



DBJ.452.3.2022

Warszawa, 22.04.2024 r.

**KGHM Polska Miedź S.A.**  
**z siedzibą w Lubinie**  
**ul. Marii Skłodowskiej-Curie 48**  
**50-300 Lubin**

## OPINIA

Na podstawie art. 39b ust. 2 ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. - Prawo atomowe (Dz. U. z 2023 r. poz. 1173 z późn. zm.), po rozpoznaniu wniosku KGHM Polska Miedź S.A. z siedzibą w Lubinie (zwanej dalej „wnioskodawcą”) z dnia 7 kwietnia 2023 r. (data wpływu: 7 kwietnia 2023 r.) o wydanie ogólnej opinii dotyczącej planowanych rozwiązań organizacyjno-technicznych w przyszłej działalności (zwanej dalej „ogólną opinią”) **dla wybranych założeń technicznych technologii reaktora NuScale NPM-20 opisanych w dołączonych do wniosku załącznikach nr 1 - 15, w zakresie ich zgodności z wymaganiami bezpieczeństwa** zawartymi w rozporządzeniu 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 (Dz. U. poz. 1043), dalej „rozporządzenie o analizach” wydaję następującą

### ogólną opinię

**dotyczącą wybranych założeń technicznych technologii reaktora NuScale.**

Dołączone do wniosku załączniki 1 - 15 zawierają opis metodyk przeprowadzania wybranych analiz bezpieczeństwa oraz oceny poszczególnych zagadnień projektowych. Przedłożone przez wnioskodawcę metodyki były przygotowywane



przez dostawcę technologii w celu licencjonowania technologii firmy NuScale w Stanach Zjednoczonych. W związku z tym w załącznikach do wniosku o wydanie ogólnej opinii opisujących metodyki zawarte są odniesienia do federalnych wymagań Stanów Zjednoczonych, jak również do wytycznych Amerykańskiej Komisji Dozoru Jądrowego. Należy zwrócić uwagę, że w przedmiotowym zakresie wytyczne te są tworzone zgodnie z podejściem preskryptywnym, tymczasem polskie przepisy w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej są oparte o podejście zorientowane na osiągnięcie celów bezpieczeństwa. W podejściu zorientowanym na osiągnięcie celów bezpieczeństwa nacisk położony jest na ocenę spełnienia kryteriów akceptacji oraz wymogów prawa mających w większości przypadków charakter ogólny. Rozporządzenie o analizach zawiera zarówno kryteria akceptacji dla analiz bezpieczeństwa, jak również między innymi ogólne wymagania dotyczące prowadzenia analiz. Nie zawiera natomiast szczegółowych wymagań dotyczących określonych czy preferowanych metod prowadzenia analiz bezpieczeństwa lub narzędzi wspomagających prowadzenie takich analiz.

W związku z zaprezentowanym podejściem ocena metodyk musi być powiązana z oceną spełnienia kryteriów akceptacji oraz ogólnych wymogów prawa polskiego. Ze względu na to, że przedstawione opisy metodyk nie zawierają ostatecznych wyników obliczeń oraz ostatecznych rezultatów analiz bezpieczeństwa, a jedynie przykłady zastosowania tychże metodyk, nie jest możliwe ocenienie tych metodyk pod względem spełnienia kryteriów akceptacji. Należy podkreślić, że do przeprowadzenia pełnej oceny wykonanych analiz bezpieczeństwa niezbędne jest także oszacowanie niepewności oraz marginesów bezpieczeństwa uzyskanych wyników wraz z możliwością wystąpienia efektu krańcowego, na co również nie pozwalają przedstawione przez wnioskodawcę przykłady zastosowania metodyk. Możliwe jest jednak ocenienie czy metodyki przeprowadzania analiz bezpieczeństwa pozwalają na spełnienie wymagań opisujących ogólne założenia przyjmowane w analizach bezpieczeństwa oraz podejścia do ich przeprowadzenia. Stąd ogólna opinia Prezesa PAA dotycząca zastosowanych metodyk przeprowadzania analiz bezpieczeństwa może dotyczyć jedynie weryfikacji spełnienia zawartych w rozporządzeniu o analizach wymagań odnośnie do założeń i podejścia do przeprowadzania tych analiz.

Szczegółowa ocena wybranych założeń technicznych technologii reaktora NuScale NPM-20 opisanych w dołączonych do wniosku załącznikach nr 1-15:

1. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących **metodyki paliwowej AREVA**.

