli „moc cieplną reaktora”.		Nie cała moc cieplna reaktora jest generowana w jego rdzeniu – wobec czego uwaga nie została uwzględniona.
21.	Załącznik nr 2 pkt 4	Proponujemy wykreślić z tytułu tego punktu sformułowanie „sporządzona na podstawie raportu lokalizacyjnego”. Jednocześnie, dla wskazania, iż dane dla WRB dla oceny lokalizacji mogą pochodzić z raportu bezpieczeństwa, proponujemy dopisać nowy pkt 4.12 w następującym brzmieniu „4.12. Dokumenty włączone do WRB poprzez odwołania” (który jest zbieżny z pkt 2.5. Załącznika nr 2).	Proponujemy zapis: „4. Ocena lokalizacji obiektu jądrowego”, I dodanie nowego pkt. 4.12. „4.12. Dokumenty włączone do WRB poprzez odwołania.”	Uwaga została uwzględniona.
22.	Załącznik nr 2 pkt 6.7.1	Uwaga redakcyjna. Proponujemy wpisać „dwukropek” po wyrazie „stanach”.		Projekt został przeformułowany.
23.	Załącznik nr 2 pkt 7.3 i 7.4.1.	Zasadne jest doprecyzowanie, czy „stany awaryjne” są tożsame z pojęciem „warunków awaryjnych”, o których mowa w Prawie atomowym.		Projekt został przeformułowany.

Lp.	Paragraf / Ustęp / Punkt / Litera	Uwaga	Propozycja zmian	Stanowisko PAA
24.	Załącznik nr 2 pkt 7.4.1	Proponujemy wpisać „w stanie normalnej eksploatacji” zamiast „w stanach normalnej eksploatacji”.		Projekt został przeformułowany.
25.	Załącznik nr 2 pkt 7.5	Uwaga redakcyjna. Po wyrazie „Analizy” należy dodać „probabilistyczne” bezpieczeństwa.		Projekt został przeformułowany.

## 2. Uwagi zgłoszone przez NCBJ

LP	Oznaczenie paragrafu, którego dotyczy uwaga	Uwaga	Stanowisko PAA
1.	Uwaga ogólna	<p>Zgodnie z definicją przedstawioną w dokumencie „Dyrektywy Rady 2009/71/EURATOM z dnia 25 czerwca 2009 r. ustanawiająca wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych” pojęcie „Obiekt jądrowy” oznacza:</p> <p>a) zakład wzbogacania, zakład produkcji paliwa jądrowego, elektrownię jądrową, zakład przetwarzania, reaktor badawczy, obiekty służące do przechowywania wypalonego paliwa; oraz</p> <p>b) obiekty służące do przechowywania odpadów promieniotwórczych znajdujące się w tym samym miejscu i bezpośrednio związane z obiektami jądrowymi wymienionymi w lit. a).</p>	<p>Uwaga uwzględniona – rzeczywiście tak ogólna definicja obiektu jądrowego nastrocza trudności w formułowaniu szczegółowych wymagań. Wymagania zawarte w projekcie rozporządzenia w całości odnoszą się do elektrowni jądrowych. W zdecydowanej większości odnoszą się one też reaktorów badawczych. Zaś do innych obiektów jądrowych odnoszą się wymagania ogólne i część uwag szczegółowych. W nowej wersji projektu rozporządzenia zostaną jednoznacznie wskazane wymagania odnoszące tylko do elektrowni jądrowych, oraz do obiektów z reaktorami (elektrowni jądrowych i reaktorów badawczych),</p>

