

ISSN 2353-9062

3 (97) 2014

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

Wydawca:



Redakcja: ul. Krucza 36, 00-522 Warszawa
TEL. 22 695 98 22, 629 85 93
FAX 22 695 98 15
E-MAIL biuletyn@paa.gov.pl
www.paa.gov.pl

Maciej JURKOWSKI, Przewodniczący Rady Programowej

Marek WOŹNIAK, Redaktor naczelny

ISSN 2353-9062 (publikacja elektroniczna)

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 3 (97) 2014
Warszawa

Spis treści

Bartłomiej Abramowicz, Mateusz Włostowski	
Analiza krajowego systemu zbierania doświadczeń eksploatacyjnych	5
Marcin Dąbrowski	
Dozorowe analizy bezpieczeństwa dla reaktora MARIA	11
Iwona Matujewicz	
Kontrola dozorowa – wymagania nowej Dyrektywy BSS	19
Władysław Kiełbasa	
Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami lekkowodnymi generacji III+ oferowanych Polsce	23
Iga Reszke	
Aktualny plan pracy ENSREG (E uropean N uclear S afety R egulators G roup)	32

Szanowni Państwo

Artykuły zawarte w trzecim tegorocznym numerze Biuletynu w większości nawiązują do tematów poruszanych w poprzednich numerach, rozszerzając i uzupełniając przekazane wcześniej informacje dotyczące problematyki bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz dozoru PAA nad jego zapewnieniem przez operatorów obiektów i użytkowników źródeł promieniowania. Numer zawiera także informacje o działaniach w zakresie dozoru bezpieczeństwa podejmowanych w szerszym kontekście – na poziomie wspólnoty Euratom Unii Europejskiej.

Bieżący numer otwiera artykuł autorstwa panów Bartłomieja Abramowicza i Mateusza Włostowskiego nawiązujący do ich publikacji w poprzednim numerze Biuletynu (nr 2(96)2014), dotyczącej baz danych o zdarzeniach w elektrowniach jądrowych. Autorzy charakteryzują w nim systemy zbierania i wykorzystywania informacji o **doświadczeniach z eksploatacji** obiektów jądrowych i ich znaczenie dla bezpieczeństwa, a także dla zapewnienia transparentności procesów wykorzystania energii atomowej wobec zainteresowanych podmiotów i ogółu społeczeństwa.

Kolejny artykuł, autorstwa pana Marcina Dąbrowskiego, ukazuje, w jaki sposób Państwowa Agencja Atomistyki, jako polski urząd dozoru jądrowego, realizuje ważną funkcję **dozorowej analizy i oceny** bezpieczeństwa w odniesieniu do reaktora badawczego Maria eksploatowanego w Narodowym Centrum Badań Jądrowych. Publikacja dotyczy analiz i ocen, prowadzonych w PAA z użyciem nowoczesnych narzędzi obliczeniowych (kodu RELAP-5 uzyskanego w ramach umowy o współpracy PAA z amerykańską komisją dozoru jądrowego US NRC), dotyczących modernizacji układu pompowego w obiegu chłodzenia kanałów tego reaktora dokonanej w związku z konwersją rdzenia reaktora na nowe, nisko wzbogacone paliwo (LEU).

Innej ważnej funkcji PAA – **dozorowej kontroli** działalności związanej z narażeniem na promieniowanie jonizujące poświęcony jest artykuł pani Iwony Matujewicz. Autorka omawia w nim nowe wymagania w tym zakresie, wynikające z nowej dyrektywy BSS, która będzie musiała zostać transponowana do polskich przepisów i wdrożona w ciągu najbliższych 3 lat.

W cyklu artykułów na temat **bezpieczeństwa obiektów energetyki jądrowej**, publikowanych w dwóch poprzednich numerach Biuletynu, w bieżącym numerze pan Władysław Kiełbasa omawia podstawowe cechy bezpieczeństwa najnowocześniejszych aktualnie oferowanych na rynku światowym reaktorów energetycznych wodnych ciśnieniowych i wrzących generacji III+ (projektów posiadających certyfikaty US NRC), których zakupem w związku z realizacją programu PEJ, przyjętego przez Rząd w lutym br., zainteresowana jest m.in. Polska.

O tym, jakie działania w zakresie dozoru bezpieczeństwa jądrowego podejmowane są w skali międzynarodowej w Europie, traktuje ostatnia pozycja bieżącego numeru Biuletynu. Zawiera ona opis aktualnego Planu Pracy grupy wysokiego szczebla ENSREG, skupiającej wysokich rangą członków kierownictwa europejskich urzędów dozoru jądrowego, opracowany na podstawie oryginału angielskiego przez panią Ięgę Reszke. Tekst ten zawiera opis zadań i planów realizacji w latach 2014–2016 prac 4 grup roboczych ENSREG nad ciągłą poprawą w zakresie bezpieczeństwa jądrowego (w szczególności europejskich elektrowni jądrowych w świetle lekcji Fukushima), gospodarki odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym, oraz doskonaleniem państwowego dozoru i promowaniem transparentności oraz międzynarodowej współpracy w tych dziedzinach.

Życzymy Państwu owocnej lektury,



Przewodniczący Rady Programowej
Maciej Jurkowski

Analiza krajowego systemu zbierania doświadczeń eksploatacyjnych

Bartłomiej Abramowicz, Mateusz Włostowski
Państwowa Agencja Atomistyki

Wprowadzenie

Artykuł jest analizą dokumentów, opublikowanych przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej (ang. *International Atomic Energy Agency* – IAEA), dotyczących systemu zbierania doświadczeń eksploatacyjnych. Charakteryzuje on elementy krajowego systemu i przedstawia ich znaczenie dla bezpieczeństwa elektrowni jądrowych. W artykule określono rolę wszystkich użytkowników systemu, relacje między nimi oraz obowiązki, jakie na nich spoczywają.

1. Wstęp

Zapisy zawarte w dokumencie opublikowanym przez IAEA pod nazwą NS-R-2 określają, iż system zbierania doświadczeń eksploatacyjnych tworzony jest w celu zgłaszania, badania, oceny, badania trendów, dokonywania korekt oraz wykorzystywania informacji, związanych z nietypowymi zdarzeniami, które wystąpiły w elektrowniach jądrowych. Służy również rozpowszechnianiu tych informacji między właściwymi organami rządowymi, krajowymi i międzynarodowymi organizacjami oraz społeczeństwem. Ponadto także, zapisy w dokumencie opublikowanym przez IAEA pod nazwą GS-R-1 ustalają, iż dozór jądrowy jest odpowiedzialny za udostępnianie informacji nt. incydentów oraz nietypowych zdarzeń dozoram jądrowym innych państw, krajowym i międzynarodowym organizacjom oraz społeczeństwu. Charakteryzuje on również odpowiedzialność dozoru jądrowego w zakresie tworzenia krajowych regulacji prawnych dotyczących zbierania doświadczeń eksploatacyjnych. Powinny one zapewnić, aby doświadczenia eksploatacyjne były we właściwy sposób analizowane, wyciągnięte wnioski odpowiednio rozpowszechniane, a informacje dotyczące bezpieczeństwa obiektów były przechowywane i dostępne dla wszystkich zainteresowanych stron.

Znaczenie systemu zbierania doświadczeń eksploatacyjnych, jako narzędzia o dużej wadze dla bezpieczeństwa eksploatacji elektrowni jądrowych, oraz potrzeba jego dalszego doskonalenia, są ujęte w Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego, która weszła w życie w lipcu 1996 roku. Artykuł 19 tejże Konwencji, dotyczący eksploatacji, stanowi, że „(...) każda ze stron będących sygnatariuszem podejmie odpowiednie kroki w celu zapewnienia, aby (vi) zdarzenia mające znaczenie dla bezpieczeństwa były systematycznie raportowane przez posiadacza odpowiedniego zezwolenia do dozoru jądrowego; (vii) programy służące zbieraniu i analizowaniu doświadczeń eksploatacyjnych zostały utworzone, wyniki oraz wnioski z nich uzyskane były rozpatrzone, a istniejące mechanizmy były wykorzystane do wymiany istotnych doświadczeń z organizacjami międzynarodowymi oraz innymi organizacjami eksploatującymi obiekty jądrowe i dozoram jądrowymi.”

2. Znaczenie korzystania z doświadczeń eksploatacyjnych dla bezpieczeństwa elektrowni jądrowych

Jednym z głównych kryteriów bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych jest to, iż zainteresowane organizacje muszą zapewnić, aby doświadczenia eksploatacyjne oraz wyniki badań, związanych z bezpieczeństwem, były rozpowszechniane, przeglądane oraz analizowane. Wnioski, które są wynikiem tego procesu, powinny być wdrażane niezwłocznie po ich określeniu. Głównym celem systemu zbierania doświadczeń eksploatacyjnych jest zapewnienie, aby żadne zdarzenie, mające wpływ na bezpieczeństwo, nie pozostało nierozpoznane i nieprzeanalizowane. Kolejnym, równie ważnym kryterium jest, aby działania naprawcze były realizowane w celu zapobiegania nawrotom zdarzeń, wpływających na bezpieczeństwo, poprzez poprawianie projektu oraz usprawnianie eksploatacji obiektu. Odzwier-

ciędlą ono poglądy, iż dowolnej wagi incydent może się stać najbardziej prawdopodobną przyczyną zdarzenia eksploatacyjnego. Jest on określany w takiej sytuacji mianem prekursora zdarzenia. W tym rozumieniu może on być wcześniej przewidziany i w konsekwencji działań prewencyjnych uniknięty. System zbierania doświadczeń eksploatacyjnych zwiększa również wiedzę na temat charakterystyk eksploatacyjnych urządzeń pracujących w obiekcie oraz trendów parametrów ich pracy. Dostarcza on danych dla ilościowej i jakościowej analizy bezpieczeństwa.

Badanie oraz raportowanie zdarzeń eksploatacyjnych przyczynia się do poprawy bezpieczeństwa w obiektach jądrowych, jeżeli prowadzą one do realizacji ustalonych założeń. Pierwszym z nich jest identyfikacja oraz zliczanie zdarzeń i warunków, które są prekursorami dla znaczącego pogorszenia stanu obiektu. W zakres tych zliczeń wchodzi prekursory zdarzeń mające potencjał, aby spowodować wypadek prowadzący do uszkodzenia obiektu jądrowego bądź uwolnień materiału promieniotwórczego. Analiza ilościowa pozwala na ustalenie priorytetów dla poszczególnych zdarzeń i określenie, które z nich stanowią największe potencjalnie zagrożenie. Taki sposób pozwala na rozsądne rozdzielanie środków, jakimi dysponuje operator, koniecznych do analizy zdarzenia oraz implementacji działań naprawczych, będących jej wynikiem. Proces optymalizacji zaangażowanych środków wymaga identyfikacji zdarzeń istotnych z punktu widzenia bezpieczeństwa. Określenia wymagają również związane z nimi przyczyny oraz właściwe działania naprawcze, podejmowane w celu rozwiązania problemów związanych z bezpieczeństwem obiektu. Podczas eksploatacji obiektu jądrowego rejestrowanych jest wiele parametrów określających jego pracę. W modelowym przypadku analizy bezpieczeństwa określają spodziewane trendy wartości tych parametrów, w zależności od stanu obiektu. Jednym z założeń badania zdarzeń jest odkrywanie nowych trendów. Część z nich może być wykorzystana w procesie optymalizacji procesu eksploatacji obiektu. Pozostałe mogą prowadzić do ustalenia wzorców określających stan zagrożenia dla obiektu. Taki wzorzec może być zaimplementowany do układu automatyki zabezpieczeń lub systemu wczesnego ostrzegania, co bezpośrednio wpływa na podniesienie bezpieczeństwa jądrowego. Ważnym punktem raportu dotyczącego zdarzenia eksploatacyjnego jest ocena tego, jak ta sytuacja mogła powstać. Należy wziąć pod uwagę, iż istnieją przyczyny powodowane błędami technicznymi, ale również natury ludzkiej. Wymaga to zaangażowania w proces oceny personelu specjalizującego się zarówno w obszarze techniki, jak też zachowania człowieka. Każdy raport dotyczący zdarzenia eksploatacyjnego powinien zawierać stopień jego przydatności dla działań operatora, dozoru jądrowego lub też innych zainteresowanych organizacji. Jest to pomocne szczególnie w procesie rozpowszechniania informacji dotyczących zdarzenia eksploatacyjnego. Ostatnim z założeń całego procesu raportowania jest

zapobieganie powtarzaniu się zdarzeń, które już zaistniały. Połączenie krajowego i międzynarodowego systemu zbierania doświadczeń eksploatacyjnych pozwala na to, żeby wyciągać wnioski nie tylko z błędów popełnionych w swoim kraju. Ważne jest korzystanie z doświadczeń innych organizacji i poszukiwanie wniosków, które mają charakter uniwersalny.

Operator eksploatujący obiekt jądrowy powinien utrzymywać system zbierania oraz analizowania doświadczeń eksploatacyjnych na możliwie najwyższym poziomie. Należy wziąć pod uwagę, iż utrzymanie systemu nie jest równoznaczne z jego posiadaniem. Personel biorący udział w procesie badania i analizowania zdarzeń powinien stale zwiększać swoje kompetencje. System informatyczny oraz procedury z nim związane powinny być stale udoskonalane. Wspomniane procedury powinny zapewniać, aby informacje mające istotne znaczenie dla bezpieczeństwa były niezwłocznie kierowane do własnych pracowników, jak i rozpowszechniane między innymi zainteresowanymi organizacjami. Przyczyny wszystkich zdarzeń, mających znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego, powinny być określone i przeanalizowane. W przeciwnym wypadku istnieje ryzyko, że sytuacja, która raz się zdarzyła, powtórzy się, a jej konsekwencje mogą być poważniejsze. Zdarzenia, które można uznać za prekursory wypadków, powinny być również zidentyfikowane i powinny zostać podjęte działania, które zapobiegają ich ponownemu wystąpieniu. Ważne jest tutaj monitorowanie i weryfikacja zdarzeń, gdyż prawidłowa diagnoza zdarzenia może przyspieszyć proces jego badania oraz analizy. W identyfikacji istotnych prekursorów przydatne jest badanie sekwencji prekursorów wypadku (ang. *accident sequence precursor* – ASP), stanowiące podstawę probabilistycznej oceny bezpieczeństwa (ang. *probabilistic safety assessment* – PSA). Jest to proces odwrotny do analizy wykonywanej na etapie projektowania. Na podstawie wiedzy, jakie zdarzenie wystąpiło, weryfikowane są wszystkie czynniki mające na nie wpływ. Każda organizacja powinna korzystać z doświadczeń innych organizacji, a dzielenie się informacjami powinno być koordynowane przez dozór jądrowy na szczeblu krajowym i międzynarodowym.

Elektrownie jądrowe projektowane są tak, aby bezpieczeństwo było zapewnione we wszystkich aspektach, które wpływają na zdrowie personelu i społeczeństwa. Systematyczna analiza wielu potencjalnych sekwencji awarii, z założeniem określonych kryteriów (np. kryterium pojedynczego uszkodzenia), pomaga w osiągnięciu ogólnie pojmowanego wysokiego poziomu bezpieczeństwa. Aby ocenić możliwość potencjalnego wystąpienia awarii któregokolwiek z elementów instalacji, mającego wpływ na jej bezpieczeństwo, na etapie projektowania elektrowni wykorzystywana jest koncepcja obrony w głąb, zwana również sekwencją poziomów zabezpieczeń. Dzięki dobremu projektowi obiektu oraz zastosowaniu owej koncepcji większość nieplanowanych zdarzeń, jakie

występują w instalacjach jądrowych, nie ma poważnych konsekwencji.

Incydenty w obiektach jądrowych są wskaźnikiem słabości lub awaryjności jednej lub więcej barier, będących składowymi obrony w głąb. Niestety kompletne i systematyczne wykrywanie wszystkich słabości poziomów zabezpieczeń jest niemożliwe. W wielu wypadkach zdarzenia mogą także wskazywać na brak odpowiedniego nadzoru nad eksploatacją obiektu lub niedostatki w zarządzaniu jego bezpieczeństwem. Z tego punktu widzenia zdarzenie zawsze powinno być traktowane jako okazja do nauki i zwiększania niezawodności obiektu. Wnioski mogą mieć charakter jednostkowy lub uniwersalny (np. dotyczące wybranego modelu pompy lub wszystkich systemów chłodzenia). Mogą być też użyteczne zarówno dla samego operatora, jak również dla innych organizacji jak dozór jądrowy, organizacje wsparcia technicznego czy instytuty badawcze. Kompleksowość i wiarygodność informacji dotyczących zdarzenia, które są dostarczane dozorowi jądrowemu, jest wskaźnikiem poziomu kultury bezpieczeństwa w obiekcie.