Wnioskodawca w załączniku nr 1 do wniosku pt. „*Możliwość zastosowania metodyki paliwowej AREVA do projektu NuScale*” przedstawił streszczenie projektu paliwa NuScale. W dalszej części znalazły się informacje dotyczące 5 przeglądów raportów tematycznych. Raporty te dotyczyły: programu do określania skuteczności pelzającego zapadania się koszulek paliwowych BWFC w reaktorze, paliwa M5®, projektu pręta paliwowego w kodzie COPERNIC, obliczeniowej procedury oceny wyginania prętów paliwowych oraz ogólnych mechanicznych kryteriów projektowych dla projektów paliwa PWR. Powyższe informacje zawierają uzasadnienie zastosowania przedstawionej metodyki do oceny wydajności projektu paliwa NuScale.

**Z analizy treści załącznika nr 1 do wniosku pt. „*Możliwość zastosowania metodyki paliwowej AREVA do projektu NuScale*”, wynika, że załącznik ten**

**dotyczy metodyk wykraczających poza zakres przedmiotowy regulowany przez rozporządzenie o analizach.**

**2. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących rozszerzenia zakresu stosowania korelacji NSP4 CHF.**

W załączniku nr 2 do wniosku pt. „*Rozszerzenie zakresu stosowania korelacji krytycznego strumienia ciepła NSP4*” wnioskodawca przedstawił uzasadnienie odnośnie do rozszerzenia zakresu stosowania korelacji NSP4 (korelacja dotycząca krytycznego strumienia ciepła) dla większego strumienia masy. W dokumencie porównano też geometrię reaktora NuScale NPM-20 z ośrodkiem eksperymentalnym i stwierdzono dopuszczalność użycia danych z tego ośrodka. Przedstawiono i przeanalizowano wyniki przewidziane przez korelacje NSP4, porównano je z wynikami eksperymentu oraz stwierdzono zasadność rozszerzenia zakresu stosowania korelacji dla większego strumienia masy.

**Z analizy treści załącznika nr 2 do wniosku pt. „Rozszerzenie zakresu stosowania korelacji NSP4 CHF”, wynika, że załącznik ten dotyczy metodyk wykraczających poza zakres przedmiotowy regulowany przez rozporządzenie o analizach.**

**3. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących metodyki przeprowadzania analiz bezpieczeństwa w zakresie bezpieczeństwa jądrowego przy użyciu probabilistycznej analizy bezpieczeństwa.**

Wnioskodawca w załączniku nr 4 do wniosku pt. „*Określenie istotności ryzyka*” przedstawił metodykę mającą na celu zidentyfikowanie przy użyciu probabilistycznej analizy bezpieczeństwa systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego mających potencjalnie istotny wkład do ryzyka, polegającą na wykorzystaniu miar alternatywnych. W dokumentacji zawarto również opis wrażliwości wyników kategoryzacji ryzyka na wartości CDF (ang. Core Damage Frequency) i wartości LRF (ang. Large Release Frequency) na poziomie komponentów i systemów. Opisano także wpływ wielkości niepewności dla pojedynczego elementu wyposażenia na niepewność całego modelu. Dokumentacja zawiera również raport tematyczny opisujący metodykę wykorzystującą wskaźniki alternatywne takie jak RAW (Risk Achievement Worth) oraz FV (Fussel-Vesely) służące do identyfikacji systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego mających potencjalnie istotny wkład do ryzyka oraz definiowania terminu „istotny/znaczący” dla ryzyka. Miernik FV określa względny udział zdarzenia w obliczonym ryzyku i wyliczany jest poprzez określenie zmniejszenia ryzyka, przy założeniu, że prawdopodobieństwo wystąpienia zdarzenia jest zerowe tzn. komponent zawsze działa prawidłowo.