		<p>Rozporządzenie obowiązuje wszystkie obiekty jądrowe natomiast z treści wnioskuję, że zostało wydane z myślą o reaktorach przemysłowych i badawczych. Np. w § 1 ust. 21 „stan bezpiecznego wyłączenia” określa stan reaktora jądrowego. W § 1 ust. 24 „system bezpieczeństwa” jest ograniczony tylko do reaktora. W § 1 ust. 25 „system zabezpieczeń” również odniesiono do reaktora. W wielu miejscach opisujących stany awaryjne nie pojawiają się określenia dotyczącego poza reaktorowych przechowalników wypalonego paliwa, np. braku chłodzenia paliwa, awarii reaktywnościowej w przechowalniku lub uszkodzeń mechanicznych lub chemicznych przechowywanego paliwa.</p> <p>Opis zawartości Wstępnego Raportu Bezpieczeństwa jest skonstruowany z przeznaczeniem dla reaktorów jądrowych. W NCBJ przewiduje się budowę obiektu ekstrakcji Mo99 z napromieniowanego paliwa jądrowego. Będzie to z pewnością Obiekt Jądrowy – wg definicji UE. Jaka powinna być zawartość WRB dla tego obiektu?</p> <p>W projekcie dokumentu nie przedstawiono ścieżki dochodzenia do zezwolenia na eksploatację obiektu jądrowego, Jakie czynności i jakie dokumenty należy sporządzić, aby uzyskać zezwolenie na eksploatację. Prawdopodobnie będzie niezbędnym program rozruchu obiektu, program prób rozruchowych, sprawozdanie z rozruchu oraz Eksploatacyjny Raport Bezpieczeństwa. W projekcie dokumentu brak jest opisu ścieżki dochodzenia do tego etapu. Nie wspominam tu o etapie likwidacji obiektu, ale opis programu i związanych z nim dokumentów też byłby tu przydatny.</p>	<p>oraz zostaną określone wyłączenia i zakres stosowalności szczegółowych wymagań do obiektów innego rodzaju (stosowane „odpowiednio”).</p>
2.	§ 1		<p>Nie jest to przedmiotem tego rozporządzenia, lecz rozporządzenia ws. „dokumentów wymaganych przy składaniu wniosku o wydanie zezwolenia na wykonywanie działalności związanej z narażeniem na działanie promieniowania jonizującego albo przy zgłoszeniu wykonywania tej działalności”, oraz projektu rozporządzenia „eksploatacyjnego”. Natomiast wymagania dot. likwidacji obiektów jądrowych są przedmiotem projektu rozporządzenia „likwidacyjnego”.</p>
3.	§ 1 pkt 2	<p>Proponuję zastąpić słowo „mniejszą” słowami „nie większą” – poprawka</p>	<p>Uwaga odrzucona – nie ma potrzeby definiowania kryteriów analiz przesiewowych dla zdarzeń zewnętrznych; ma je określić i opisać wnioskodawca.</p> <p>Uwaga dot. § 1 pkt 2 (nie ust. 2). Definicja ta została</p>

		redakcyjna, ujednolicająca z podobnym określeniem w ust. 3.	przeredagowana w nowej wersji projektu rozporządzenia.
4.	§ 1 pkt 6	Niezrozumiały jest tekst wyszczególniający granicę obiegu ciśnieniowego chłodzenia reaktora. Proponuję zamiast pierwszego określenia: - zewnętrzne zawory na przechodzących przez pierwotną obudowę bezpieczeństwa rurociągach pary świeżej i wody zasilającej, Drugie określenie jest całkowicie niezrozumiałe. Trzecie – do przyjęcia.	Uwaga ta dot. § 1 pkt 6 (nie ust. 6) i jest ona analogiczna jak do projektu rozp. „projektowego”. Uwaga odrzucona – zdaniem projektodawcy definicja jest prawidłowa i nie wymaga zmian: w pierwszym tire sformułowanie jest bardziej ogólne (chodzi nie tylko o te rurociągi ale też wszelkie inne, jak np. systemu CVCS). 2-gie tire jest zrozumiałe dla specjalistów energetyki jądrowej.
5.	§ 1 pkt 13 i 15	zamiast „postulowanych” proponuję zastosować słowo „analizowanych” lub „przewidywanych”	Wyraz „postulowanych” zastąpiono w nowej wersji projektu rozporządzenia wyrazem „rozpatrywanych”.
6.	§ 1 pkt 18	Proponuję zamiast określenia „poważniejszych niż awarie projektowe” zastosować tu i w dalszych częściach dokumentu zastosować „poza projektowane awarie”.	Termin „awarie pozaprojektowe” został usunięty z projektu nowelizacji ustawy w czasie prac legislacyjnych w Sejmie. Ponadto, termin ten został także usunięty z najnowszej wersji projektu dokumentu MAEA określającego wymagania projektowe dla EJ (DS414) i zastąpiony przez „rozszerzone warunki projektowe”, które jednak oczywiście nie obejmują hipotetycznych ciężkich awarii z uszkodzeniem obudowy bezpieczeństwa. Stąd powstała konieczność używania określenia „awarie poważniejsze niż awarie projektowe”.
7.	§ 1 pkt 19	W dalszych częściach projektu brak jest definicji słów „deterministycznych” i „probabilistycznych”.	Uwaga odrzucona - nie ma potrzeby definiowania tych pojęć, są one zrozumiałe oraz powszechnie stosowane w literaturze fachowej.
8.	§ 1 pkt 27	Proponuję „stopień co najmniej jednego z prętów paliwowych”	Pojęcie „uszkodzenie rdzenia reaktora” w nowej wersji projektu rozporządzenia zostało zastąpione pojęciem „degradacja rdzenia reaktora”.
9.	§ 10 ust. 2	Proponuję zamiast słowa „prawdopodobne” zastosować określenie „dające się przewidzieć”.	Propozycja odrzucona – słowo „prawdopodobne” jest tu bardziej właściwe niż „dające się przewidzieć”, gdyż chodzi tu o wszelkie zdarzenia, które nie są wykluczone.