3. Główne elementy krajowego systemu zbierania doświadczeń eksploatacyjnych

Systemy zbierania doświadczeń eksploatacyjnych poszczególnych krajów różnią się między sobą w różnym stopniu, jednakże każdy skuteczny system obejmuje następujące elementy.

- **Raportowanie zdarzeń w obiektach.** Ze względu na okres, w którym dostarczany jest raport, można go podzielić na wstępny, końcowy oraz uzupełniający. Wstępny raport powinien zostać stworzony niezwłocznie po dokonaniu wstępnej analizy. Przyczyny, które będą w nim zawarte, niekoniecznie muszą być przyczynami źródłowymi. Raport końcowy powinien określać, czy jest on kompletny, czy też prowadzone będą w dalszym ciągu analizy dotyczące danego zdarzenia, które zostaną opisane w raporcie uzupełniającym. Ponadto raport uzupełniający tworzony jest w przypadku, gdy działania naprawcze, określone w głównym raporcie, nie spełnią swojej roli lub pojawią się nowe okoliczności wcześniej nie uwzględnione.
- **Ciągły monitoring zdarzeń.** Proces powinien polegać na śledzeniu i weryfikowaniu wszystkich zdarzeń w obiekcie jądrowym. Śledzenie pozwala na wyeliminowanie możliwości, w której zdarzenie zostanie uznane za nieistotne z punktu widzenia bezpieczeństwa (system zakłada, że każde zdarzenie może mieć potencjalny wpływ na bezpieczeństwo obiektu). Weryfikacja zdarzeń polega na ich podziale na prekursorów zdarzeń oraz zdarzenia mające istotne znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego. W procesie tym nadawane są priorytety, które pozwalają na zoptymalizowanie procesu badania i analizy zdarzeń.
- **Analiza sekwencji poziomów zabezpieczenia.** W zależności od typu zdarzenia oraz rodzaju raportu, w którym zostanie wykorzystana taka analiza, można podzielić je na dwa rodzaje. Doraźne analizy zdarzeń dotyczących bezpieczeństwa wykonywane są na potrzeby wstępnego raportu, jak również w przypadku oceny prekursorów zdarzeń. Wnikliwe analizy prowadzone są na potrzeby głównego raportu oraz w przypadku oceny sekwencji prekursorów zdarzeń (taka sekwencja traktowana jest jako zdarzenie mające istotne znaczenie dla bezpieczeństwa obiektu).
- **Zalecane działania wynikające z oceny zdarzenia.** Wnioski, będące wynikiem badania i analizy zdarzenia, mogą być kierowane bezpośrednio do wybranych osób lub organizacji. Mogą one mieć również charakter uniwersalny, co ważne jest przy publikowaniu raportu na forum międzynarodowym. Należy określić czas, po jakim nastąpi weryfikacja skuteczności działań naprawczych lub też innych zaleceń, oraz formę w jakiej będzie ona przeprowadzona. Pozwala to na ocenę jakości badania i analizy zdarzenia eksploatacyjnego.
- **Uwzględnianie trendów.** Jednym ze sposobów optymalizacji procesów jest eliminowanie czynników, które mają największy udział we wszystkich zdarzeniach. Badanie trendów jest procesem stosowanym do identyfikacji czynników przyczynowych w analizie przyczyn zdarzeń w elektrowni. Czynniki przyczynowe trendu zdarzeń w elektrowni pochodzą z analizy bezpośrednich przyczyn lub przyczyn źródłowych. Doświadczenia, które wynikają z przemysłu, wskazują, że tworzenie trendów pozwala w pełni wykorzystać informacje z badania nad zdarzeniem i może dostarczyć przydatnych wskazówek dotyczących kultury bezpieczeństwa w danym obiekcie.
- **Rozpowszechnianie i wymiana informacji.** Rozpowszechnianie informacji na temat zdarzeń ułatwia operatorom zwiększanie bezpieczeństwa elektrowni jądrowych poprzez wskazanie im możliwych do zastosowania działań naprawczych, pochodzących z doświadczenia eksploatacyjnego innych użytkowników. Polepsza zrozumienie przez personel warunków eksploatacyjnych oraz charakteru odpowiedzi urządzenia na określone bodźce. Wymiana informacji umożliwia dostawcom podnoszenie jakości swoich produktów. Pozwala zakładom, dostarczającym usługi dotyczące serwisowania, na lepsze przygotowanie do realizacji zleconych zadań i przewidywanie potencjalnych problemów. Umożliwia placówkom badawczym łatwiejsze określanie priorytetów swoim badaniom.
- **Ciągłe monitorowanie efektywności działania i doskonalenie programów służących zbieraniu doświadczeń eksploatacyjnych.** Pierwsze systemy zbierania doświadczeń eksploatacyjnych opierały się na korespondencyjnym przekazywaniu informacji dotyczących awarii i usterek. Wraz z postępem techniki

wprowadzono systemy cyfrowe (informacje zapisywane na płytach CD i rozsyłane do użytkowników systemu), a w dalszej kolejności internetowe bazy danych.

- **Uzyskiwanie, przechowywanie i dokumentowanie informacji w systemie.** Dzisiejsze bazy danych pozwalają na łatwą interakcję użytkownika z systemem. Dzięki powszechnemu dostępowi do internetu informacje dotyczące zdarzeń eksploatacyjnych mogą być wprowadzane do systemu niezwłocznie po ich otrzymaniu. W ten sam sposób mogą być też uzyskiwane.

Powyższe elementy opisują najważniejsze składowe procesy, które powinny być uwzględnione podczas rozwijania i wdrażania systemu zbierania doświadczeń eksploatacyjnych. Operator powinien okresowo dokonywać przeglądu skuteczności tego procesu. Celem takiego przeglądu jest ocena efektywności całego procesu. Poniższy schemat (rys. 1) przedstawia przykład głównych elementów krajowego systemu zbierania doświadczeń eksploatacyjnych. Kierownictwo wielu organizacji (m.in. operator, dozór jądrowy) powinno wspólnie zaangażować się w opisany proces, w celu zapewnienia efektywności jego działania.

System wykorzystujący zbieranie doświadczeń eksploatacyjnych jest strukturą dwudrogową, tj. zarówno dostarcza, jak i pobiera informacje. Wewnętrzne doświadczenia eksploatacyjne odnoszą się do procesu, w którym użytkownicy obiektu jądrowego uczą się na własnych doświadczeniach. Jego integralną częścią jest dzielenie się z użytkownikami innych obiektów. Zewnętrzne doświadczenia eksploatacyjne odnoszą się do informacji pochodzących z innych obiektów, które mogą prowadzić do rozwoju działań naprawczych lub prewencyjnych, które zapobiegają ponownemu wystąpieniu zdarzeń. Zaletą wykorzystywania zewnętrznych doświadczeń jest to, że mogą one dostarczać informacji, które nie zostały uwzględnione w procesie analizy bezpieczeństwa.

4. Zaangażowanie dozoru jądrowego, operatorów oraz innych organizacji w proces zbierania i wymiany doświadczeń eksploatacyjnych

Proces tworzenia informacji dotyczących zdarzeń, anomalii, nietypowych sytuacji i warunków ma swój początek w obiekcie, w którym zostały one zarejestrowane. Zgodnie z procedurami informacje powinny zostać usystematyzowane. Jeżeli wstępna analiza wskazuje, że istnieje potrzeba zaangażowania dozoru jądrowego oraz innych organizacji eksploatujących obiekty jądrowe, bądź też instytutów naukowych, projektantów i wykonawców w ten proces, to działania takie powinny zostać podjęte. Jeżeli informacje są wartościowe dla organizacji z innych krajów, powinny

zostać przekazane do odpowiednich instytucji międzynarodowych (IAEA, OECD/NEA¹, WANO/INPO²) w celu ich dalszej dystrybucji. Przepływ informacji dotyczących doświadczeń eksploatacyjnych powinien być koordynowany przez instytucje do tego powołane. Weryfikowanie oraz analizowanie informacji dotyczących zdarzeń to dwa najistotniejsze elementy w przepływie informacji. Każdy etap procesu rozpowszechniania informacji powinien uwzględniać te elementy. Sposób ten zapewnia, że odbiorcy końcowi otrzymają tylko te informacje, które będą dla nich użyteczne.

Szczegółowa procedura rozpowszechniania informacji powinna być opracowywana przez operatora na podstawie wymagań krajowego systemu, stworzonego przez dozór jądrowy. Procedura ta powinna definiować szczegółowo sposób postępowania ze wszystkimi wewnętrznymi i zewnętrznymi informacjami na temat zdarzeń eksploatacyjnych w obiektach jądrowych. Powinna również dokładnie określać strukturę systemu zbierania doświadczeń eksploatacyjnych, rodzaje wymaganych informacji, sposoby komunikacji, stopień odpowiedzialności grup i organizacji zaangażowanych w proces oraz cele realizacji poszczególnych jej elementów. Organizacje zaangażowane w krajowy system zbierania doświadczeń eksploatacyjnych pełnią w nim różne funkcje. Aby system został uznany za efektywny, wszyscy uczestnicy muszą znać swoje kompetencje i uprawnienia w jego zakresie. Procedura, która to ustanawia, powinna być udostępniona do wglądu dozorowi jądrowemu i, jeżeli przepisy tego wymagają, przez niego zatwierdzana.

5. Relacje między krajowym i międzynarodowym systemem raportowania

Skuteczność krajowego systemu zbierania doświadczeń eksploatacyjnych może być znacząco wzmocniona przez powiązanie go z systemami międzynarodowymi. Połączenia między krajowym i międzynarodowymi systemami doświadczeń eksploatacyjnych poszerzają bazę źródłową informacji nt. zdarzeń mających znaczenie dla bezpieczeństwa, dostarczają wniosków z tych zdarzeń oraz informują o działaniach naprawczych podejmowanych w innych elektrowniach lub innych organizacjach. Członkowie takich międzynarodowych baz danych mogą wzajemnie czerpać korzyści poprzez wymianę doświadczeń, zmniejszając ryzyko powielania tych samych informacji oraz optymalizując wykorzystanie zasobów. Zwiększenie ilości materiału źródłowego pozwala na uruchamianie różnych programów w dziedzinie doświadczeń eksploatacyjnych, służących do analiz wybranych przypadków (ang. *case study*).

¹ Agencja Energii Jądrowej przy OECD.

² WANO – *World Association of Nuclear Operators* – światowe stowarzyszenie organizacji eksploatujących elektrownie jądrowe; INPO – *Institute of Nuclear Power Operation*.

jądrowy, w celu oceny zasadności sięgania po dodatkowe środki. Weryfikacja powinna się składać z oceny konkretnego obszaru zastosowania i potencjalnych skutków wpływających na bezpieczeństwo jądrowe oraz oszacowania potencjału występowania takich zdarzeń w innych obiektach jądrowych.

Międzynarodowy system raportowania zdarzeń (IRS)³ jest zarządzany wspólnie przez IAEA oraz OECD/NEA. Służy on wymianie informacji dotyczących zdarzeń mających znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego, które wystąpiły w obiektach jądrowych. Korzyści z doświadczeń wszystkich krajów mających program jądrowy czerpią wszyscy użytkownicy systemu. IRS został stworzony do tego, aby był skuteczną platformą wymiany ważnych wniosków wyciągniętych z doświadczeń eksploatacyjnych. Są one dostarczane przez wszystkie kraje członkowskie IAEA oraz OECD/NEA. System zgłaszania zdarzeń funkcjonuje na podstawie dobrowolnych zobowiązań państw członkowskich oraz jest zależny od krajowych systemów raportowania, które razem tworzą międzynarodową platformę wymiany informacji. System zgłaszania zdarzeń dostarcza informacji dozorowi jądrowemu i organizacjom wsparcia technicznego, które są wykorzystywane w trakcie prowadzenia kontroli, a także w procesie wydawania zezwolenia.

Organizacje eksploatujące obiekty jądrowe mają własny system raportowania zdarzeń, zwany systemem raportowania WANO (ang. *World Association of Nuclear Operators*). Program doświadczeń eksploatacyjnych WANO stanowi forum dla organizacji zarządzających komercyjnymi obiektami jądrowymi. Jego celem jest wymiana informacji dotyczących zdarzeń, które podobnie jak w innych systemach służą zwiększeniu zarówno bezpieczeństwa jądrowego,

jak i niezawodności instalacji. Kryteria raportowania zdarzeń w WANO są zbieżne z kryteriami IRS, jednakże są ukierunkowane ściśle na potrzeby organizacji eksploatujących. Dlatego baza zdarzeń WANO może zawierać zdarzenia o profilu różnym od tych, które znajdują się w bazie systemu IRS.

IAEA/NEA oraz WANO zobowiązały się do współpracy w niektórych obszarach, w celu zminimalizowania możliwości powielania tych samych informacji przekazywanych operatorom. Porozumienie pomaga zapewnić powszechne zrozumienie poszczególnych tematów w zakresie współpracy przy analizowaniu danych. Obszary te obejmują strukturę kodowania bazy IRS oraz WANO, a także wspólne obszary wytycznych i narzędzi wykorzystywanych do badania zdarzenia.

Literatura

1. International Atomic Energy Agency, Safety Standards Series No. GS-R-1, *Legal and governmental infrastructure for nuclear, radiation, radioactive waste and transport safety*, Vienna 2000.
2. International Atomic Energy Agency, Safety Standards Series No. NS-G-2.11, *A System for the Feedback of Experience from Events in Nuclear Installations*, Vienna 2006.
3. International Atomic Energy Agency, Safety Standards Series No. NS-R-2, *Safety of Nuclear Power Plants: Operation*, Vienna 2000.

Notka o autorach

Bartłomiej Abramowicz – Wydział Kontroli Obiektów Jądrowych Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki (e-mail: abramowicz@paa.gov.pl).

Mateusz Włostowski – Wydział Analiz Obiektów Jądrowych Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki (e-mail: wlostowski@paa.gov.pl).

³ *Incident Reporting System*.

Dozоровe analizy bezpieczeŃstwa dla reaktora MARIA

Marcin Dąbrowski
Państwowa Agencja Atomistyki

Abstrakt

Artykuł opisuje niezalezne analizy bezpieczeŃstwa wykonane przez PaŃstwową Agencję Atomistyki dla reaktora badawczego MARIA. Celem analiz było sprawdzenie przesłanych przez NCBJ wyników obliczeŃ w procesie uzyskiwania zgody na eksploatację reaktora z nowym rodzajem paliwa i rozpoczecie konwersji rdzenia oraz po przeprowadzeniu modernizacji układu pompowego. Dodatkowo dozór jądrowy przeprowadził analizy bezpieczeŃstwa najmniej prawdopodobnych awarii dla reaktorów badawczych.

1. Analizy bezpieczeŃstwa dla reaktorów badawczych

Obecnie analizy bezpieczeŃstwa dla obiektów jądrowych wykonywane są za pomocą zaawansowanych i sprawdzonych kodów komputerowych oraz danych z przeprowadzonych eksperymentów. Pierwszym etapem przygotowującym do właściwych obliczeŃ jest okreŃlenie przewidywanych zdarzeŃ inicjujących (PZI) awarię, okreŃlenie możliwych zjawisk, które mogą zaistnieć podczas awarii i dobranie odpowiedniego kodu obliczeniowego. Drugim etapem jest przygotowanie danych niezbędnych do obliczeŃ, tworzenie modeli obliczeniowych i same obliczenia, które często wykonywane są za pomocą więcej niż jednego kodu. Ostatnim etapem jest analiza danych otrzymanych z obliczeŃ i wyciąganie odpowiednich wniosków. Końcowym wynikiem analizy bezpieczeŃstwa powinny być informacje, czy PZI prowadzi do przekroczenia limitów projektowych albo bezpieczeŃstwa, następnie, czy prowadzi do uwolnienia izotopów z obiegu pierwotnego i jakie są konsekwencje radiologiczne (dawki) dla obsługi eksploatacyjnej reaktora oraz ewentualnie ludności znajdujacej się poza obszarem elektrowni jądrowej. Szczegółowa lista PZI, jakie powinny być wzięte pod uwagę przy analizach

bezpieczeŃstwa dla reaktorów badawczych okreŃlona jest w dokumentach MAEA, m.in. w „Safety of Reseach Reactors” NS-R-4:

- a) utrata zasilania elektrycznego,
- b) awarie reaktywnościowe,
- c) utrata przepływu,
- d) utrata chłodziwa (ang. *Loss of Coolant Accident – LOCA*),
- e) błędna obsługa albo awaria sprzętu i komponentów,
- f) zdarzenia wewnętrzne (tj. zalanie, pożary itp.),
- g) zdarzenia zewnętrzne (tj. trzęsienia ziemi, zalania, tornado itp.),
- h) błędy ludzkie.