**Na podstawie informacji przedstawionych w załączniku można stwierdzić, że wybrane przez wnioskodawcę PZI (Postulowane Zdarzenia Inicjujące) przyjęte do analiz bezpieczeństwa spełniają wymagania określone w § 11 ust. 1 pkt 1 i 2 rozporządzenia o analizach, gdyż uwzględniają zdarzenia o bardzo małych częstościach występowania, bardzo mało istotnych konsekwencjach oraz częściowe uszkodzenia systemów oraz elementów**

konstrukcji i wyposażenia dające istotny wkład do ryzyka spowodowane m.in. niedostępnością sprzętu i czynnikiem ludzkim. Ponadto analiza opisana w dokumentacji ma na celu zidentyfikowanie sekwencji uszkodzeń, które dają wkład do ryzyka tj. uszkodzenia elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego podczas pracy oraz wykonywania czynności utrzymania, remontów i prób, co jest zgodne z § 40 ust. 2 i ust. 3 pkt 1 i 2 rozporządzenia o analizach. Natomiast ocena czy wymagania dotyczące przeprowadzania analiz bezpieczeństwa w zakresie bezpieczeństwa jądrowego przy użyciu probabilistycznej analizy bezpieczeństwa zostały spełnione będzie możliwa po przedstawieniu przez wnioskodawcę założeń i wyników końcowych tej analizy.

Jednocześnie jednak stwierdzić należy, że w przedstawionej dokumentacji nie zawarto informacji pozwalających ocenić, czy spełnione zostały wymagania określone w § 40 ust. 1, ust. 3 pkt 3-5 oraz ust. 4 rozporządzenia o analizach.

4. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących **klasyfikacji bezpieczeństwa pasywnych systemów elektrycznych elektrowni jądrowej**.

Wnioskodawca w załączniku nr 5 do wniosku pt. „*Klasyfikacja bezpieczeństwa pasywnych systemów elektrycznych elektrowni jądrowej*” wskazał, że systemy elektryczne w elektrowni jądrowej nie są związane z bezpieczeństwem jądrowym, przez co nie są zaliczone do klasy bezpieczeństwa 1E. Poprzez brak zastosowania falowników wnioskodawca wskazuje natomiast niezawodność systemu prądu stałego zbliżoną do wymagań dla ww. klasy 1E. Opisana została metodyka wykorzystana do opracowania warunków tej klasyfikacji oraz podstawy uzasadnienia zastosowania tych warunków. Uzasadniono również zakwalifikowanie monitoringu poawaryjnego oraz oświetlenia awaryjnego jako niezwiązanych z bezpieczeństwem jądrowym. Przedstawiony został ogólny zarys projektu systemów elektrycznych i systemów aparatury kontrolno-pomiarowej i automatyki, przykładowa ocena klasyfikacji bezpieczeństwa dla systemów elektrycznych, przykładowe tryby awaryjne i analiza skutków. Dodatkowo zaprezentowana metodyka obejmuje analizy konsekwencji niewypełnienia funkcji bezpieczeństwa w stanach normalnej eksploatacji, przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i awarii projektowych, pomijając stan rozszerzonych warunków projektowych.

**Z analizy treści załącznika nr 5 do wniosku pt. „Klasyfikacja bezpieczeństwa pasywnych systemów elektrycznych elektrowni jądrowej”, wynika, że załącznik ten dotyczy metodyk wykraczających poza zakres przedmiotowy regulowany przez rozporządzenie o analizach.**

5. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących **kwalfikacji kodów i metod analizy jądrowej**.

Wnioskodawca w załączniku nr 6 do wniosku pt. „*Kwalifikacja Kodów i Metod Analizy Jądrowej*”, przedstawił projekt rdzenia reaktora NuScale NPM-20 oraz metodykę analizy stanu ustalonego. Dokument zawiera przegląd pakietu kodów

jądrowych CMS5 wykorzystywanych przez NuScale do projektowania rdzenia reaktora i analizy zjawisk fizycznych w nim zachodzących. Przedstawiono walidację pakietu kodów CMS5, która składa się z testów porównawczych z wykorzystaniem kodu wyższego rzędu MCNP6 oraz z analizy porównawczej z danymi pomiarowymi z reaktorów eksperymentalnych i komercyjnych. Opisano również metodyki statystyczne do określenia błędu systematycznego i granic tolerancji związanych ze zdolnością systemu kodów CMS5 do przewidywania kluczowych parametrów fizycznych rdzenia reaktora takich jak krytyczne stężenie boru, izotermiczny współczynnik temperaturowy, temperaturowy współczynnik reaktywności moderatora, współczynnik mocy, temperaturowy współczynnik paliwa, waga zespołu prętów regulacyjnych, promieniowy współczynnik nierównomierności zestawu paliwowego, nierównomierność rozkładu mocy w pręcie paliwowym i przesunięcie osiowe. Ponadto w dokumencie omówiono zastosowanie kodów, które obejmuje wykonywanie analiz jądrowych w celu projektowania rdzenia, uzyskania danych wejściowych do analiz bezpieczeństwa, sprawdzania fizyki rdzenia podczas rozruchu, śledzenia fizyki rdzenia i wsparcia podczas eksploatacji.