10.	§ 12	Proponuję zmienić słowo „prawdopodobne” określeniem „dające się przewidzieć”.	Propozycja odrzucona – uzasadnienie jak w pkt. 9.
11.	§15 ust. 2	Brak jest definicji, co jest „istotnym ryzykiem”.	Nie wszystko można i należy definiować w przepisach, a analogiczny zapis zawarty jest w wytycznych MAEA NS-G-1.2. W tym przypadku to wnioskodawca ma określić, jaki jest wkład tych uszkodzeń do ryzyka i uzasadnić, że jest on istotny.
12.	§17 ust. 1	Proponuje się po słowie „akceptacji” wstawić „stan bezpieczeństwa”.	Propozycja odrzucona – uzupełnienie takie jest zbędne.
	§18 ust. 1	proponuje uzupełnić dodatkowym punktem „odprowadzić ciepło wytwarzane w przyreaktorowym przechowalniku wypalonego paliwa”.	Propozycja uzupełnienia przyjęta, lecz w nieco zmodyfikowanej formie – zostanie dodany punkt o następującej treści: „odprowadzić ciepło wytwarzane w przechowalniku wypalonego paliwa jądrowego lub magazynie świeżego paliwa jądrowego”.
13.	§ 31 ust. 6 lit. a	Proponuję uzupełnić „oraz z przyreaktorowego przechowalnika wypalonego paliwa”.	Odwolanie nieprawidłowe – chodzi prawdopodobnie o § 31 ust. 6 pkt 1. Propozycja uzupełnienia przyjęta, lecz w nieco zmodyfikowanej formie – zostanie dodany punkt o następującej treści: „całkowita utrata możliwości odprowadzania ciepła z przechowalnika wypalonego paliwa jądrowego lub magazynu świeżego paliwa jądrowego”.

3. Uwagi zgłoszone przez PKPP Lewiatan

LP	Oznaczenie paragrafu, którego	Uwaga	Stanowisko PAA

	dotyczy uwaga	<p>Wstępna ocena projektu rozporządzenia opublikowanego w dniu 20 grudnia 2011 r. prowadzi do wniosku, że projekt zawiera pewne odstępstwa od standardów międzynarodowych, w szczególności opublikowanych przez MAEA.</p> <p>Przykładowo § 1 pkt 2 i 3 wprowadzają dwie kategorie awarii w odniesieniu do awarii mających miejsce z prawdopodobieństwem <math>10^{-4}</math>/rok. Praktyka międzynarodowa zasadniczo rozróżnia cztery kategorie awarii aż do prawdopodobieństwa wystąpienia na poziomie <math>10^{-6}</math>/rok. Warunki ramowe projektu powinny obejmować wszystkie te awarie przyjmując podejście konserwatywne.</p> <p>Taki wstępny podział warunków zaproponowany w projekcie rozporządzenia może okazać się trudny do pogodzenia ze standardami międzynarodowymi ustanowionymi przez MAEA oraz WENRA. W efekcie istnieje ryzyko dopuszczenia w Polsce projektów, które nie spełniają standardów międzynarodowych.</p> <p>Niezależnie od powyższego szereg ważnych wymogów nie zostało uwzględnione w projekcie. Dotyczy to klasyfikacji urządzeń opartych na bezpieczeństwie, wymagań co do kwalifikacji sprzętu, systemu zapewnienia jakości. Jeżeli te zagadnienia nie mają znaleźć się w tym rozporządzeniu, powinny zostać uwzględnione w innych, dodatkowych regulacjach.</p>	<p><b>Projektodawcy nie zgadzają się z uwagami ogólnymi. Wymagania zawarte w projekcie rozporządzenia są spójne zarówno z międzynarodowymi standardami określonymi przez MAEA oraz WENRA, jak też z wymaganiami europejskich przedsiębiorstw energetycznych określonych w dokumencie „EUR”.</b> Wymagania zawarte w projektach rozporządzenia „projektowego” oraz w rozporządzenia ws. analiz bezpieczeństwa ustanawiają bardzo wysokie standardy bezpieczeństwa, niekiedy wykraczające poza wymagania jakie można znaleźć w aktualnie obowiązujących przepisach w innych krajach (szczególnie w zakresie uwzględnienia niektórych wniosków z awarii w Fukushima ora zagrożeń powodziowych - ostatnio w EJ Fort Calhoun, USA).</p> <p><b>Pełna klasyfikacja awarii obiektów jądrowych z reaktorami (EJ lub reaktory badawcze) zawarta jest w Załączniku 1 do projektu rozporządzenia, obejmuje ona wszelkie kategorie awarii aż do hipotetycznych awarii z uszkodzeniem obudowy bezpieczeństwa włącznie (o prawdopodobieństwie <math>&gt;10^{-7}</math>). Jest to klasyfikacja o wiele bardziej konkretna i szczegółowa niż klasyfikacje jakie można znaleźć w dokumentach międzynarodowych, w tym w dokumencie MAEA SSG-2 (patrz: poniżej tabela zaczerpnięta z rozdz. 3.1 tego dokumentu):</b></p>
--	---------------	--	--