2. Analizy bezpieczeŃstwa dla reaktora badawczego MARIA

W 2012 roku po zgodzie uzyskanej od Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki (PAA) Narodowe Centrum Badań Jądrowych (NCBJ) rozpoczęło konwersję rdzenia reaktora MARIA na paliwo niskowzbogacone. Zgodnie z zatwierdzonym planem paliwo wysokowzbogacone HEU (ang. *High Enriched Uranium*) o zawartości masowej uranu-235 równej 36% stopniowo wymieniano na paliwo niskowzbogacone LEU (ang. *Low Enriched Uranium*) o zawartości masowej uranu-235 mniejszej niż 20%. Nowe paliwo LEU jest podobnej rurowej konstrukcji, ale poprzez zmianę ilości rur paliwowych oraz długości części aktywnej elementów paliwowych zmieniła się powierzchnia wymiany ciepła. Aby odebrać ciepło i zachować podobną temperaturę wylotową z elementu paliwowego, niezbędne było zwiększenie przepływu wody przez kanał o 20% do 30 m³/h. Ze względu na wymóg większego przepływu przez kanały paliwowe zawierające elementy paliwowe LEU w pewnym momencie konwersji była konieczna wymiana układu pompowego obiegu chłodzenia kanałów paliwo-

wych na nowy układ pompowy, który umożliwiłby wyższy przepływ wody przez kanały paliwowe. Podczas pracy na mocy reaktora i podczas chłodzenia powyłączeniowego reaktora przy wykorzystaniu starego układu pompowego przepływ w obiegu chłodzenia kanałów paliwowych zapewniały dwie z czterech pomp głównych (pozostałe dwie stanowiły rezerwę). W skład nowego układu pompowego wchodzi cztery pompy główne i trzy powyłączeniowe. Podczas normalnej pracy chłodzenie kanałów paliwowych zapewniane jest przez dwie pompy główne, a dwie pompy powyłączeniowe pracują w bajpasie i w przypadkach wyłączenia pomp głównych i reaktora zapewniają chłodzenie powyłączeniowe.

Ze względu na zastosowanie nowego typu paliwa oraz wymianę układu pompowego podczas procesu uzyskiwania zgody od Prezesa PAA na eksploatację reaktora niezbędne było między innymi przeprowadzenie nowych i zaktualizowanie istniejących analiz bezpieczeństwa wchodzących w skład Eksploatacyjnego Raportu Bezpieczeństwa (ERB). Analizy miały na celu udowodnienie, że w stanach eksploatacyjnych i awaryjnych paliwo LEU oraz nowy układ pompowy nie będą stwarzać zagrożenia dla personelu reaktora oraz ludności zamieszkałej w otoczeniu ośrodka jądrowego Świerk.

W związku z konwersją rdzenia na paliwo LEU jednym z wymogów było przeprowadzenie przez NCBJ ponownych analiz awarii wprowadzenia nadmiaru reaktywności oraz utraty przepływu, a dodatkowo dla nowego układu pompowego analiz awarii utraty przepływu oraz utraty chłodziwa. W przypadku awarii utraty zasilania elektrycznego reaktor automatycznie wyłącza się, a chłodzenie powyłączeniowe zapewnione jest przez pompy powyłączeniowe powiązane z zasilaniem rezerwowym reaktora, czyli bateriami akumulatorów oraz silnikami Diesla i przetwornicami prądu. W przypadku pozostałych zdarzeń inicjujących wprowadzone zostały tylko drobne zmiany.

2.1. Konwersja rdzenia

W celu sprawdzenia wyników analiz bezpieczeństwa dostarczonych przez operatora reaktora badawczego – NCBJ (pierwszy raz przed rozpoczęciem testowania paliwa LEU w rdzeniu reaktora MARIA oraz drugi przed uruchomieniem reaktora po przerwie na modernizację związaną z wyminą układu pompowego) dozór jądrowy poza kontrolą dokumentacji dotyczącej założeń, warunków początkowych i brzegowych oraz wyników przeprowadził swoje własne niezależne analizy.

Dla reaktora MARIA operator przeważnie używał do obliczeń stworzonego przez niego kodu ciepło-przepływowego SN oraz w mniejszej mierze kodów ORIGIN – do wyznaczania składu izotopowego wypalonego paliwa, kodów REBUS oraz MCNP do wyznaczenia parametrów neutroniki.

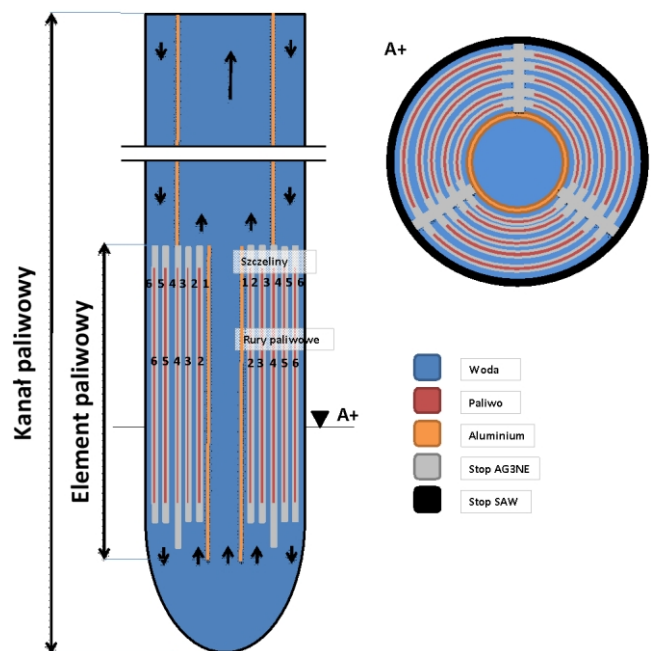
Dozór jądrowy do przeprowadzenia niezależnych analiz bezpieczeństwa wykorzystał amerykański kod ciepło-

-przepływowy RELAP5 mod3.3, który otrzymał w ramach programu badawczego CAMP (ang. *Code Applications and Maintenance Program*) od US.NRC. Kod RELAP5 jest kodem stosowanym początkowo od lat 70. ubiegłego wieku w USA, a obecnie na całym świecie do analiz bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych oraz reaktorów badawczych. Wersja kodu została znacznie ulepszona i obecne wersje kodu uwzględniają wszystkie zaawansowane zjawiska zachodzące w obiegach, w których stosowana jest jedno- albo dwufazowa mieszanina płynów.

Dokładniejsze informacje o kodzie RELAP5 zostały opublikowane w biuletynie *Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna* nr 4(90)/2012.

Analizy bezpieczeństwa dla reaktora MARIA z paliwem LEU składały się z następujących etapów:

- 1) zebrania szczegółowych danych technicznych dotyczących paliwa LEU, takich jak rysunki techniczne i dokumenty, opisujących specyfikację elementu paliwowego, w tym właściwości cieplne paliwa i koszulki (rury) paliwowej, danych dotyczących rozkładu generacji ciepła, danych dotyczących charakterystyki neutronowej elementu oraz współczynników oporu przepływu;
- 2) stworzenia modelu obliczeniowego w kodzie RELAP5 i wykonania obliczeń dla stanu ustalonego, czyli dla parametrów eksploatacyjnych, a następnie porównania otrzymanych wyników z danymi z systemów monitorujących temperaturę i przepływ w kanałach paliwowych;
- 3) przeprowadzania i porównania pesymistycznych obliczeń dla takich przewidywanych zdarzeń inicjujących, jak wprowadzenie nadmiaru reaktywności oraz utrata przepływu.



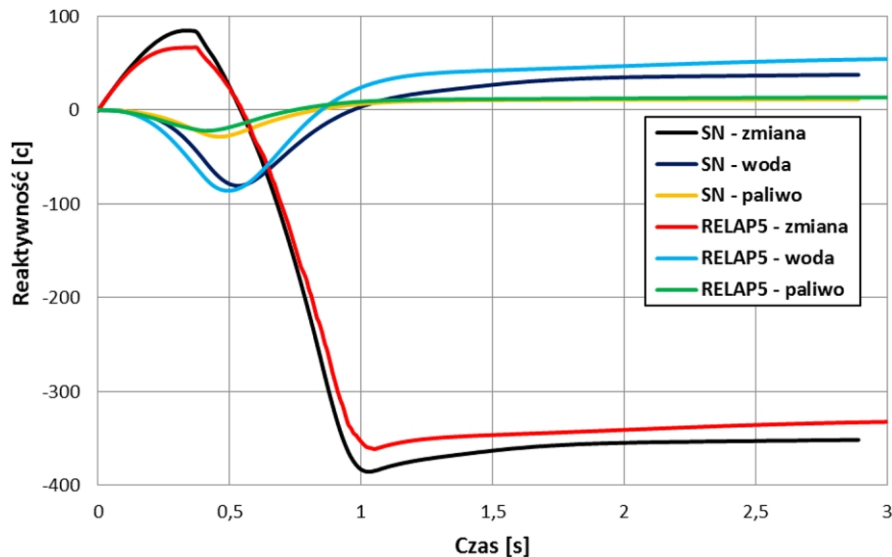
Rys. 1. Uproszczony schemat kanału paliwowego wraz z elementem paliwowym i zaznaczonymi kierunkami przepływu podczas normalnej eksploatacji reaktora; źródło: opracowanie własne.

Stworzony model cieplno-przepływowy kanału paliwego dla paliwa LEU w kodzie RELAP5 obejmował rozdzielenie wody między szczeliny pomiędzy rurami paliwowymi, odebranie ciepła od rur paliwowych, wymieszanie wody w dolnej komorze mieszania kanału, ponowne rozdzielenie wody i odebranie ciepła od wewnętrznych rur paliwowych oraz wymianę ciepła pomiędzy podgrzaną wodą a zimną wodą wpływającą do kanału paliwego.

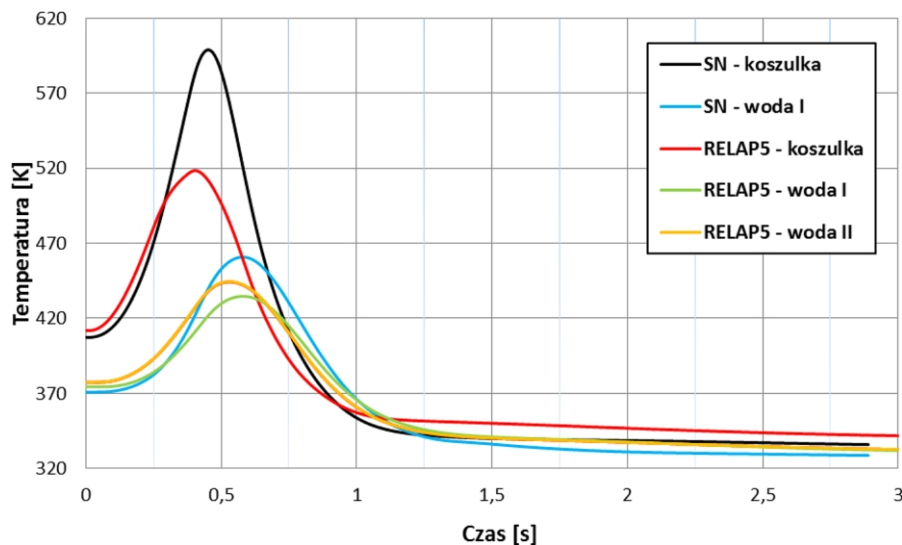
Awaria wprowadzenia nadmiaru reaktywności

Dozór jądrowy wykonał obliczenia porównawcze dla wszystkich możliwych awarii reaktywności, w tym awarii uważanej za najbardziej niebezpieczną – przypadku przepalenia się pręta kontrolnego podczas eksploatacji reaktora i spadek pręta poniżej części aktywnej rdzenia reaktora. Sytuacja ta doprowadzi do krótkotrwałego nagłego wzrostu reaktywności rdzenia. Wzrost reaktywności

spowoduje wzrost mocy elementów paliwowych, co doprowadzi do podniesienia temperatury koszulek paliwowych, które na skutek wysokich temperatur mogłyby ulec rozszczelnieniu albo przepaleniu, powodując uwolnienie produktów rozszczepienia znajdujących się w paliwie. Obliczenia porównawcze dozoru potwierdziły, że wzrost mocy zostanie zahamowany przez negatywny temperaturowy współczynnik reaktywności paliwa prowadzący do spadku reaktywności i zmniejszenia mocy. Reaktor zostanie wyłączony od sygnału przekroczenia mocy o 120% poprzez wprowadzenie do rdzenia prętów bezpieczeństwa (rys. 2). Na skutek wysokiego ciśnienia panującego w elemencie paliwowym (ok. 15 bar) chwilowy wzrost temperatury (rys. 3) nie spowoduje wystąpienia wrzenia wody pomiędzy rurami elementu paliwowego i awaria ta nie doprowadzi w żadnym stopniu do uszkodzenia koszulki paliwowej i uwolnienia produktów rozszczepienia do obiegu chłodzącego.



Rys. 2. Wykres zmian reaktywności dla kodu RELAP5 oraz SN. „Zmiana” oznacza całkowitą zmianę reaktywności po wprowadzeniu dodatniej reaktywności i uwzględnieniu negatywnej reaktywności od temperatury paliwa („paliwo”) oraz temperatury wody („woda”); źródło: opracowanie własne.



Rys. 3. Wykres zmian temperatury najcieplejszego punktu koszulki paliwowej, wody na wylocie z elementu paliwowego („woda I”) oraz wody na wylocie z kanału paliwowego („woda II”); źródło: opracowanie własne.

2.2. Modernizacja układu pompowego

Do analiz związanych z modernizacją układu pompowego w obiegu chłodzenia kanałów paliwowych reaktora MARIA stworzony został model obliczeniowy obejmujący:

- obieg pierwotny chłodzenia kanałów paliwowych (wraz ze wszystkimi siedmioma pompami oraz stabilizatorem ciśnienia),
- częściowo obieg pierwotny chłodzenia basenu reaktora, tak aby modelować odbiór ciepła do basenu z kanałów paliwowych, bloków berylowych i grafitowych oraz modelować zmianę poziomu wody w basenie i działanie zaworów awaryjnego zalewania rdzenia reaktora wodą z basenu 1z100A/B,
- częściowo obieg wtórny odbierający poprzez wymienniki ciepło od obiegów pierwotnych.

Ze względu na bardzo szczegółowy model pojedynczego elementu paliwowego oraz ograniczenia programu RELAP5 niemożliwe było stworzenie modelu reaktora pozwalającego prowadzić obliczenia dla każdego z ok. 25 kanałów paliwowych z paliwem LEU. Dlatego też kanały paliwowe z elementami paliwowymi zostały podzielone na cztery grupy względem mocy i przepływu. Podczas podziału na grupy założono, że najbardziej obciążony element paliwowy powinien pracować z maksymalną dopuszczalną mocą równą 1,8 MW, a reszta elementów paliwowych powinna pracować z uśrednioną mocą, tak aby całkowita moc reaktora odpowiadała rzeczywistym warunkom pracy reaktora.