**Walidacja kodu jądrowego powinna być przeprowadzona w celu ustalenia czy zastosowane modele matematyczne są odpowiednią reprezentacją rzeczywistego modelowanego systemu. Dane wyjściowe kodu powinny być porównane, w miarę możliwości, z obserwacjami rzeczywistego systemu lub danymi eksperymentalnymi. Z uwagi na brak dostępnych danych eksperymentalnych i eksploatacyjnych, które w pełni reprezentowałyby reaktor NuScale NPM-20, analiza porównawcza między kodami CMS5, a MCNP6 jest odpowiednią metodą walidacji i identyfikacji potencjalnych braków w pakiecie kodów CMS5. Zastosowane uproszczenia między kodami można uznać za dopuszczalne, ponieważ uwzględniają one różnice kodów w możliwościach modelowania i są odpowiednio uzasadnione. W oparciu o zgodność między wynikami CMS5 i MCNP6 można stwierdzić, że analiza porównawcza nie wykazała poważnych braków w pakiecie kodów CMS5 do modelowania reaktora NuScale NPM-20 w przedstawionym zakresie. Ponadto analizy porównawcze z reaktorami eksperymentalnymi i komercyjnymi wykazały, że pakiet kodów CMS5 jest w stanie modelować reaktory o cechach zbliżonych do reaktora NuScale NPM-20. W związku z powyższym można stwierdzić zgodność przedstawionego sposobu walidacji pakietu kodów jądrowych CMS5 z wymaganiami wynikającymi z § 21 rozporządzenia o analizach.**

Jednocześnie należy zaznaczyć, że w przedstawionej dokumentacji nie zawarto informacji pozwalających na ocenę poprawności spełnienia wymagania § 21 rozporządzenia o analizach w zakresie weryfikacji pakietu kodów jądrowych CMS5.

Na podstawie wyników analiz porównawczych opracowano błędy systematyczne i granice tolerancji kluczowych parametrów fizyki rdzenia. Przyjęte dolne i górne wartości jądrowych współczynników niezawodności przekraczają wartości standardowe, co należy uznać za zgodne z podejściem zachowawczym. Na tej podstawie można stwierdzić zgodność

przyjętych założeń z wymaganiami wynikającymi z § 5 ust. 1 rozporządzenia o analizach, jeśli te parametry będą użyte w analizach bezpieczeństwa.

6. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących **metodyki statystycznej analizy podkanałowej**.

Wnioskodawca w załączniku nr 7 do wniosku pt. „*Metodyka statystycznej analizy podkanałowej*” opisuje metodykę statystycznej analizy podkanałowej dla obliczeń stanu ustalonego oraz stanów przejściowych z zastosowaniem kodu VIPRE-01. Metodyka ma być stosowana w obliczeniach wspomagających analizy awarii projektowych. Metodyka analizy podkanałowej stosowana jest do obliczania zapasu bezpieczeństwa dla limitów cieplnych paliwa takich jak krytyczny strumień cieplny oraz temperatura we wnętrzu paliwa. Dokument ma na celu przedstawienie statystycznego podejścia do szacowania niepewności przy wykonywaniu analiz podkanałowych. Jego dwie główne części stanowią opis założeń dla uwzględnienia niepewności parametrów w obliczeniach oraz opis statystycznej metody szacowania krytycznego strumienia ciepła. Pierwsza część zawiera opis szacowania niepewności dotyczących stanu początkowego reaktora w zakresie warunków początkowych i brzegowych w rdzeniu reaktora. Druga część zawiera zaproponowaną przez dostawcę technologii metodykę wykonywania obliczeń najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności dla analiz podkanałowych w szczególności w celu określania marginesu bezpieczeństwa w wyznaczaniu krytycznego strumienia ciepła.