TABLE 2. POSSIBLE SUBDIVISION OF POSTULATED INITIATING EVENTS

Occurrence (1/reactor year)	Characteristics	Plant state	Terminology	Acceptance criteria
$10^{-2}$ -1 (expected over the lifetime of the plant)	Expected	Anticipated operational occurrences	Anticipated transients, frequent faults, incidents of moderate frequency, upset conditions, abnormal conditions	No additional fuel damage
$10^{-4}$ - $10^{-2}$ (chance greater than 1% over the lifetime of the plant)	Possible	Design basis accidents	Infrequent incidents, infrequent faults, limiting faults, emergency conditions	No radiological impact at all, or no radiological impact outside the exclusion area
$10^{-6}$ - $10^{-4}$ (chance less than 1% over the lifetime of the plant)	Unlikely	Beyond design basis accidents	Faulted conditions	Radiological consequences outside the exclusion area within limits
$<10^{-6}$ (very unlikely to occur)	Remote	Severe accidents	Faulted conditions	Emergency response needed

Podobna tabela zawarta jest w dokumencie „EUR (rozdz. 2.1.8.2):

**2.1** 8.1. Table 2 : Frequencies and acceptance criteria for Normal Operation, Incident Conditions and Accident Conditions

Design Basis Category	Definition	Frequency of initiating event (per year)	Acceptance Criteria	
			Plant parameters	Radioactive releases
1	Normal Operation*		<ul style="list-style-type: none"> <li>Process parameters within Normal Operation* range of Technical Specifications*</li> </ul>	Table 1
2	Incidents	$F > 10^{-5}$	<ul style="list-style-type: none"> <li>Process parameters within applicable acceptance criteria</li> </ul>	Table 1
3	Accidents (low frequency)	$10^{-5} > F > 10^{-6}$	<ul style="list-style-type: none"> <li>Acceptance criteria for Category 3(1)</li> <li>Limited Fuel Damage*</li> <li>Shutdown for Inspection* may be necessary</li> </ul>	Appendix B (2)
4	Accidents (very low frequency)	$10^{-6} > F > 10^{-7}$	<ul style="list-style-type: none"> <li>Acceptance criteria for Category 4(1)</li> <li>Core coolable geometry retained</li> <li>Plant restart may be impossible</li> </ul>	Appendix B (2)

(1) See Chapter 2.4, Section 2.4.5.2.1 for Safety Category 1 Mechanical equipment, Table 5 for fuel (in case of DBC-4) and Chapter 2.9, Sections 2.9.1.4.5.3 and 2.9.1.4.5.4 for Primary Containment\*

(2) See Appendix B for release assessment methodology and release Targets\*

NB : This summary table must be read in conjunction with the more detailed requirements in Section 2.1.3.

Awarie o prawdopodobieństwie do  $10^{-4}$ , zdefiniowane w §1 pkt 1 i 2, to tylko awarie projektowe (podzielone na 2 kategorie), zaś liczba wszystkich kategorii awarii scharakteryzowanych w Załączniku 1 wynosi 6 (prawdopodobieństwa wystąpienia: od  $>10^{-2}$  do  $<10^{-7}$ ).