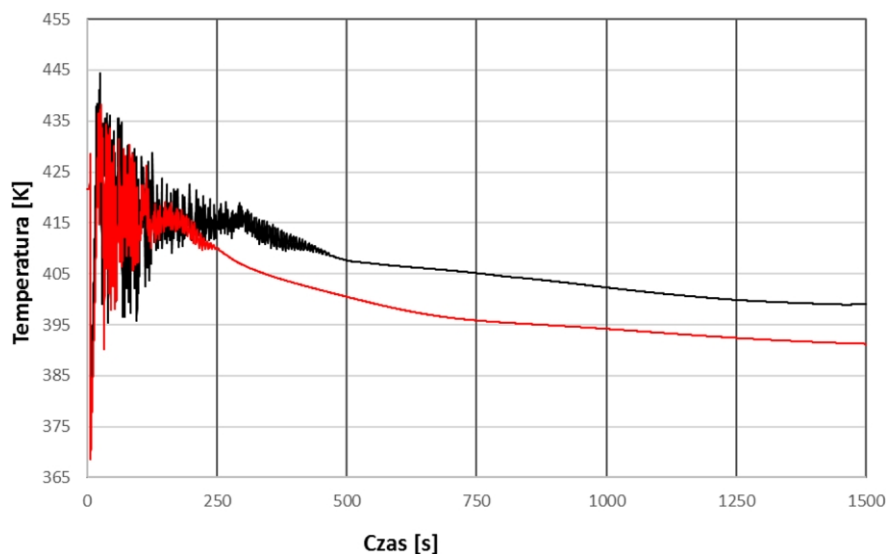
Model ten pozwalał na przeprowadzenie analiz dla zaawansowanych awarii, takich jak LOCA i obserwowania zachowania parametrów cieplnych paliwa oraz zachowania systemów bezpieczeństwa dla długich przedziałów czasowych.

Awaria utraty przepływu

Utratę przepływu w obiegu pierwotnym chłodzenia kanałów paliwowych może spowodować awaria układu pompowego, kompletna utrata zasilania elektrycznego prowadząca do wyłączenia pomp albo zablokowanie przepływu. W przypadku utraty zasilania zewnętrznego reaktor wyłączy się, chłodzenie powyłaczeniowe będzie zapewniane przez pompy powyłaczeniowe pracujące na zasilaniu z baterii akumulatorów, a następnie – jeśli trzeba – poprzez generatory prądu z silnikami Diesla. Przy nowoczesnym systemie sterownia równoczesne wyłączenie wszystkich pomp jest bardzo mało prawdopodobnym zdarzeniem, a ze względu na duże średnice rurociągów w obiegu chłodzenia kanałów paliwowych całkowite zablokowanie przepływu jest niemożliwe. Pomimo wyjątkowo małego prawdopodobieństwa tej awarii został przeanalizowany przez dozór jądrowy przypadek, gdy reaktor na skutek połączonych awarii zasilania utracił równocześnie zasilanie zewnętrzne z sieci elektroenergetycznej oraz wewnętrzne z baterii akumulatorów i generatorów prądu.

W tym przypadku utrata zasilania spowoduje między innymi zanik napięcia na elektromagnesach podtrzymujących pręty bezpieczeństwa reaktora i automatyczne wyłączenie reaktora. Ze względu na utratę zasilania wyłączą się wszystkie pompy, co w związku ze stopniowo zanikającym przepływem spowoduje wzrost temperatur wody w szczelinach paliwowych prowadzący do powstawania pary. Na skutek generacji ciepła oraz powstawania pary nastąpi konwekcja swobodna, czyli ruch płynu wywołany zmianami gęstości.

Stopniowo z upływem czasu ciepło powyłaczeniowe będzie maleć i proces parowania ustanie, a chłodzenie powyłaczeniowe będzie się odbywać na podstawie konwekcji swobodnej przy przepływie jednofazowym. Awaria ta nie powinna prowadzić do rozszczelnienia koszulek paliwowych i wydostania się produktów rozszczepienia, ale ze względu na ograniczenia modelu i kodu obliczeniowego



Rys. 4. Wykres zmian temperatury najcieplejszego punktu koszulki paliwowej w przedziale czasu do 25 minut po zaniku przepływu. Linia czerwona dla 100% ciepła powyłaczeniowego, a czarna dla 120%; źródło: opracowanie własne.

powinno się bardziej szczegółowo w miarę możliwości badać zachowanie przepływów dwufazowych w elementach paliwowych po wyłączeniu reaktora podczas konwekcji swobodnej. Wpływ na wyniki i powstanie konwekcji swobodnej mają między innymi ciepło powyłączeniowe, ilość i rozmieszczenie kanałów paliwowych oraz odbiór ciepła przez basen reaktora.

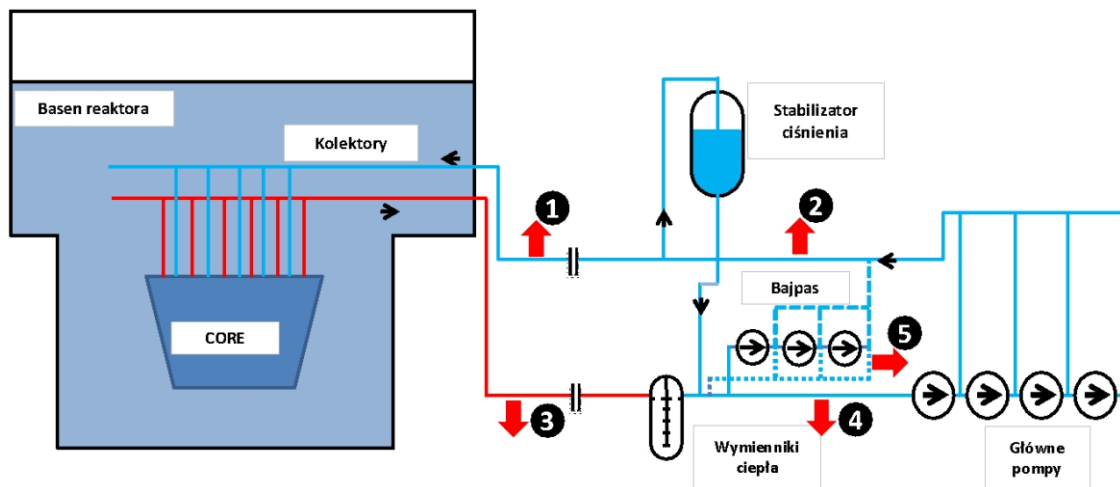
Awaria utraty chłodziwa (LOCA)

Rozerwanie rurociągów doprowadzających wodę do zbiornika ciśnieniowego reaktora w energetyce jądrowej od lat 60. ubiegłego wieku było uważane za jedną z najpoważniejszych awarii prowadzących do uszkodzenia paliwa i wydostania się radioaktywnych izotopów do obudowy bezpieczeństwa. Na podstawie szczegółowych i długotrwałych badań oszacowano prawdopodobieństwo najpoważniejszej awarii typu LOCA, czyli podwójnego nagłego rozerwania rurociągów prowadzących wodę do rdzenia reaktora w zależności od technologii reaktora na ok. 10^{-4} do 10^{-5} reaktorolat. Dla reaktorów badawczych, gdzie występują znacznie mniejsze ciśnienia w rurociągach (dla reaktora jądrowego ok. 155 bar, a dla reaktora badawczego MARIA maksymalnie ok. 20 bar), prawdopodobieństwo to jest znacznie mniejsze i może wynosić ok. 10^{-6} reaktorolat. Pomimo tak niskich prawdopodobieństw tej

nia pompy 1u6 na skutek sygnałów z obniżenia poziomu wody w zbiorniku stabilizatora ciśnienia, reaktor wyłączy się, a następnie wyłączą się pompy główne. Sytuacja ta doprowadzi do zmniejszenia przepływu oraz ciśnienia w obiegu, a ilość wody tracona przez uszczelnienie znacznie zmaleje. Następnie, gdy ciśnienie w obiegu pierwotnym spadnie poniżej ciśnienia wody w basenie reaktora, otworzą się pasywne zawory bezpieczeństwa 1z100A oraz 1z100B, które umożliwią uzupełnianie wody w obiegu pierwotnym wodą z basenu reaktora.

Pomimo bardzo małego prawdopodobieństwa awarii, dozór jądrowy przy okazji analiz bezpieczeństwa związanych z modernizacją układu pompowego przeprowadził analizy rozerwania rurociągów doprowadzających wodę chłodzącą do kanałów paliwowych.

W pierwszej kolejności wykonano obliczenia dla małego rozszczelnienia rurociągu, którego pole powierzchni było większe niż pole przekroju rozszczelnienia dla największych uszczelnień w celu zidentyfikowania najbardziej niekorzystnej lokalizacji awarii. Zbadanych zostało pięć lokalizacji oznaczonych na rysunku 5, w tym dwie na rurociągach prowadzących wodę do kanałów paliwowych (nr 1 i 2), dwie prowadzących wodę do pomp (nr 3 i 4) oraz jedna znajdująca się w bajpasie pomp powyłączeniowych (nr 5).



Rys. 5. Uproszczony schemat obiegu pierwotnego układu chłodzenia kanałów paliwowych reaktora MARIA; źródło: opracowanie własne.

awarii zarówno reaktory jądrowe, jak i badawcze są wyposażone w szereg niezależnych i zwielokrotnionych systemów bezpieczeństwa, które powinny zapewnić awaryjne chłodzenie podczas tej awarii.

Dla reaktora MARIA najpoważniejszą rozważaną awarią typu LOCA w Eksploatacyjnym Raportie Bezpieczeństwa jest utrata chłodziwa przez uszczelnienia na rurociągach. Dla takich przypadków woda tracona z obiegu pierwotnego chłodzenia kanałów paliwowych uzupełniana jest wodą ze zbiorników zapasu przez dodatkową pompę (oznaczoną jako 1u6). Jeśli wydatek przepływu przez rozszczelnienie będzie większy niż możliwości uzupełnia-

Niezbadane zostały przypadki rozerwania kolektorów znajdujących się w basenie reaktora, ponieważ różnica ciśnień między wodą w basenie a rurociągami jest mniejsza niż 10 bar oraz ewentualna utrata chłodziwa prowadziłaby do wydostania się wody do basenu, z którego po otwarciu zaworów bezpieczeństwa wracałaby do obiegu kanałów paliwowych.

Obecnie na świecie analizy bezpieczeństwa wykonuje się metodą konserwatywną z założeniem najbardziej pesymistycznych warunków początkowych i brzegowych oraz metodą najlepszego szacowania z wykorzystaniem, tam gdzie to możliwe, rzeczywistych parametrów eksplo-

atacyjnych. Awarie typu LOCA dla reaktora MARIA wykonano z konserwatywnymi parametrami, między innymi zakładając:

- moc reaktora z rozszczepień 18 MW dla rdzenia składającego się z 24 kanałów paliwowych z elementami paliwowymi LEU MC, w tym jednego pracującego z maksymalną dozwoloną mocą z rozszczepień równą 1,8 MW,
- brak akcji operatorów reaktora w pierwszych momentach awarii, w tym brak uruchomienia jednego z zaworów bezpieczeństwa zalewających kanały paliwowe (1z100),
- niedziałającą pompę 1u6 uzupełniającą wodę w obiegu chłodzenia kanałów paliwowych,
- minimalne dozwolone przepływy w kanałach paliwowych równe 30 m³/h.

2.2.1. Mała awaria LOCA (2,8% powierzchni przekroju rurociągu)

Na skutek małego rozszczelnienia rurociągu obiegu chłodzenia kanałów paliwowych w zależności od lokalizacji reaktor wyłączy się szybko od sygnału niskiego ciśnienia albo od sygnału niskiego poziomu wody w stabilizatorze ciśnienia (sygnał +6.44). Na skutek spadku ciśnienia zostanie aktywowany sygnał LOCA, który spowoduje wyłączenie

Tabela 1. Sekwencja zdarzeń dla małej awarii LOCA, wartości podane w sekundach.

Przypadek	„1”	„2”	„3”	„4”	„5”
Rozszczelnienie	0	0	0	0	0
Sygnał wyłączenia reaktora	0,1	0,1	0,2	12,9	12,1
Sygnał +6.44	7,5	8,0	11,3	12,9	12,1
Sygnał +5.10	124,5	132,4	138,9	140,3	127,0
Otwarcie zaworów bezpieczeństwa	143,8	167,9	175,3	176,8	156,8

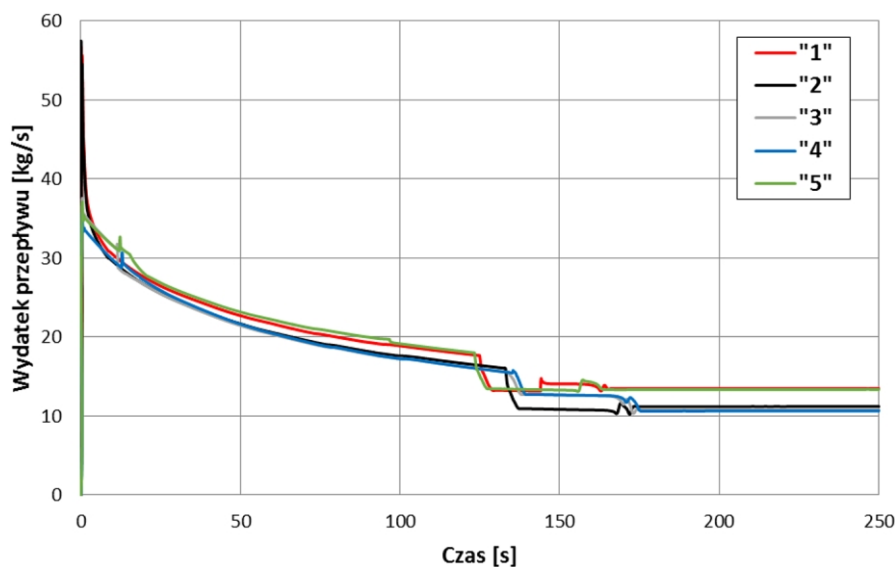
nie dwóch pomp głównych i funkcję chłodzenia powyłączeniowego przejmą pompy powyłączeniowe pracujące podczas normalnej eksploatacji w bajpasie. Przełączenie pomp na powyłączeniowe spowoduje chwilowy wzrost temperatury widoczny w pierwszych 20 sekundach oraz równoczesne zmniejszenie ucieczki wody przez rozszczelnienie. Na skutek ucieczki wody z obiegu poziom wody w stabilizatorze ciśnienia obniży się do poziomu +5,1 metra, co spowoduje wyłączenie jednej z dwóch pomp powyłączeniowych (ok. 130 sekund). Następnie gdy ciśnienie w kolektorach doprowadzających wodę do kanałów paliwowych dostatecznie spadnie, otworzą się automatycznie pasywne zawory bezpieczeństwa 1z100A i 1z100B (ok. 160 s). Po otwarciu zaworów bezpieczeństwa ucieczka wody z obiegu będzie wynosić w zależności od lokalizacji rozszczelnienia od 10 do 14 kg/s (rys. 5). Wartość ta może być bezpiecznie uzupełniana przez pozostałe systemy bezpieczeństwa, a woda uciekająca z rozszczelnienia będzie spływała do systemu studzienek i istnieje możliwość wpompowania jej do basenu reaktora. Maksymalna obliczona temperatura aluminiowej koszulki paliwowej wyniesie 163°C (rys. 6) i nie grozi uszkodzenie żadnego z modelowanych elementów paliwowych oraz uwolnienie substancji promieniotwórczych zawartych w paliwie.

Obliczone skoki temperatury w najcieplejszym miejscu koszulki paliwowej dla pięciu zbadanych lokalizacji przedstawiono na poniższym wykresie.