**Metodyka statystycznej analizy podkanałowej zaproponowana przez dostawcę technologii jako metodyka najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności nie może zostać zastosowana do przeprowadzenia analiz awarii projektowych, ponieważ § 5 pkt 1 rozporządzenia o analizach wymaga aby analizy deterministyczne bezpieczeństwa dla awarii projektowych opierać na podejściu zachowawczym. Jednocześnie przy wykonywaniu analiz awarii projektowych stosując zachowawcze podejście wymagane jest uwzględnienie niepewności stanu początkowego reaktora (§ 19 pkt 2 rozporządzenia o analizach). Na podstawie przedstawionych w załączniku nr 7 założeń dotyczących szacowania niepewności stanu początkowego reaktora w zakresie warunków początkowych i brzegowych w rdzeniu reaktora można stwierdzić, że stosując te założenia przy wykorzystaniu podejścia zachowawczego do wykonywania obliczeń dla awarii projektowych zrealizowane zostaną wymagania wynikające z § 19 pkt 2 oraz § 22 ust. 4 rozporządzenia o analizach.**

7. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących **metodyki oceny stabilności cieplno-przepływowej reaktora**.

Wnioskodawca w załączniku nr 8 do wniosku pt. „*Metoda oceny na potrzeby analizy stabilności modułu energetycznego NuScale*” wskazał metodykę oceny stabilności cieplno-przepływowej reaktora. Raport zawiera ogólne informacje dotyczące cech konstrukcyjnych modułu NuScale, takie jak ogólny opis wytwornicy pary, stabilizatora ciśnienia czy rdzenia reaktora. Raport omawia również fenomenologiczny aspekt analizy stabilności, przedstawiając

mechanizmy i tryby potencjalnej niestabilności cieplno-przepływowej, wraz z oceną ich wpływu na całkowitą niestabilność modułu.

Dokument opisuje model, który został stworzony z wykorzystaniem kodu PIM, w celu przeprowadzenia analizy stabilności oraz przedstawia dogłębnie zastosowany model cieplno-przepływowy, prezentując równania bilansu masy, energii oraz pędu, wraz ze sposobem ich rozwiązania.

Podobnie przedstawiono model rdzenia reaktora w tym model kinetyki punktowej neutronów, wraz z założeniami i uproszczeniami na potrzeby obliczeń, model ciepła powyłaczeniowego, model przewodzenia ciepła wewnątrz pręta paliwowego i model transferu ciepła z koszulki paliwowej do chłodziwa. Opisano procedurę rozwiązania numerycznego.

Dokument omawia wyniki prób przeprowadzonych na obiektach testowych oraz porównuje je z wynikami otrzymanymi dzięki obliczeniom z wykorzystaniem kodu PIM. Zaprezentowano, że model opracowany z wykorzystaniem kodu PIM jest zachowawczy względem wyników otrzymanych w obiektach testowych.

W załączniku nr 8 przedstawiono wyniki obliczeń z wykorzystaniem kodu PIM, gdzie prezentowane są wyniki analizy stabilności pracy na różnych poziomach mocy, jak i analizę stabilności dla szeregu Przewidywanych Zdarzeń Eksploatacyjnych (PZE). Wszystkie analizy przedstawione w dokumencie przewidują utrzymanie bądź dążenie do, a następnie utrzymanie, stabilnego przepływu, bez powstania oscylacji przepływu. Wyjątkiem jest tutaj analiza efektów oscylacji wydatku przepływu wody zasilającej, w której oscylacje są warunkiem brzegowym. W przypadku tej analizy jednak wykazano, że wedle przedstawionych analiz niestabilność wywołana oscylacjami przepływu nie pogłębia się w trakcie trwania zdarzenia.

Następny rozdział prezentuje zdolność modelu do przewidzenia niestabilności cieplno-przepływowej. W tym celu wybrano szereg PZO w których moduł polega na systemie ochrony modułu (ang. Module Protection System, MPS) w celu zapobieżenia powstania warunków mogących prowadzić do utraty stabilności, a następnie wyłączono funkcjonalność MPS w modelu. Wyłączenie MPS w modelu umożliwiło rozwinięcie się warunków mogących prowadzić do niestabilności, co umożliwiło przedstawienie zdolności modelu do przewidzenia niestabilności cieplno-przepływowej. Analizy te wyraźnie zaznaczają przedział czasowy w którym zadziałałby MPS, zapobiegając rozwojowi niestabilnych warunków.