**Niezgodne z powszechną praktyką międzynarodową jest stwierdzenie**, że „Warunki ramowe projektu powinny obejmować wszystkie te awarie przyjmując podejście konserwatywne.” – czyli (wg. opiniodawców) też w odniesieniu do awarii poza-projektowych. Zgodnie z powszechnie przyjętymi standardami międzynarodowymi (MAEA, WENRA, EUR) podejście konserwatywne jest wymagane przy analizach przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i awarii projektowych, natomiast przy analizach awarii poważniejszych niż projektowe dopuszcza się stosowanie podejścia opartego na najlepszym oszacowaniu (por. dokumenty MAEA: NS-G-1.2 – 4.19, 4.92, 4.93, 4.96, 4.104 i 4.112, SSG-2 – 1.3, 1.5 i 3.3, oraz EUR – 2.1.1.2, 2.1.1.3.1, 2.1.1.3.4, 2.1.2.4, 2.1.2.5.1, 2.1.3.3, 2.1.4.1, 2.1.4.2, 2.1.4.3.4, 2.1.4.4.1, 2.1.4.5.1 i 2.1.4.5.2).

**Absolutnie nie jest też uprawnione twierdzenie**, że „istnieje ryzyko dopuszczenia w Polsce projektów, które nie spełniają standardów

		międzynarodowych.” Przepisy zawarte w projekcie rozporządzeń – „projektowego” i ws. analiz bezpieczeństwa – ustanawiają najwyższe międzynarodowo uznane standardy bezpieczeństwa EJ. W szczególności przepisy rozporządzenia „projektowego” wymagają rozwiązań zapewniających opanowanie i ograniczenie skutków „rozszerzonych warunków projektowych”, w tym kryteria ograniczenia oddziaływania radiologicznego EJ na środowisko w razie awarii projektowych i „rozszerzonych warunków projektowych” oraz probabilistyczne kryteria bezpieczeństwa spójne z wymaganiami dokumentu „EUR”.
		Klasyfikacja bezpieczeństwa urządzeń, wymagania zapewnienia jakości nie są przedmiotem tego rozporządzenia – natomiast ogólne wymagania dotyczące tych zagadnień zawarte są w projekcie rozporządzenia „projektowego” (por. w szczególności §9 i §10 tego rozporządzenia).
2.	§ 1 pkt 2 - 3	<p>Dwie kategorie awarii zostały zdefiniowane z prawdopodobieństwem wystąpienia między <math>10^{-2}</math> do <math>10^{-3}</math>/rok oraz <math>10^{-3}</math> do <math>10^{-4}</math>/rok. Taka propozycja różni się od praktyki międzynarodowej wynikającej z wytycznych MAEA, która zmierza do definiowania awarii obejmujących prawdopodobieństwo wystąpienia do <math>10^{-6}</math>/rok.</p>
3.	§ 1 pkt 19-20	<p>Wytyczne MAEA definiują dwa wymogi wykraczające poza tzw. the Design Basis Conditions (podstawowe warunki projektowe): Design Extension Conditions – DEC (rozszerzone warunki projektowe) nie prowadzące do ciężkiej awarii oraz DEC prowadzące do ciężkiej awarii.</p> <p>Taki podział warunków projektowych nie został uwzględniony w projekcie rozporządzenia będąc zastąpionym połączeniem „sekwencji złożonych” z</p>
		<p><b>Uwaga bezzasadna</b> – co uzasadniono powyżej, w uzasadnieniu uwag ogólnych.</p>
		<p><b>Uwaga bezzasadna</b> – nie ma tu żadnego odstępstwa od praktyki międzynarodowej. W najnowszym projekcie dokumentu MAEA SSR-2/1 podano następującą definicję rozszerzonych warunków projektowych (Design Extension Conditions – DEC):</p> <p><b>design extension conditions</b></p> <p><i>Accident conditions that are not considered for design basis accidents, but that are considered in the design process of the plant in accordance with best estimate methodology, and for which releases of radioactive material are kept within acceptable limits. Design extension conditions could include severe</i></p>