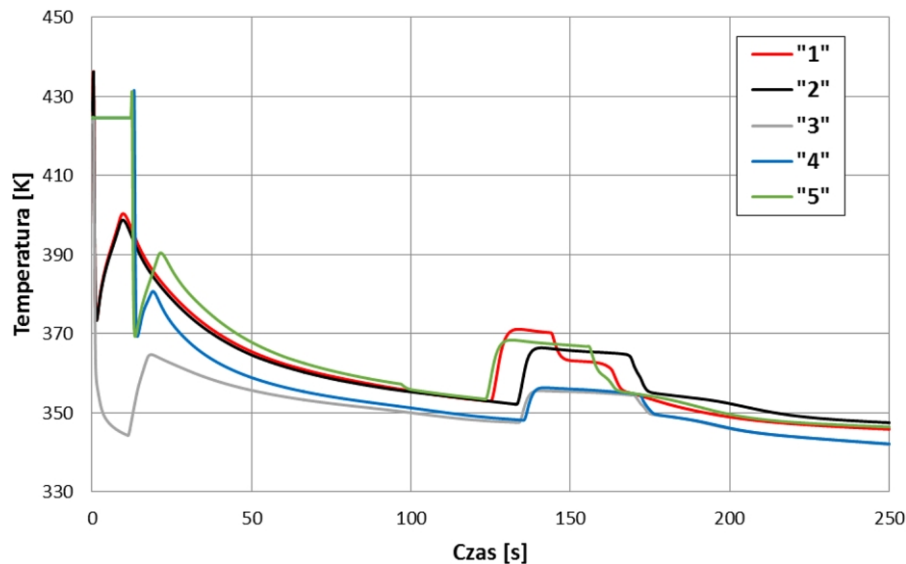
2.2.2. Średnia awaria LOCA (11,1% powierzchni przekroju rurociągu)

Na skutek większego przekroju rozszczelnienia szybkość spadku ciśnienia oraz wydatek ucieczki z obiegu chłodzenia kanałów paliwowych będzie znacznie większy.

Początkowy wydatek ucieczki dla najgorszego przypadku równy 163 kg/s spowoduje znaczne zaburzenie przepływu w szczelinach kanałów paliwowych, co przeszkodzi



Rys. 6. Wykres zmian wydatku przepływu przez rozszczelnienie dla małej awarii LOCA. Cyfry 1–5 oznaczają lokalizacje z rys. 5; źródło: opracowanie własne.



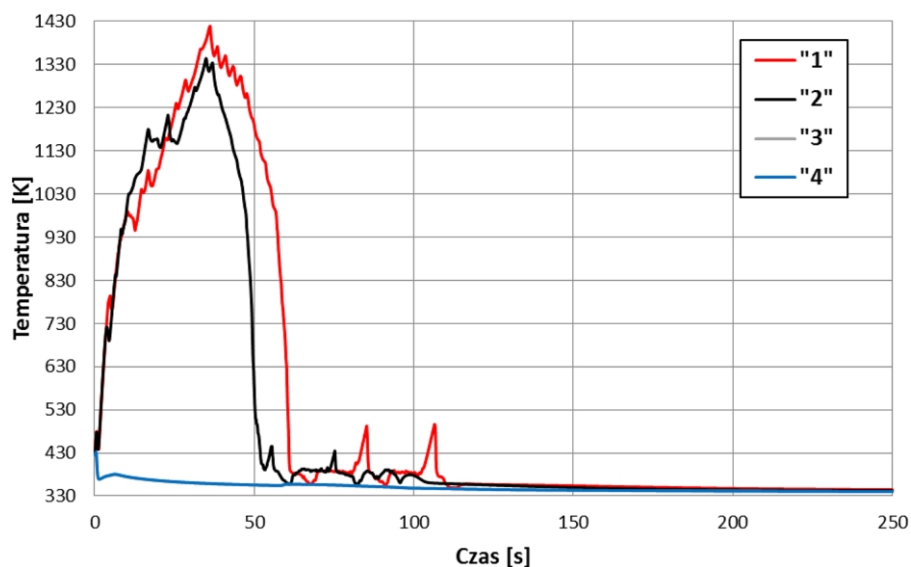
Rys. 7. Wykres zmian temperatury najcieplejszego punktu koszulki paliwowej dla małej awarii LOCA. Cyfry 1–5 oznaczają lokalizacje z rys. 5; źródło: opracowanie własne.

w odbiorze ciepła powyłączeniowego z rur paliwowych. Dla przypadków rozerwania rurociągu prowadzącego chłodziwo do kolektorów dolotowych do kanałów paliwowych awaria ta spowoduje wystąpienie krytycznego strumienia ciepła na najbardziej obciążonych cieplnie rurach paliwowych elementu paliwowego pracującego z maksymalną mocą. Skok temperatury znacznie przekroczy temperaturę topnienia materiału koszulek paliwowych przez około 40 sekund, co spowoduje uszkodzenie koszulek i prawdopodobne częściowe wydostanie się ewentualnych produktów rozszczepienia do obiegu chłodzenia, a w dalszej kolejności części z nich wraz z wodą przez miejsce rozszczelnienia do pomieszczeń w budynku reaktora. Dla przypadków „3” i „4” wyniki obliczeń były podobne jak dla awarii przy małej powierzchni przepływu i nie wskazywały żadnego zagrożenia.

Na skutek otwarcia pasywnych zaworów bezpieczeństwa 1z100A i 1z100B w ok. 30 sekundzie zostanie przywrócony

normalny przepływ w elementach paliwowych, co doprowadzi do obniżenia temperatur i schłodzenia koszulek. Po otwarciu zaworów bezpieczeństwa i wyłączeniu jednej pompy powyłączeniowej przepływ przez rozszczelnienie będzie wynosił od 18 do 27 kg/s i nie spowoduje dalszego zagrożenia dla reaktora i obniżenia się poziomu wody w basenie reaktora.

Dla większych rozmiarów rozszczelnienia czas skoku temperatury koszulki paliwowej powyżej temperatury topnienia byłby prawdopodobnie dłuższy od 10 s oraz uszkodzeniu uległby nie tylko element paliwowy 1,8 MW, ale również elementy paliwowe pracujące z mocą ok. 1 MW. Jednakże dla wszystkich badanych możliwości na skutek otwarcia zaworów bezpieczeństwa temperatura po ich otwarciu byłaby obniżona i elementy paliwowe po awarii znalazłyby się pod wodą. Izotopy, które wydostałyby się wraz z wodą do obudowy bezpieczeństwa, zostałyby z niej usunięte przez system wentylacji, kierujący powietrze



Rys. 8. Wykres zmian temperatury najcieplejszego punktu koszulki paliwowej dla średniej awarii LOCA. Cyfry 1–4 oznaczają lokalizacje z rys. 5; źródło: opracowanie własne.

Tabela 2. Sekwencja zdarzeń dla średniej awarii LOCA, wartości podane w sekundach.

Przypadek	„1”	„2”	„3”	„4”
Rozszczelnienie	0	0	0	0
Sygnal wyłączenia reaktora	0,002	0,002	0,506	0,505
Sygnal +6.44	5,0	5,2	5,04	5,02
Otwarcie zaworów bezpieczeństwa	25,7	30,3	58,5	58,0
Maksymalna temperatura koszulki paliwowej	36,2	35,0	–	–
Schłodzenie koszulki paliwowej	62,4	53,3	–	–
Sygnal +5.10	59,8	67,8	58,3	57,8

na filtry wysokiej sprawności, a następnie przez komin do otoczenia. Zgodnie z danymi z Eksploatacyjnego Raportu Bezpieczeństwa dotyczącymi uwolnień, nawet dla tak poważnej awarii z uszkodzeniem elementów paliwowych przy pracujących filtrach uwolnienia izotopów nie spowodowałyby przekroczenia dopuszczalnych dawek dla ludności oraz ludzi pracujących na terenie ośrodka Świerk.

3. Podsumowanie

Przeprowadzone niezależne analizy porównawcze dozoru jądrowego dla przypadków awarii z wprowadzeniem dodatniej reaktywności potwierdziły bezpieczeństwo reaktora na wypadek tych awarii. Dodatkowo zgodnie z zasadą,

że powinno się zbadać, jeśli to możliwe, awarie nawet o znikomym prawdopodobieństwie, dozór jądrowy przeprowadził analizy bezpieczeństwa awarii o bardzo małych prawdopodobieństwach. Pomimo różnic w technologii między reaktorami badawczymi a jądrowymi, zdobyta wiedza i doświadczenie podczas obliczeń dla reaktora badawczego MARIA z pewnością będą wykorzystane w przyszłości podczas przeprowadzania niezależnych dozorowych analiz bezpieczeństwa w procesie licencjonowania reaktora jądrowego w Polsce.

Literatura

Dokładny opis modelu komputerowego, założeń awarii oraz szczegółowych wniosków i wyników został opublikowany w dwóch dokumentach US. NRC:

1. NUREG/IA-0422 „Transient Analysis of the Research Reactor MARIA MC Fuel Elements Using RELAP5 Mod 3.3” dotyczący analiz awarii wprowadzenia dodatniej reaktywności oraz zaniku przepływu dla starego układu pompowego <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/ia0422/>.
2. NUREG/IA-0443 „Research Reactor ‘MARIA’ Primary Cooling Loop Transient Analysis Using RELAP5 Mod 3.3” dotyczący analiz zaniku przepływu dla nowego układu pompowego, LOCA i utraty źródła odbioru ciepła (heat sink) <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/ia0443/>.

Notka o autorze

Mgr inż. **Marcin Dąbrowski** – starszy specjalista w Wydziale Kontroli Obiektów Jądrowych Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego PAA, odpowiedzialny za kontrole w obiektach jądrowych oraz analizy bezpieczeństwa dla reaktora MARIA.

Kontrola dozorowa – wymagania nowej Dyrektywy BSS

Iwona Matujewicz
Państwowa Agencja Atomistyki

Przedstawiany tekst stanowi kontynuację artykułu z Biuletynu 2/2014 i traktuje o wymaganiach stawianych **kontroli dozorowej** zawartych w nowej Dyrektywie Rady 2013/59/EURATOM z dnia 5 grudnia 2013 r. Dyrektywa ta ustanawia podstawowe normy bezpieczeństwa w celu ochrony przed zagrożeniami wynikającymi z narażenia na działanie promieniowania jonizującego (tzw. Dyrektywa BSS, ang. *Basic Safety Standards*) oraz uchyla dyrektywy 89/618/EURATOM, 90/641/EURATOM, 97/143/EURATOM, 96/29/EURATOM i 2003/122/ EURATOM.

Jak już wspomniano w poprzednim artykule, jednym z istotniejszych elementów przepisów Dyrektywy jest wprowadzenie – zgodnie z publikacją ICRP nr 103 – nowego podejścia w ochronie radiologicznej, rozróżniającego trzy różne typy **sytuacji narażenia**:

- **istniejącego** – *sytuacja, która już istnieje w momencie podjęcia decyzji dotyczącej jej kontroli i która nie wymaga lub przestała wymagać podjęcia nagłych działań*; wynika z miejsca przebywania, a nie z prowadzonej działalności;
- **planowanego** – *planowana eksploatacja źródła* (w tym narażenie załóg samolotów);
- **wyjątkowego** (awaryjnego) – *sytuacja wymagająca podjęcia pilnych działań w celu jej kontroli*.

W sytuacjach narażenia **istniejącego** i **wyjątkowego** nowa Dyrektywa BSS wprowadza tzw. **poziomy referencyjne** (odniesienia) (ang. *reference level*), dzięki którym możliwe jest zapewnienie ochrony osób potencjalnie narażonych w taki sam sposób, jak w przypadku sytuacji narażenia planowanego, gdzie stosuje się dawki graniczne i ograniczniki dawek w celu optymalizacji narażenia.

System kontroli dozorowej został oparty na tzw. stopniowanym podejściu (ang. *graded approach*), proporcjonalnym do skali i prawdopodobieństwa narażenia. Poza tym, oprócz zgłoszenia i zezwolenia na działalność związaną z wykorzystaniem promieniowania jonizującego, wprowadza się **rejestrację**, która stanowi nową formę uprawnie-

nia dla działalności związanych z umiarkowanym narażeniem.

Stopniowane podejście

Art. 24 nowych BSS zobowiązuje państwa członkowskie do objęcia działalności związanych z wykorzystaniem promieniowania jonizującego kontrolą dozorową proporcjonalną do stopnia i prawdopodobieństwa narażenia, a także współmierną do jej wpływu na zmniejszenie narażenia lub poprawę bezpieczeństwa radiologicznego.

Kontrola dozorowa może się ograniczać jedynie do **zgłoszenia** (ang. *notification*) i związanych z nim odpowiednio częstych inspekcji. W tym celu państwa członkowskie mogą ustalić kryteria wyłączeń (ang. *exemption*) danej działalności z uprawnień (ang. *authorization*), opierając się na ogólnych wytycznych zawartych w Załączniku VII; w przypadku „umiarkowanej ilości materiału” – ustalonej przez państwa członkowskie – wartości stężenia promieniotwórczego zawarte w Załączniku VII, Tabeli B, kolumnie 2 mogą posłużyć do wyznaczenia tych kryteriów. Natomiast zgłoszone działalności, które nie spełniają wymogów wyłączeń z uprawnień, podlegają **rejestracji** (ang. *registration*) lub obowiązkowi uzyskania **zezwolenia** (ang. *licensing*), adekwatnie do stopnia i prawdopodobieństwa narażenia.

Zgłoszenie

Zgodnie z definicją zawartą w nowych BSS, zgłoszenie jest to przedłożenie organowi kompetentnemu informacji o zamiarze wykonywania działalności objętej wymogami Dyrektywy.

Według art. 25 nowej Dyrektywy państwa członkowskie zapewniają objęcie zgłoszeniem wszystkich uzasadnionych działalności, włączając działalność z naturalnie występu-

jącym materiałem promieniotwórczym (ang. *Naturally Occurring Radioactive Material*, NORM), określonymi w Załączniku VI, a w szczególności: produkcja ropy naftowej i gazu ziemnego, energii geotermalnej, nawozów fosforowych, kwasu fosforowego, surówki żelaza, cementu, przemysł cyrkonu, filtrowanie wód gruntowych, elektrownie węglowe, kopalnictwo rud innych niż ruda uranu. Zgłoszenia danej działalności należy dokonać przed jej rozpoczęciem, a w przypadku już istniejących działalności – niezwłocznie po wejściu w życie niniejszego wymogu.

Działalności z wykorzystaniem promieniowania jonizującego mogą być zwolnione z wymogu ich zgłaszania zgodnie z art. 26 Dyrektywy, o czym będzie mowa w dalszej części artykułu poświęconej wyłączeniom z kontroli dozоровej.

Obowiązkiem państw członkowskich jest również objęcie zgłoszeniem miejsc pracy, w których średnie roczne stężenie radonu przekracza poziom referencyjny (300 Bq/m³) oraz sytuacji narażenia istniejącego, które zarządzane są jako sytuacje narażenia planowanego na podstawie art. 100 ust. 3 Dyrektywy. Chodzi tu głównie o narażenie na promieniowanie jonizujące, którego nie można pominąć z punktu widzenia ochrony radiologicznej, a wynikające ze skażenia terenu, zaistniałego wskutek prowadzenia na nim w przeszłości działalności z wykorzystaniem promieniowania jonizującego lub zdarzenia radiacyjnego oraz występowania naturalnych źródeł promieniowania (radon, promieniowanie gamma od materiałów budowlanych).

W przypadku działalności z NORM, gdy – mimo spełnienia warunków wyłączeń z kontroli dozоровej – istnieje prawdopodobieństwo, że dana działalność może prowadzić do obecności naturalnie występujących izotopów promieniotwórczych w wodzie w ilościach mogących wpłynąć na jakość wody pitnej lub na wszelkie inne drogi narażenia w stopniu, którego nie można pominąć z punktu widzenia ochrony radiologicznej, organ dozоровy może objąć taką działalność obowiązkiem zgłoszenia, biorąc pod uwagę wymagania tzw. dyrektywy wodnej (2013/51/EURATOM).

Wyłączenia z kontroli dozоровej

Nowe przepisy BSS wprowadzają bardziej zaostrzone niż dotychczas – jeżeli chodzi o aktywność i stężenie promieniotwórcze – poziomy wyłączeń (ang. *exemption levels*) z kontroli dozоровej, zgodne z zaleceniami MAEA.

Zgodnie z art. 26 nowej Dyrektywy działalności z promieniowaniem jonizującym nie podlegają obowiązkowi zgłaszania, jeżeli:

- aktywność całkowita materiału promieniotwórczego nie przekracza wartości wyłączeń zawartych w Załączniku VII, Tabeli B, kolumnie 3 (wartości dotychczasowe) lub wartości wyższych, ustalonych przez urząd dozоровy dla szczególnych zastosowań lub

- stężenie promieniotwórcze nie przekracza wartości wyłączeń z Załącznika VII, Tabeli A (nowe wartości, niższe od dotychczasowych).