**Na podstawie tych informacji można stwierdzić, że opisane w załączniku nr 8 założenia przyjęte do wykonania analiz bezpieczeństwa dotyczących przedstawionych stanów obiektu są częściowo zgodne z § 2 ust. 1 rozporządzenia o analizach, ponieważ obejmują funkcjonowanie obiektu jądrowego w stanach eksploatacyjnych i awariach projektowych, natomiast nie obejmują rozszerzonych warunków projektowych.**

**Założenia przyjęte do wykonania analiz są zachowawcze, zgodnie z § 5 ust.1 oraz § 22 ust. 4 rozporządzenia o analizach. Zaprezentowane wyniki**

przykładowych analiz z wykorzystaniem opracowanego modelu obliczeniowego są zachowawcze w porównaniu z danymi eksperymentalnymi. Udokumentowana została również zdolność modelu do przewidywania niestabilności przepływu.

8. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących **metodyki analizy awarii wystrzelenia pręta regulacyjnego**.

Wnioskodawca w załączniku nr 9 do wniosku pt. „*Metodyka analizy awarii wystrzelenia pręta regulacyjnego*” wskazał metodykę związaną z awarią polegającą na wystrzeleniu pręta regulacyjnego w jednym module energetycznym. Metodyka bazuje na wykorzystaniu kodów numerycznych SIMULATE5, SIMULATE-3k, NRELAP5, CASMO5, VIPRE-01. W załączniku przedstawiono również przykładowe obliczenia omawianej awarii.

**Na podstawie informacji przedstawionych w załączniku można stwierdzić zgodność założeń dotyczących oprogramowania systemów teleinformatycznych stosowanych do analiz deterministycznych z wymaganiami wynikającymi z § 5 ust. 1 oraz § 21 rozporządzenia o analizach dla kodu SIMULATE-3K. Jednakże ostateczna ocena, czy spełnienie tych wymagań będzie odnosiło się do wszystkich kodów numerycznych używanych przez wnioskodawcę będzie możliwe po przedstawieniu przez wnioskodawcę projektu reaktora NuScale NPM-20.**

9. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących **metodyki obliczania fluencji**.

Wnioskodawca w załączniku nr 10 do wniosku pt. „*Metodyka i wyniki obliczania fluencji*” wskazał metodykę przewidywania fluencji dla końca okresu eksploatacji zbiornika ciśnieniowego reaktora NuScale NPM-20 oraz obudowy bezpieczeństwa. Załącznik zawiera również oszacowania odchyłeń i niepewności związane z obliczeniami fluencji, które zostały wykonane na podstawie analiz i badań wrażliwości wraz z powiązаныmi prognozami wartości fluencji dla końca eksploatacji zbiornika ciśnieniowego i obudowy bezpieczeństwa. Metodyka obliczania fluencji bazuje na kodzie obliczeniowym MCNP6. Powiązаныmi kodami, które również są wykorzystywane przy tej metodzie są kody CASMO5 oraz SIMULATE5. NuScale korzysta z metody najlepszego oszacowania fluencji, metoda ta zawiera ujednorodnione osiowo odwzorowanie zestawów paliwowych w rdzeniu (wynika to ze stosowania kodu SIMULATE5).

**Z analizy treści załącznika nr 10 do wniosku pt. „*Metodyka i wyniki obliczania fluencji*”, wynika, że załącznik ten dotyczy metodyk wykraczających poza zakres przedmiotowy regulowany przez rozporządzenie o analizach.**

10. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących **metodyki paliwa i odpowiedzi strukturalnych Framatome**.

Wnioskodawca w załączniku nr 11 do wniosku pt. „*Możliwość zastosowania w NuScale metodyki paliwa i odpowiedzi strukturalnych Framatome*” opisał możliwość zastosowania wspomnianych rozszerzonych metod Framatome



(wcześniej AREVA) do analiz paliwa NuScale dla projektu NPM wraz z uzasadnieniem. W załączniku opisano wcześniejsze metodyki i kody systemu paliwowego Framatome oraz wskazano, że metody te można zastosować do projektu paliwa NuScale eksploatowanego z większą mocą cieplną. Opisane zostały cechy konstrukcyjne pręta paliwowego z koszulką M5® oraz raporty tematyczne wraz z wnioskami, które dotyczyły: programu do określania skuteczności w reaktorze pełzającego zapadania się koszulek paliwowych BWFC, materiału M5®, kodu wydajności paliwa COPERNIC, suplementów i procedury obliczeniowej dla oceny wygięcia prętów paliwowych, ogólnych kryteriów projektu mechanicznego dla projektów paliwa PWR.