		„niektórymi ciężkimi awariami wybranymi na podstawie analiz bezpieczeństwa”. Stanowi to odstępstwo od praktyki międzynarodowej.	accident conditions.  Definicja ta jest dość ogólnikowa, zaś definicja zawarta w projekcie rozporządzenia jest spójna z tą definicją lecz jest ona lepiej doprecyzowana, z uwzględnieniem podejścia i terminologii przyjętych w dokumencie „EUR”, w którym w rozszerzonych warunkach projektowych („design extension conditions”) wyróżnia się sekwencje złożone – bez uszkodzenia rdzenia („complex sequences”) oraz ciężkie awarie – bez uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa (por. EUR, sec. 2.1.4.1).
4.	§ 5 ust. 2	Projekt rozporządzenia proponuje w analizach awarii poważniejszych niż awarie projektowe (tj. poważniejszych niż awarie projektowe kategorii 2 wskazane w §1 pkt 2) z prawdopodobieństwem wystąpienia na poziomie $10^{-4}$ /rok) analizę opartą na „najlepszym oszacowaniu”. Tymczasem praktyka międzynarodowa oraz MAEA proponuje podejście konserwatywne w odniesieniu do awarii z prawdopodobieństwem wystąpienia na poziomie do $10^{-6}$ /rok.	<b>Uwaga bezzasadna</b> – co uzasadniono powyżej, w dyskusji uwag ogólnych.
5.	§ 7 ust. 2 oraz 8 ust. 1	Lista zdarzeń zarówno w sferze wewnętrznej jak i zewnętrznej różni się od listy przewidzianej w materiałach MAEA.	<b>Uwaga bezzasadna</b> – nie wiadomo na jakie wykazy zagrożeń wewnętrznych i zewnętrznych określone przez MAEA powołuje się opiniodawca (bo w uwadze brak jest konkretnego odniesienia), ale wykazy zawarte w projekcie rozporządzenia nie tylko, że obejmują to co jest zawarte w dokumentach MAEA NS-R-1 i w najnowszym projekcie dokumentu SSR-2/1 (DS414), ale są one znacząco rozszerzone i doprecyzowane. Zwracamy uwagę, że w szczególności w dokumencie SSR-2/1 (Requirement 17, sec. 5.16-22) wymagania dotyczące zdarzeń zewnętrznych i wewnętrznych są sformułowane bardzo ogólnikowo – brak jakiegokolwiek wykazu (nieco dokładniej, chociaż też dość ogólnikowo, są sformułowane odnośnie wymagania w dokumencie NS-R-1).
6.	§ 22 ust. 2	Opóźnienie w reakcji operatora lub w	<b>Uwaga bezzasadna</b> – w tym konkretnym przepisie podano ogólny wymóg

		przeprowadzeniu akcji lokalnych w przypadku zdarzeń jest zdefiniowana w standardach międzynarodowych i wynosi 30 minut na działania operatora i 1 godzinę w odniesieniu do akcji lokalnych. Zarówno § 22 ust. 2 jak i inny przepis rozporządzenia nie zawiera takiego wymogu.	związany z założeniami do deterministycznych analiz bezpieczeństwa (zgodny zresztą z analogicznym wymogiem podanym w dokumencie MAEA NS-G-1.2, sec. 4.92), natomiast założenie dot. czasu opóźnienia wymaganej reakcji operatora zawarte są w projekcie rozporządzenia „projektowego” (§86 ust. 2).
7.	§ 27 ust. 1 i 2	Podobnie jak w przypadku § 1 pkt 19 i 20 zachodzą różnice w odniesieniu do definicji Design Basis Conditions – DEC (podstawowe warunki projektowe). Cztery punkty zawarte w ust. 2 różnią się od definicji DEC opracowanej przez MAEA.	<b>Uwaga bezzasadna i niezrozumiała</b> – jak już stwierdzono powyżej (w pkt 2.2), definicja „design extension conditions” podana w dokumencie MAEA SSR-2/1 (D414) jest zbyt ogólnikowa na potrzeby rozporządzenia, ale <b>przede wszystkim jest zupełnie niezrozumiale o co w ogóle w tej uwadze chodzi</b> , gdyż w §27 ust. 1 i 2 nie ma wcale mowy o „rozszerzonych warunkach projektowych” (DEC to „design extension conditions”, a <u>nie</u> „design basis conditions”) lecz o PZI („postulowanych zdarzeniach inicjujących”, anglojęzyczny skrót to „PIEs – postulated initiating events”).
8.	§ 31 ust. 1	Jedenaście punktów zawartych w tym ustępie jako procesy, które należy uwzględnić w analizach deterministycznych bezpieczeństwa różni się od listy zaproponowanej przez MAEA.	<b>Uwaga bezzasadna</b> – wykaz zawarty w rozporządzeniu jest w pełni zgodny z wykazem podanym w dokumencie MAEA NS-G-1.2 (sec. 4.113).