Pozostałe obowiązujące wymagania dotyczące wyłączeń nie zostały zmienione zapisami nowej Dyrektywy.

Zwolnienia z kontroli dozоровej

Poziomy zwolnień (ang. *clearance levels*), stanowiące wartości stężenia promieniotwórczego, są to poziomy, poniżej których materiały powstające w wyniku prowadzenia działalności objętej zgłoszeniem lub uprawnieniem (rejestracja lub zezwolenie) mogą być wyjęte spod wymagań Dyrektywy.

W przeciwieństwie do obowiązującej Dyrektywy 96/29/EURATOM, w której pozostawiono państwom członkowskim ustalenie wartości poziomów zwolnień, nowa Dyrektywa BSS wprowadza ścisłe wartości dla tych poziomów w przypadku materiałów stałych.

Art. 30 nowych BSS stanowi, że materiały promieniotwórcze, które mają być unieszkodliwione, przeznaczone do recyklingu lub ponownego wykorzystania, mogą być **zwolnione z kontroli dozоровej**, jeżeli wartości stężenia promieniotwórczego:

- w materiałach stałych nie przekraczają wartości zwolnień określonych w Załączniku VII, Tabeli A lub
- są zgodne z określonymi w prawodawstwie krajowym poziomami zwolnienia, wyznaczonymi na podstawie ogólnych wymagań dotyczących wyłączeń i zwolnień zawartych w Załączniku VII.

W pozostałych przypadkach – zgodnie z art. 30 – unieszkodliwienie, recykling lub ponowne wykorzystanie materiałów promieniotwórczych powstałych w wyniku wszelkich „uprawnionych” działalności podlegają uprawnieniom.

W przypadku zwolnień z kontroli dozоровej materiałów zawierających naturalnie występujące izotopy promieniotwórcze, powstałe w wyniku „uprawnionej” działalności, w której naturalne materiały promieniotwórcze były przetwarzane ze względu na ich promieniotwórcze, rozszczepialne lub paliworodne właściwości, poziom zwolnienia odpowiada kryteriom dawek od materiałów zawierających sztuczne radioizotopy, tzn. musi być ustalony tak, by dawka efektywna od „zwolnionego materiału”, którą może otrzymać osoba z ogółu ludności, nie przekroczyła wartości 10 mikrosiwertów na rok.

Uprawnienia – rejestracja i zezwolenie

Rejestracja (ang. *registration*) jest formą uprawnienia udzieloną przez właściwy organ lub udzieloną na mocy prawodawstwa krajowego na prowadzenie działalności

zgodnie z warunkami określonymi w prawodawstwie krajowym bądź przez właściwy dla danego rodzaju działalności organ. Natomiast udzielenie zezwolenia (ang. *licensing*) jest to forma uprawnienia udzielona przez właściwy organ na prowadzenie działalności podlegającej warunkom określonym w szczegółowym dokumencie licencyjnym.

Zgodnie z art. 27 Dyrektywy państwa członkowskie zobowiązane są do objęcia wymogiem rejestracji lub obowiązkiem uzyskania zezwolenia następujące działalności:

- a) związane z wykorzystaniem generatorów, akceleratorów lub źródeł promieniotwórczych w celach medycznych oraz niemedycznego obrazowania,
- b) związane z wykorzystaniem generatorów, akceleratorów lub źródeł promieniotwórczych w celach nieujętych w punkcie a), z wyłączeniem wykorzystania mikroskopów elektronowych.

Powyższe działalności w ustawie Prawo atomowe (PA) ujęte są w art. 4 jako działalności wymagające zgłoszenia lub zezwolenia.

Organ dozorowy może zdecydować, czy dana działalność wymaga rejestracji, czy zezwolenia, opierając się na własnym doświadczeniu oraz biorąc pod uwagę wielkość spodziewanych lub potencjalnych dawek, a także stopień skomplikowania procedur operacyjnych.

Pewne działalności według nowej Dyrektywy (art. 29) podlegają tylko obowiązkowi uzyskania **zezwoleń**. Należą do nich działalności wymienione w art. 4 PA i niewymienione powyżej, a także nowe działalności: eksploatacja i zamknięcie kopalń uranu oraz związane z uwalnianiem znacznej ilości lotnych lub płynnych zanieczyszczeń promieniotwórczych do środowiska.

Zastosowania niemedyczne

Obecnie stosowanie promieniowania jonizującego w celach medycznych (diagnoza, terapia), medyczno-prawnych (narażenie niezwiązane z odniesieniem korzyści zdrowotnych) w legislacji Unii Europejskiej reguluje Dyrektywa 97/43/EURATOM (tzw. dyrektywa medyczna), traktując je jako narażenia medyczne.

W nowej Dyrektywie BSS dokonuje się rozróżnienia na narażenie **medyczne** (w celach diagnostycznych lub terapeutycznych) oraz **narażenie niemedyczne** (obrazowanie w celach niemedycznych, narażenie niezwiązane z odniesieniem korzyści zdrowotnych), które w obowiązującej „dyrektywie medycznej” nosi nazwę narażenia w celach medyczno-prawnych (ang. *medico-legal exposure*).

Narażenie niemedyczne podlega kontroli dozorowej i powinno być uzasadnione w podobny sposób, jak w przypadku narażenia medycznego. Jednakże potrzebne jest inne podejście w zakresie procedur z wykorzystaniem radiologicznego sprzętu medycznego i procedur z wykorzystaniem radiologicznego sprzętu niemedycznego. Załącznik V przedstawia podział zastosowań wyżej wy-

mienionych rodzajów sprzętu radiologicznego. Zgodnie z nim sprzęt medyczny wykorzystuje się w procedurach:

- oceniających stan zdrowia do celów zatrudnienia, związanych z imigracją, związanych z ubezpieczeniem,
- oceniających rozwój dzieci i młodzieży pod kątem kariery sportowej, tanecznej itp.,
- szacujących wiek danej osoby,
- służących do identyfikacji obiektów ukrytych w ciele ludzkim.

Powyższe działalności mogą być zwolnione z wymogu stosowania ograniczników dawek oraz dawek granicznych.

Przypadki, w których wykorzystuje się niemedyczny sprzęt radiologiczny w celach obrazowania pozamedycznego – zgodnie z Załącznikiem V – są następujące:

- identyfikacja obiektów ukrytych na powierzchni ciała ludzkiego,
- wykrywanie osób w ramach kontroli ładunku,
- inne praktyki na potrzeby prawne lub potrzeby bezpieczeństwa.

Warunki narażenia w wyżej wymienionych działaniach są optymalizowane przez stosowanie ograniczników dawek, które powinny stanowić wartość ułamkową dawki granicznej dla ogółu ludności.

W nowej Dyrektywie w przypadku zastosowań promieniowania jonizującego w celach pozamedycznych szczególny nacisk położony jest na uzasadnienie:

- każde konkretne zastosowanie ogólnie uzasadnionej i przyjętej praktyki wymaga również uzasadnienia,
- wszystkie procedury z użyciem sprzętu niemedycznego powinny uwzględniać konkretny cel i cechy osoby, która ma być poddana tej procedurze,
- uzasadnienia mogą być poddawane przeglądowi kontrolnym.

W przypadku gdy państwo członkowskie uzna daną działalność wykorzystującą promieniowanie jonizujące w celach niemedycznych za uzasadnioną, działalność ta podlega uprawnieniu, czyli obowiązkowi rejestracji lub uzyskania zezwolenia. Warunki wykonywania takiej działalności zostają ściśle określone przez urząd dozorowy, w porozumieniu – w stosownych przypadkach – z innymi właściwymi organami, a także z naukowymi towarzystwami medycznymi. Dodatkowo, w przypadku procedur z wykorzystaniem sprzętu medycznego należy stosować wymogi dotyczące narażenia medycznego, zawarte w rozdziale VII. Dyrektywa nakłada również obowiązek informowania i uzyskania świadomej zgody osoby, która ma być poddana danej procedurze, z wyłączeniem działań organów egzekwowania prawa, podejmujących działania w zakresie ich kompetencji.

Eksperti i inspektorzy ochrony radiologicznej

Zapisy Dyrektywy 2013/59/EURATOM wprowadzają nowe pojęcia „*Radiation Protection Expert (RPE)*” i „*Radiation Protection Officer (RPO)*”. W obecnie

obowiązującej Dyrektywie 96/29/EURATOM pojęcia RPE i RPO „kryją się” pod wspólnym terminem „*Qualified Expert*”, czego odpowiednikiem w naszej legislacji jest „inspektor ochrony radiologicznej”. Nowa Dyrektywa wprowadza podział obowiązków i kompetencji „*Qualified expert*” na dwie oddzielne funkcje: „RPE” i „RPO”.

RPE oznacza osobę posiadającą wiedzę, przygotowanie i doświadczenie niezbędne do udzielania porad w szerokim zakresie ochrony radiologicznej, a w szczególności w zakresie właściwej interpretacji i praktycznej realizacji najnowszych światowych standardów OR; kompetencje tej osoby muszą być uznane przez właściwy organ.

RPO oznacza natomiast osobę kompetentną w zakresie technicznej ochrony przed promieniowaniem, związanej z określonym rodzajem działalności; osoba ta jest wyznaczana przez kierownika jednostki organizacyjnej i nie musi być uznana przez urząd kompetentny.

Podsumowanie i wnioski

Według nowych BSS wymagane jest, by kontrola dozorowa była oparta na stopniowanym podejściu (ang. *graded approach*), m.in. dlatego też wprowadza się – oprócz zgłoszenia (ang. *notification*) i zezwolenia (ang. *licensing*) – nową formę reglamentacji działalności z promieniowaniem jonizującym – rejestrację (ang. *registration*). Nowa Dyrektywa zaostroża również wymagania dla wyłączeń i zwolnień z kontroli dozorowej, a także wymaga, by zgłoszeniu podlegały wszystkie uzasadnione (i „niewyłączone”) działalności wykorzystujące promieniowanie jonizujące, włączając działalności z naturalnie występującymi materiałami promieniotwórczymi. Również narażenie na promieniowanie jonizujące, w tzw. celach niemedyceńskich, tzn. niezwiązanych z odniesieniem korzyści zdrowotnych, które obecnie traktowane jest jako narażenie medyczne, wymaga uzasadnienia i zgłoszenia do organu dozorowego i podlega uprawnieniu (rejestracja, zezwolenie). Obowiązki i kompetencje obecnego „*Qualified Expert*” (odpowiednik

naszego „inspektora ochrony radiologicznej”) zostały rozdzielone w nowych BSS na dwie oddzielne funkcje: „*Radiation Protection Expert (RPE)*” i „*Radiation Protection Officer (RPO)*”, z wprowadzeniem nowych, szerszych wymagań dla tego pierwszego.

W związku z nowymi wymogami zawartymi w nowej Dyrektywie BSS konieczne będzie dokonanie pewnych zmian w polskim prawodawstwie, m.in. poprzez:

- dostosowanie zapisów ustawy Prawo atomowe (PA) i stosownych aktów wykonawczych do wymogów stosowania „stopniowanego podejścia” w kontroli dozorowej, m.in. uwzględniając rejestrację jako nową formę reglamentacji działalności z wykorzystaniem promieniowania jonizującego,
- wprowadzenie w PA rozróżnienia narażenia na medyczne i niemedyceńskie,
- wprowadzenie w PA pojęcia „eksperta ochrony radiologicznej” oraz stosowną modyfikację zapisów dotyczących „inspektorów ochrony radiologicznej”,
- wprowadzenie nowych warunków dla wyłączeń i zwolnień z kontroli dozorowej w odpowiednim akcie wykonawczym,
- dodanie do zapisów PA nowych definicji, m.in.: materiał promieniotwórczy, sytuacja narażenia istniejącego, wyjątkowego i planowanego, ekspert OR i rejestracja.

Termin transponowania dyrektywy 2013/59/EURATOM do polskiego porządku prawnego upływa z dniem 5 lutego 2018 roku.

Literatura

1. Council Directive 2013/59/EURATOM of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, and repealing Directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom and 2003/122/Euratom.

Notka o autorce

Iwona Matujewicz – specjalista Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych CEZAR Państwowej Agencji Atomistyki.

Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami lekkowodnymi generacji III+ oferowanych Polsce

Władysław Kiełbasa
Państwowa Agencja Atomistyki

Generacją III+ umownie określa się jądrowe bloki energetyczne III generacji z rozszerzonymi biernymi systemami bezpieczeństwa.

Inwestorowi pierwszych elektrowni jądrowych w Polsce oferowane są obecnie dwa rodzaje jądrowych bloków energetycznych generacji III+ wyposażonych w reaktory lekkowodne: dwa z reaktorami wodno-ciśnieniowymi (EPR i AP 1000) oraz jeden z reaktorem wrzącym (ESBWR). Wszystkie one zapewniają wysoki poziom bezpieczeństwa jądrowego.

1. Podstawowe cechy bezpieczeństwa reaktora EPR

Reaktor **EPR** (ang. *European Pressurized Reactor*) reprezentuje tzw. **linię ewolucyjną** rozwoju reaktorów energetycznych, jako że jego rozwiązania projektowe wywodzą się z 40-letnich doświadczeń z konstrukcji i eksploatacji francuskich i niemieckich reaktorów wodno-ciśnieniowych, a zwłaszcza ich najnowszych modeli: „N4” (firmy Framatome – obecnie AREVA) i „Konvoi” (firmy Siemens). Moc elektryczna netto bloku energetycznego z reaktorem EPR wynosi ok. 1600 MWe.

Zastosowano w nim szereg rozwiązań zapewniających bezpieczeństwo nie tylko przy normalnej eksploatacji i podczas awarii projektowych, ale i w razie akcji terrorystycznych, a także zabezpieczających przed uszkodzeniem obudowy bezpieczeństwa w przypadku ciężkich awarii ze stopieniem rdzenia.

Główne cechy bezpieczeństwa reaktora EPR schematycznie przedstawiono na rysunku 1, są to:

- dwupowłokowa obudowa bezpieczeństwa z systemami wentylacji przestrzeni pomiędzy nimi,

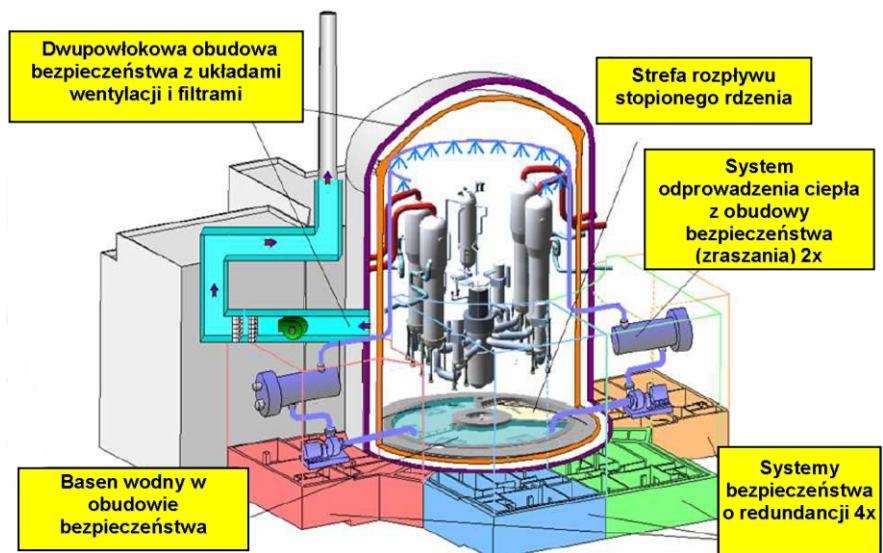
- strefa rozplwu stopionego rdzenia („łapacz rdzenia”), zabezpieczająca obudowę bezpieczeństwa przed uszkodzeniem w razie przetopienia zbiornika reaktora przez stopiony rdzeń;
- systemy bezpieczeństwa o poczwórnej redundancji;
- system chłodzenia (zraszania) obudowy bezpieczeństwa, o podwójnej redundancji;
- duży zbiornik wodny w obudowie bezpieczeństwa (zapas wody do przeladunku paliwa i dla systemów bezpieczeństwa).