**Z analizy treści załącznika nr 11 do wniosku pt. „Możliwość zastosowania w NuScale metodyki paliwa i odpowiedzi strukturalnych Framatome”, wynika, że załącznik ten dotyczy metodyk wykraczających poza zakres przedmiotowy regulowany przez rozporządzenie o analizach.**

11. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących **metodyki wdrożenia projektu inżynierii czynników ludzkich.**

Wnioskodawca w załączniku nr 12 do wniosku pt. „Plan wdrożenia inżynierii czynników ludzkich” opisuje metodykę przeprowadzania jednego z elementów wdrożenia Programu inżynierii czynników ludzkich, który weryfikuje zgodność projektu powykonawczego z zaplanowanym projektem. Dokument opisuje, w jaki sposób własność Programu inżynierii czynników ludzkich jest przenoszona z NuScale na operatora elektrowni jądrowej oraz jakie działania realizuje operator w celu spełnienia kryteriów inspekcji, testów, analiz i przyjęcia ww. programu.

**Z analizy treści załącznika nr 12 do wniosku pt. „Plan wdrożenia inżynierii czynników ludzkich”, wynika, że załącznik ten dotyczy metodyk wykraczających poza zakres przedmiotowy regulowany przez rozporządzenie o analizach.**

12. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących **metodyki określania nastaw przyrządów NuScale.**

Wnioskodawca w załączniku nr 13 do wniosku pt. „Raport techniczny. Metodyka określania nastaw przyrządów NuScale” wskazał, że systemy opisane w raporcie zapewniają spójność nastaw systemu szybkiego wyłączenia reaktora (RTS) i systemu uruchamiania inżynierskich środków bezpieczeństwa (ESFAS) z założeniami zawartymi w analizie bezpieczeństwa. Określono również metodę wskazującą wartości nastaw przyrządów, która ma służyć do ustalania nastaw MPS dla aparatury związanej z bezpieczeństwem jądrowym oraz tolerancji niepewności kalibracji. Wskazany sposób ustanawia dodatkowo zespół kryteriów akceptacji dla charakterystyki pracy i testów, celem oceny wartości granicznych podczas przeprowadzania testów nadzoru oraz kalibracji pod kątem dryftu wartości nastawy. W przedstawionej metodyce określającej nastawy przyrządów NuScale Wnioskodawca wskazał źródła możliwych błędów, limity analityczne, niepewności i wartości nastaw dla RTS i ESFAS. Opisano również powiązania między punktami nastaw szybkiego wyłączenia i limitami analitycznymi.

Identyfikując wewnętrzne PZI wnioskodawca uwzględnił, zgodnie z § 7 ust. 1 pkt 1 rozporządzenia o analizach, różne rodzaje uszkodzeń systemów bezpieczeństwa i ich elementów oraz uszkodzenia innych systemów i wyposażenia obiektu jądrowego, które mogą wpłynąć na fundamentalną funkcję bezpieczeństwa lub system bezpieczeństwa. Ponadto można stwierdzić prawidłowość założeń przyjętych w metodyce dla realizacji wymagań wynikających z § 22 ust. 1 pkt 4 rozporządzenia o analizach ponieważ przyjęto, że systemy bezpieczeństwa pracują w zakresie minimalnych wydajności, przy których jest zapewniona realizacja funkcji bezpieczeństwa. Na podstawie informacji przedstawionych w załączniku można również stwierdzić zgodność przyjętych założeń z § 22 ust. 4 rozporządzenia o analizach, gdyż przedstawiono różne źródła niepewności i błędów pomiarowych, które wpływają na dokładność sygnałów z czujników i systemów cyfrowych. Wskazano oraz podsumowano w sposób tabelaryczny metody łączenia i analizy tych czynników w celu obliczenia całkowitej niepewności. Wnioskodawca zdefiniował również wartości nastaw, limity i podstawowe niepewności dla systemu zabezpieczeń reaktora i systemu uruchamiania systemów bezpieczeństwa.