Rozwiązania projektowe zastosowane w EPR zapewniają:

- 1) praktyczne wykluczenie sytuacji mogących powodować duże wczesne uwolnienia substancji promieniotwórczych, jak:
 - stopienie rdzenia przy wysokim ciśnieniu,
 - wysokoenergetyczna interakcja stopionego rdzenia z wodą,
 - wybuch wodoru w obudowie bezpieczeństwa,
 - ominięcie obudowy bezpieczeństwa;
- 2) utrzymanie integralności obudowy bezpieczeństwa reaktora, nawet w razie stopienia rdzenia przy niskim ciśnieniu i przetopieniu zbiornika reaktora, przez:
 - utrzymanie i stabilizację stopionego rdzenia wewnątrz obudowy bezpieczeństwa,
 - zapewnienie chłodzenia stopionego rdzenia;
- 3) praktyczne wykluczenie dużych uwolnień substancji promieniotwórczych.

1.1. Systemy awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora i zraszania obudowy bezpieczeństwa EPR

System awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora EPR, zwany systemem „wtrysku bezpieczeństwa i odprowadzania ciepła powyłączeniowego” (ang. *Safety Injection*



Rys. 1. Główne cechy bezpieczeństwa reaktora EPR; źródło: opracowanie własne na podstawie [2].

System/Residual Heat Removal System – SIS/RHRS) – zgodnie ze swoją nazwą – przeznaczony jest zarówno do chłodzenia reaktora w razie awarii, jak również do odprowadzania ciepła powyłaczeniowego w stanach normalnego wyłączenia reaktora (tryb pracy „RHR”).

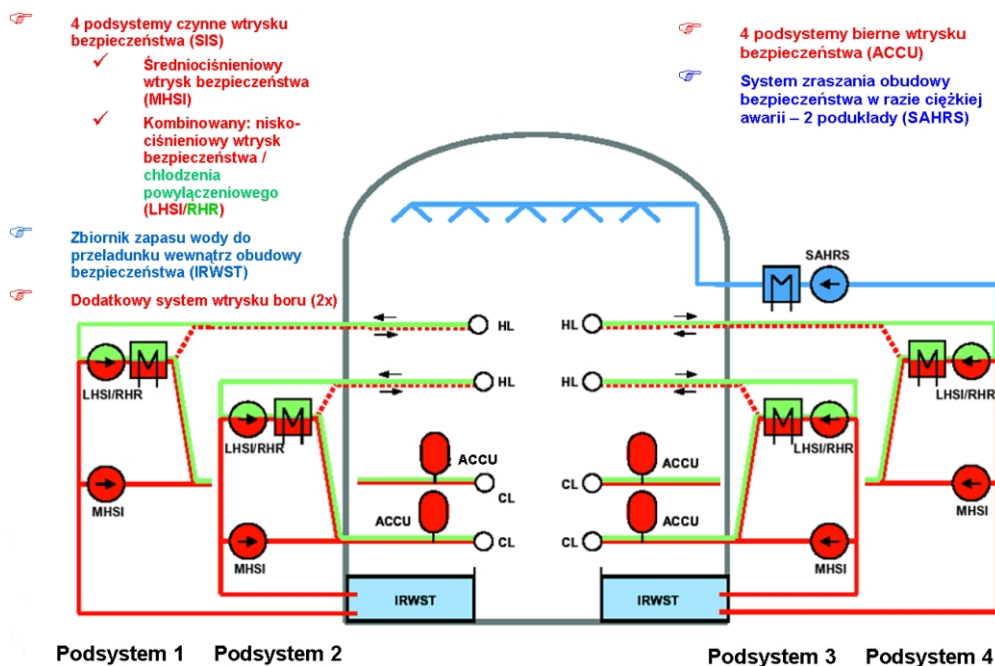
Uproszczony schemat tego systemu (SIS/RHRS) pokazany jest na rysunku 2, składa się on z następujących głównych elementów:

- średniociśnieniowy system „wtrysku bezpieczeństwa” (MHSI);
- hydroakumulatory (wewnątrz obudowy bezpieczeństwa);
- niskociśnieniowy system „wtrysku bezpieczeństwa” i chłodzenia powyłaczeniowego (LHSI/RHR);

- zbiornik zapasu wody do przeładunku umieszczony wewnątrz obudowy bezpieczeństwa (IRWST) – zawiera zapas wody służący zarówno do zalania studni reaktora podczas przeładunku paliwa, jak i do awaryjnego chłodzenia.

System awaryjnego chłodzenia reaktora składa się z 4 oddzielnych i niezależnych podsystemów (redundancja „4”), a przy czym wydajność pojedynczego systemu jest wystarczająca do zalania rdzenia i wychłodzenia reaktora po awarii związanej z ucieczką chłodziwa reaktora.

Na rysunku 2 pokazano schematycznie także system zraszania obudowy bezpieczeństwa, który w razie ciężkiej awarii służy do chłodzenia obudowy bezpieczeństwa i usuwania z jej atmosfery radioaktywnych aerozoli.

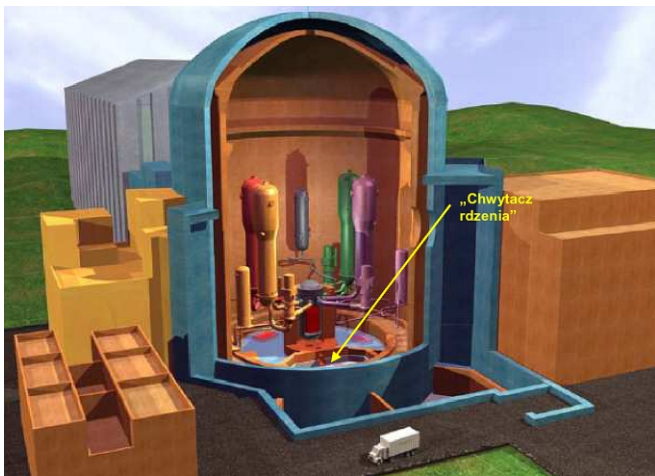


Rys. 2. Schemat systemów awaryjnego chłodzenia reaktora i zraszania obudowy bezpieczeństwa EPR; źródło: opracowanie własne na podstawie [4].

1.2. Obudowa bezpieczeństwa reaktora EPR

Reaktor EPR ma potężną, **podwójną obudowę bezpieczeństwa**, złożoną z następujących powłok (rys. 3):

- **powłoka wewnętrzna** (obudowa pierwotna) ze sprężonego betonu, o grubości 1,6 m i wewnętrznych wymiarach: średnica = wysokość = 46,8 m, wyłożona od wewnątrz wykładziną stalową o grubości 6 mm zapewniającą szczelność (przecieki 0,25% obj./dobę) i ochronę przed odłamkami, kubatura powietrzna wewnątrz obudowy wynosi ok. 80 000 m³; powłoka wewnętrzna została obliczona na parametry awaryjne ($p_a = 0,53 \text{ MPa}$, $t = 170^\circ\text{C}$) – włączając ciężkie awarie;
- **powłoka zewnętrzna** (obudowa wtórna) ze zbrojonego betonu, o grubości 1,8/1,3 m (powyżej/ poniżej stropu budynków bezpieczeństwa) i średnicy wewnętrznej 53 m, odporna na różne obciążenia i oddziaływania zewnętrzne, w tym: wybuchy i uderzenia samolotów – włączając duże samoloty pasażerskie.



Rys. 3. Obudowa bezpieczeństwa reaktora EPR; źródło: opracowanie własne na podstawie [3].

Pomiędzy obiema powłokami obudowy bezpieczeństwa jest odstęp 1,8 m. W przestrzeni tej podczas pracy reaktora utrzymywane jest – za pomocą systemów wentylacji wyposażonych w filtry – podciśnienie ($\sim 620 \text{ Pa}$) tak, że jakiegokolwiek przecieki substancji promieniotwórczych z obudowy wewnętrznej nie mogą bezpośrednio przedostać się do środowiska. Przed usunięciem powietrza przez komin wentylacyjny wszelkie zawarte w nim radioaktywne aerozole i cząsteczki są zatrzymywane na filtrach.

Obudowa bezpieczeństwa wyposażona jest w szczelne przepusty, przejścia i śluzy, wszystkie rurociągi zaś przechodzące przez obudowę mają podwójne, szybko działające i niezależne zawory odcinające, które zapewniają jej automatyczną izolację od otoczenia w razie awarii.

Na dole obudowy znajduje się duży zbiornik zapasu wody – IRWST ($\sim 1900 \text{ m}^3$) oraz tzw. chwytnacz rdzenia – służący do ochrony obudowy przed uszkodzeniem w razie ciężkiej awarii (przez materiał stopionego rdzenia, po przetopieniu dennicy zbiornika reaktora).

1.3. Ochrona integralności obudowy bezpieczeństwa reaktora EPR

Rozwiązania projektowe reaktora EPR zapewniają zatrzymanie produktów rozszczepienia wewnątrz obudowy nawet przy hipotetycznej ciężkiej awarii ze stopieniem rdzenia, w szczególności przez zastosowanie środków ochrony integralności konstrukcyjnej i skuteczności działania obudowy bezpieczeństwa takich, jak:

- ochrona płyty fundamentowej przed uszkodzeniem przez stopiony rdzeń, który mógłby się wydostać ze zbiornika reaktora po jego przetopieniu;
- eliminacja ryzyka związanego z potencjalnym niekontrolowanym spalaniem lub detonacją wodoru w obudowie bezpieczeństwa;
- zapewnienie niezawodnego długookresowego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa po awarii.

1.3.1. Ochrona płyty fundamentowej przed uszkodzeniem przez stopiony rdzeń

Płyta fundamentowa, na której posadowiona jest obudowa bezpieczeństwa reaktora, ma grubość prawie 4 m. Aby zabezpieczyć ją przed uszkodzeniem przez stopiony rdzeń reaktora – skutkiem czego byłaby oczywiście utrata integralności konstrukcyjnej obudowy – zaprojektowano system tzw. chwytnacza rdzenia (rys. 4).

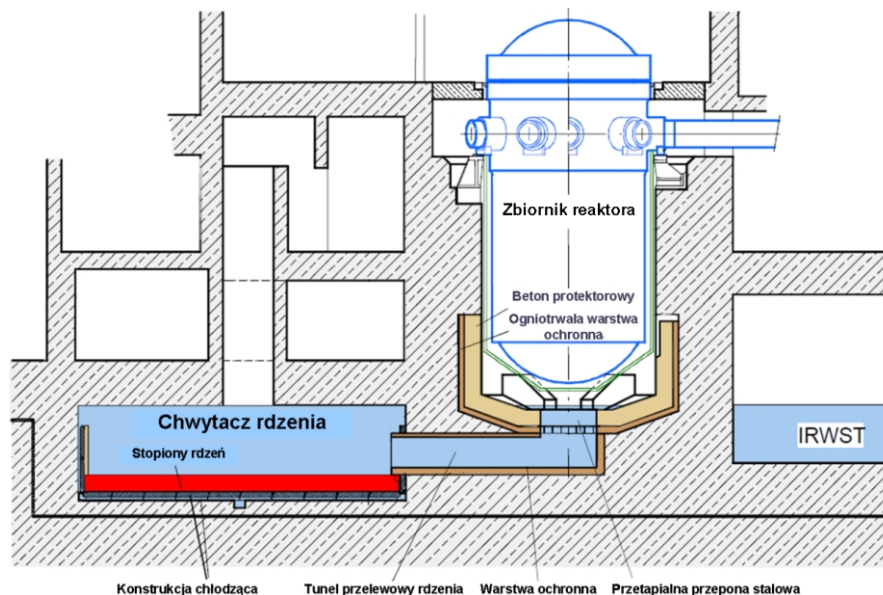
Założono, że stopiony rdzeń, który zbierze się na dnie zbiornika ciśnieniowego reaktora, po pewnym czasie go przetopi i spłynie w dół do dolnej części studni reaktora. Wówczas mógłby on bezpośrednio „atakować” beton dna studni reaktora i następnie płyty fundamentowej, mogąc w efekcie doprowadzić do jej uszkodzenia. Zapobiegnie temu specjalnie zaprojektowana konstrukcja rozległego zbiornika zwanego „chwytnaczem rdzenia”, dokąd stopiony rdzeń spłynie specjalnym tunelem przelewowym i w którym zostanie on następnie wychłodzony i zestalony. Powierzchnie dolnej części studni reaktora, tunelu przelewowego i zbiornika „chwytnacza” wyłożone są odpowiednimi materiałami ochronnymi i ogniotrwałymi. „Chwytnacz rdzenia” ma system chłodzenia pozwalający na długotrwałe odprowadzanie ciepła powyłączeniowego generującego się w stopionym rdzeniu.

1.3.2. Eliminacja ryzyka związanego z wodorem

Wewnętrzna powłoka obudowy bezpieczeństwa (ze sprężonego betonu) obliczona jest na wytrzymanie ciśnienia i temperatury, jakie mogłyby się wytworzyć przy spalaniu wodoru. Konieczne jest jednak zapobieżenie jego detonacji – czyli utrzymanie składu mieszaniny parowo-gazowej w obudowie bezpieczeństwa poza granicami strefy możliwej detonacji wodoru.

W projekcie reaktora EPR zastosowano rozwiązania zapobiegające nie tylko detonacji, ale też zapłonowi (niekontrolowanemu spalaniu) wodoru w obudowie bezpieczeństwa. Uzyskuje się to przez:

- efektywne mieszanie w konwekcji naturalnej atmosfery obudowy zapobiegające powstaniu lokalnych niebezpiecznych stężeń wodoru;



Rys. 4. Schemat konstrukcji i działania „chwytacza rdzenia”; źródło: opracowanie własne na podstawie [2].

- usuwanie wodoru z atmosfery obudowy za pomocą biernych autokatalitycznych rekombinatorów rozmieszczonych w różnych jej miejscach.

2. Podstawowe cechy bezpieczeństwa reaktora AP 1000

Odmierna jak w reaktorze EPR koncepcja zapewnienia bezpieczeństwa, w tym w razie zaistnienia awarii ze stopieniem rdzenia, została zastosowana w reaktorze **AP 1000** (ang. *Advanced Passive*), projektu amerykańskiej firmy Westinghouse (obecnie w Koncernie Toshiba), który reprezentuje tzw. **linię innowacyjną** rozwoju reaktorów energetycznych.

Reaktor AP 1000 (moc elektryczna netto bloku energetycznego ok. 1100 MWe) to udoskonalony reaktor z wbudowanymi cechami bezpieczeństwa, nie wymagającymi działania operatora ani doprowadzania energii z zewnątrz w przypadku awarii. Charakteryzuje się on szerokim zastosowaniem w systemach bezpieczeństwa rozwiązań biernych, wykorzystujących zjawiska i siły naturalne (konwekcja naturalna, siła ciężkości, siła sprężyn, ciśnienie sprężonych gazów).

Jego systemy bezpieczeństwa działają na zasadzie bierniej, zapewniając odbiór ciepła od rdzenia i chłodzenie obudowy bezpieczeństwa przez długi czas, bez zasilania prądem przemiennym i nie wymagają działania operatora przez 3 doby. Nie ma w nich elementów czynnych (jak pompy, wentylatory lub awaryjne generatory dieslowskie), a działanie tych systemów nie wymaga pracy wspomagających systemów pomocniczych (takich jak zasilanie prądem przemiennym, chłodzenie elementów systemów bezpieczeństwa, odpowiedzialna woda ruchowa, wentylacja i klimatyzacja). Dzięki temu nie jest potrzebne stosowanie

wanie wielokrotnionych systemów bezpieczeństwa, z niezawodnym zasilaniem elektrycznym (tym samym wyeliminowano zaliczone do systemów bezpieczeństwa awaryjne generatory dieslowskie, wraz z ich systemami pomocniczymi) i systemami sterowania. Przy znacząco mniejszej liczbie urządzeń, w porównaniu z typowymi rozwiązaniami „ewolucyjnymi” bloków, łatwiej jest też uzyskać większą niezawodność całości.

2.1. Ogólne podejście do zapewnienia bezpieczeństwa reaktora AP 1000

Systemy bezpieczeństwa są całkowicie bierne:

- wykorzystują jedynie „bierne” procesy, bez żadnych pomp, diesli itp.,
- są to systemy dedykowane zapewnieniu bezpieczeństwa, nie są one wykorzystywane do prowadzenia normalnego ruchu,
- dzięki samoczynnie przebiegającym procesom znacznie zmniejszona jest zależność ich działania od czynności operatorów,
- ograniczają skutki awarii projektowych,
- spełniają dozorowe cele bezpieczeństwa.