13. W zakresie spełniania wymagań dotyczących **metodyki odprowadzania ścieków i zanieczyszczeń gazowych**.

Wnioskodawca w załączniku nr 14 do wniosku pt. „*Metodyka i wyniki odprowadzania ścieków i zanieczyszczeń gazowych*” opisał metodykę stosowaną do obliczania rocznych emisji promieniotwórczych ścieków i zanieczyszczeń gazowych do środowiska z działającej elektrowni jądrowej składającej się z 12 modułów z reaktorami NuScale NPM-20. Metodyka została opracowana jako alternatywa do kodu GALE stosowanego do obliczania uwolnień promieniotwórczych ścieków i zanieczyszczeń gazowych dla dużych reaktorów typu PWR (ang. Pressurized Water Reactor). Została ona podzielona na trzy główne fazy tj. produkcja, transport oraz uwalnianie. Źródłami izotopów promieniotwórczych znajdujących się w zanieczyszczeniach powstających w wyniku pracy reaktora jądrowego są produkty aktywacji w wodzie (tryt, węgiel-14, azot-16, argon-41), CRUD (ang. Chalk River Unidentified Deposits) oraz produkty rozszczepienia. W dokumencie opisano sposób powstawania tych zanieczyszczeń oraz ich transport w powietrzu, chłodziwie pierwotnym i wtórnym, systemie regulacji chemicznej i objętości chłodziwa reaktora oraz w basenie reaktorowym i basenie wypalonego paliwa. Uwolnienia z elektrowni jądrowej z reaktorami NuScale NPM-20 są określone poprzez zsumowanie ilości ciekłych i gazowych zanieczyszczeń. W obliczeniach uwzględnia się oczyszczanie ciekłych i gazowych produktów promieniotwórczych powstających podczas pracy reaktora NuScale NPM-20, które odbywa się poprzez filtrację, absorpcję żywicy, zatrzymywanie, rozcieńczanie i rozpad.

**Na podstawie tych informacji można stwierdzić prawidłowość założeń przyjętych w metodyce dla realizacji wymagań wynikających z § 20 pkt 1, 2, 4 i 5 oraz § 36 rozporządzenia o analizach, natomiast ocena prawidłowości**

wyników otrzymanych w przedstawionych analizach możliwa będzie po otrzymaniu projektu reaktora NuScale NPM-20.

**W przedstawionej dokumentacji nie zawarto informacji pozwalających ocenić, czy spełnione zostały wymagania określone w § 20 pkt 3 rozporządzenia o analizach.**

**14. W zakresie spełnienia wymagań dotyczących metodyki wykorzystywanej do analizy dynamicznej odpowiedzi struktur spowodowanej obciążeniami sejsmicznymi reaktora.**

Wnioskodawca w załączniku nr 15 do wniosku pt. „*Analiza sejsmiczna modułu energetycznego NuScale*” opisuje metodykę i modele strukturalne wykorzystywane do analizy dynamicznej odpowiedzi struktur spowodowanej obciążeniami sejsmicznymi na reaktor NuScale NPM-20. Przedstawione są również metody tworzenia modeli obliczeniowych w kodach ANSYS i SAP2000 oraz wyniki dla ww. analizy przeprowadzonej przy zastosowaniu tych kodów. W ramach powyższego przeanalizowano oddziaływanie dynamiczne na systemy oraz elementy konstrukcji należące zgodnie z przedstawionymi założeniami do kategorii sejsmicznej 1, w tym w szczególności basen reaktora, zbiornik ciśnieniowy reaktora wraz z kasetami paliwowymi oraz elementami wewnętrznymi i mechanizmem napędowym prętów regulacyjnych.

**Na podstawie tych informacji można stwierdzić prawidłowość założeń przyjętych w metodyce dla realizacji wymagań wynikających z § 2 ust. 3 pkt 2 (w zakresie zagrożeń sejsmicznych) oraz § 8 pkt 1 lit. a rozporządzenia o analizach, natomiast ocena prawidłowości wyników otrzymanych w przedstawionych analizach możliwa będzie po otrzymaniu raportu lokalizacyjnego wraz z projektem reaktora NuScale NPM-20.**

Ponadto, wyjaśnić należy, że z analizy treści załącznika nr 3 *Raport podsumowujący analizę rozbieżności* do wniosku, wynika, że załącznik ten dotyczy założeń technicznych wykraczających poza zakres przedmiotowy regulowany przez rozporządzenie o analizach. W związku z powyższym załącznik ten nie był przedmiotem oceny Prezesa PAA.

PREZES  
Państwowej Agencji Atomistyki  
  
Andrzej Głowacki