Czynne są natomiast systemy nie mające wpływu na bezpieczeństwo:

- niezawodnie wypełniają swoje funkcje przy normalnym ruchu,
- minimalizują uruchomienia systemów bezpieczeństwa,
- nie są wymagane dla ograniczenia skutków awarii projektowych lub spełnienia celów bezpieczeństwa.

Zalety systemów biernych z punktu widzenia bezpieczeństwa są następujące:

- brak zależności od zasilania elektrycznego prądem przemiennym,
- automatyczna reakcja na warunki awaryjne – zapewnia bezpieczeństwo,

- długookresowe bezpieczeństwo EJ zapewnione bez urządzeń czynnych (wykorzystanie wyłącznie sił naturalnych),
- znaczne zwiększenie niezawodności obudowy bezpieczeństwa – dzięki biernemu chłodzeniu,
- w razie ciężkich awarii – utrzymanie stopionego rdzenia wewnątrz zbiornika reaktora,
- duże zapasy bezpieczeństwa.

Bierne systemy bezpieczeństwa obejmują: system biernego wtrysku chłodziwa do reaktora, bierny system odbioru ciepła powyłaczeniowego i bierny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa. Liczba i złożoność działań operatora potrzebnych do sterowania systemami bezpieczeństwa są zredukowane do minimum. Ogólna strategia polega raczej na eliminowaniu czynności operatora, a nie na ich automatyzacji.

2.2. Bierny system chłodzenia reaktora AP 1000

Schemat biernego systemu chłodzenia rdzenia reaktora AP 1000 pokazano na rysunku 5. Działanie tego systemu oparte jest na wykorzystaniu grawitacji, energii sprężonych gazów i konwekcji naturalnej. Nie jest tu potrzebne zasilanie elektryczne prądem przemiennym, a procesy przebiegają samoczynnie.

W razie spadku ciśnienia w obiegu pierwotnym reaktora samoczynnie następuje „bierny wtrysk bezpieczeństwa” wody:

- najpierw – wysokociśnieniowy ze zbiorników wody uzupełniającej (CMT), pod wpływem różnicy ciśnień,

- następnie – średnociśnieniowy z hydroakumulatorów (ACC), pod wpływem ciśnienia poduszki gazowej (azotu),
- na koniec – niskociśnieniowy: grawitacyjne zasilanie obiegu pierwotnego z bardzo dużego zbiornika zapasu wody do przeładunku – IRWST (mieszczącego do 2070 m³ wody).

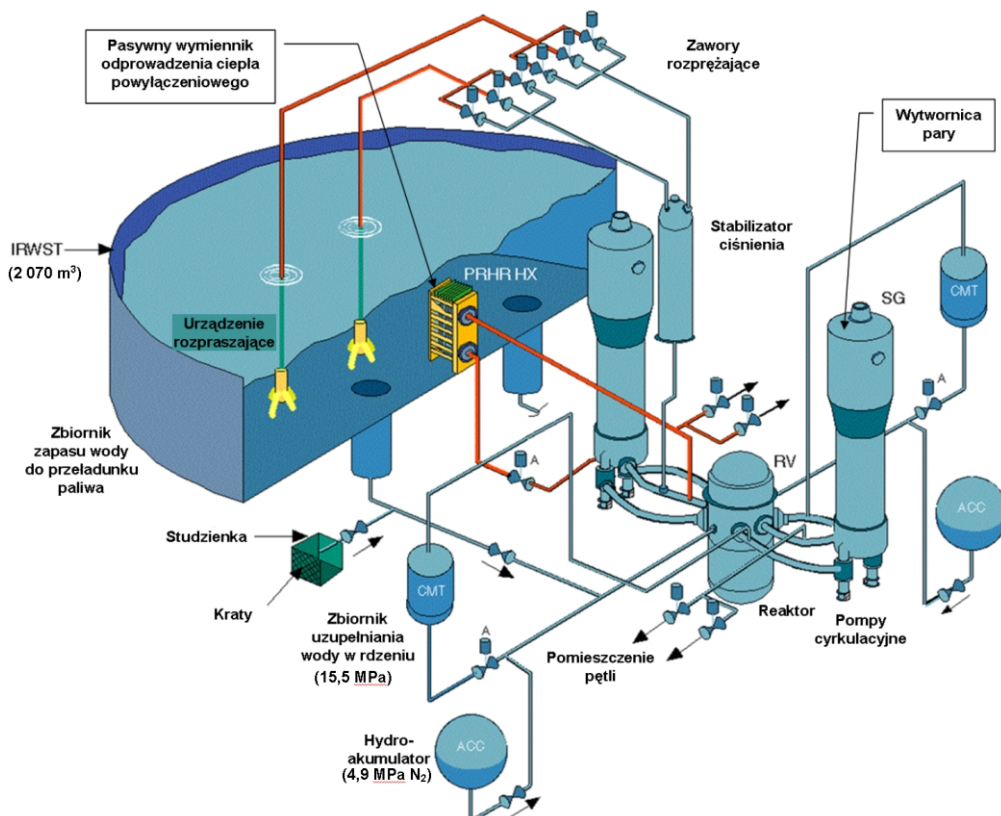
Bierne odprowadzanie ciepła powyłaczeniowego – w razie niesprawności normalnego systemu chłodzenia powyłaczeniowego – odbywa się natomiast przez konwekcję naturalną poprzez bierny wymiennik ciepła PRHR HX zanurzony w zbiorniku zapasu wody do przeładunku (IRWST).

Odprowadzanie do otoczenia ciepła wydzielanego z obiegu pierwotnego następuje przez bierny chłodzenie obudowy bezpieczeństwa reaktora.

System biernego chłodzenia rdzenia reaktora, wraz z systemem biernego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa, zapewnia bezpieczeństwo reaktora przez ok. 72 godziny bez jakiegokolwiek udziału operatora i przy braku zasilania elektrycznego prądem przemiennym.

2.3. Utrzymanie stopionego rdzenia wewnątrz zbiornika reaktora AP 1000

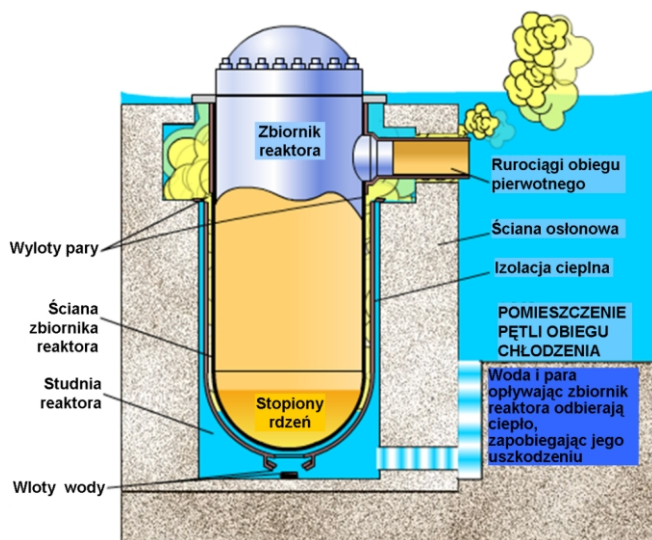
Po obniżeniu ciśnienia możliwe jest zalanie rdzenia wodą nawet w razie utraty zasilania pomp, bo wystarczające zapasy wody są do dyspozycji wewnątrz obudowy bezpieczeństwa. Co więcej, również i zbiornik reaktora zostaje od zewnątrz zalany wodą, tak że ciepło wydzielane



Rys. 5. Schemat biernego systemu chłodzenia reaktora AP 1000; źródło: opracowanie własne na podstawie [6].

w paliwie odbierane jest przez wodę z całej zewnętrznej powierzchni zbiornika reaktora. Aby mieć pewność, że niezależnie od typu awarii będzie dość wody, by zalać rdzeń i zbiornik reaktora, zbiornik z wodą umieszczony jest bezpośrednio wewnątrz obudowy, powyżej rdzenia, i w razie awarii woda wycieka z niego pod działaniem siły ciężkości. Jest jej dostatecznie dużo, by wypełniła dolną część obudowy, gdzie znajduje się zbiornik.

Inaczej niż w przypadku reaktora EPR, gdzie zakłada się schładzanie stopionego rdzenia poza zbiornikiem reaktora w tzw. chwytaczu rdzenia, projektowa koncepcja bezpieczeństwa reaktora AP 1000 przewiduje utrzymanie stopionego rdzenia wewnątrz zbiornika reaktora (rys. 6). Zbiornik reaktora chłodzony byłby wówczas z zewnątrz wodą, którą w razie takiej awarii zostałaby zalana studnia reaktora. Woda ta będzie odbierać „ciepło powyłączeniowe” generujące się w materiale stopionego rdzenia, podgrzewając się i częściowo odparowując. Powstająca para trafia do wewnętrznej obudowy bezpieczeństwa, gdzie cyrkuluje ona wraz z podgrzany powietrzem w konwekcji naturalnej.



Rys. 6. Chłodzenie stopionego rdzenia w zbiorniku reaktora AP 1000; źródło: opracowanie własne na podstawie [5].

Tak więc bezpieczeństwo reaktora AP 1000, także podczas ciężkich awarii, konsekwentnie opiera się na wykorzystaniu naturalnych sił i zjawisk, takich jak siła ciężkości, parowanie i konwekcja naturalna. Zabezpiecza to przed przegrzaniem zbiornika i paliwa. Ciepło wydzielane w rdzeniu nie powoduje już przegrzania paliwa, lecz tylko wrzenie i odparowanie wody. Ale para wodna wypełnia obudowę bezpieczeństwa i ciepło z obudowy bezpieczeństwa musi zostać odprowadzone do otoczenia.

2.4. Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP 1000 z biernym chłodzeniem

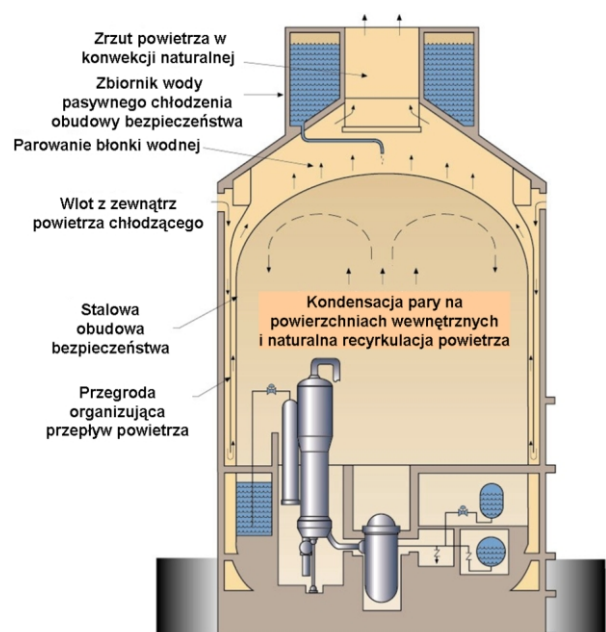
Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP 1000 (rys. 7) jest podwójna, z tym że powłoka wewnętrzna (obudowa pierwotna) jest stalowa, zaś powłoka zewnętrzna (obu-

dowa wtórna – budynek osłonowy) jest konstrukcją ze zbrojonego betonu.

Wewnętrzna, stalowa powłoka ma grubość 4,44 cm, wymiary: średnica wysokość = 39,624 65,634 m, zaś jej kubatura „powietrzna” wynosi 58 300 m³; obliczona jest ona na parametry awarii ($p_a = 0,507$ MPa, $t = 148,89$ C) i zapewnia szczelność – zapobiegając niekontrolowanym uwolnieniom substancji promieniotwórczych do środowiska.

Żelbetonowy zewnętrzny budynek osłonowy ma grubość 0,9 m, wymiary: średnica wysokość = 43 83,3 m. Zwieńczony jest on rodzajem komina, wokół którego zabudowany jest duży zbiornik mieszczący ok. 2900 m³ wody. Zapewnia on ochronę urządzeń i systemów ważnych dla bezpieczeństwa przed zagrożeniami zewnętrznymi, a także dodatkową osłonę biologiczną systemów i urządzeń zawierających media promieniotwórcze oraz osłonę przed promieniowaniem w stanach awaryjnych.

Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP 1000 **ma całkowicie biernie chłodzenie**. Para powstająca przy chłodzeniu rdzenia reaktora, poprzez ściankę zbiornika, trafia do wewnętrznej obudowy bezpieczeństwa, gdzie cyrkuluje ona wraz z podgrzanym powietrzem w konwekcji naturalnej, oddając ciepło poprzez stalową powłokę tej obudowy, chłodzonej z zewnątrz powietrzem i wodą dopływającą grawitacyjnie ze zbiornika umieszczonego na szczycie obudowy zewnętrznej. Podgrzane powietrze zawierające parę wodną unosi się ku górze, oddając ciepło stalowej powłoce obudowy, w efekcie powietrze schładza się i opada w dół, natomiast para wodna skrapla się, a skropliny spływają do miski ściekowej, skąd zwracane są do studni reaktora. Wewnętrzna obudowa bezpieczeństwa chłodzona jest powietrzem dopływającym z zewnątrz przez otwory u góry w zewnętrznym budynku osłonowym. Powietrze to



Rys. 7. Obudowa bezpieczeństwa AP 1000 z biernym chłodzeniem; źródło: opracowanie własne na podstawie [6].

kierowane jest najpierw ku dołowi obudowy wewnętrznej, następnie opływa ono tę obudowę ku górze, odbierając od niej ciepło, po czym wypływa przez komin. Odbiór ciepła od stalowej powłoki wewnętrznej obudowy bezpieczeństwa jest intensyfikowany przez wodę wypływającą – jedynie pod wpływem siły ciężkości – ze zbiornika umieszczonego na szczycie zewnętrznej, żelbetowej obudowy. Po sygnale o wystąpieniu wysokiego ciśnienia wewnątrz obudowy, zawory pod tym zbiornikiem otwierają się i woda chłodząca zaczyna spływać po zewnętrznej powierzchni stalowej powłoki obudowy bezpieczeństwa. Woda ta omywa powłokę stalową obudowy wewnętrznej, tworząc na jej powierzchni cienką błonkę, odbiera ciepło przewodzone przez powłokę stalową, podgrzewa się przy tym i częściowo odparowuje. Odbiór ciepła przez powietrze i przez odparowanie wody spływającej po zewnętrznej powierzchni powłoki zapewnia utrzymanie ciśnienia wewnątrz obudowy w przedziale ciśnień projektowych.

Obudowa bezpieczeństwa wyposażona jest w system zapobiegający detonacji wodoru, który zapewnia:

- monitorowanie stężenia wodoru,
- mieszanie atmosfery obudowy w konwekcji naturalnej – w celu zapobieżenia powstaniu lokalnie niebezpiecznych stężeń wodoru,
- usuwanie wodoru za pomocą biernych autokatalitycznych rekombinatorów,
- kontrolowane spalanie wodoru.

Dzięki wykorzystaniu w systemach bezpieczeństwa sił i zjawisk naturalnych przez 3 doby od zaistnienia awarii nie wymagają one zasilania elektrycznego prądem przemianym ani nawet interwencji operatora – gdyż procesy opanowania awarii i chłodzenia reaktora przebiegają samoczynnie. Zastosowane rozwiązania projektowe zapewniają, że rdzeń reaktora pozostaje zawsze pod wodą, zbiornik reaktora zalany wodą od zewnątrz jest chroniony przed przegrzaniem, a ciepło usuwane jest do otoczenia samoczynnie przez biernie chłodzenie obudowy bezpieczeństwa.

3. Podstawowe cechy bezpieczeństwa reaktora ESBWR

ESBWR (ang. *Economic and Simplified Boiling Water Reactor*) to innowacyjny, ekonomiczny i uproszczony reaktor wodny wrzący generacji III+, z **konwekcją naturalną** w rdzeniu i **biernymi cechami bezpieczeństwa**. Moc cieplna reaktora wynosi 4500 MW_t , a moc elektryczna netto bloku energetycznego – 1520 MW_e .

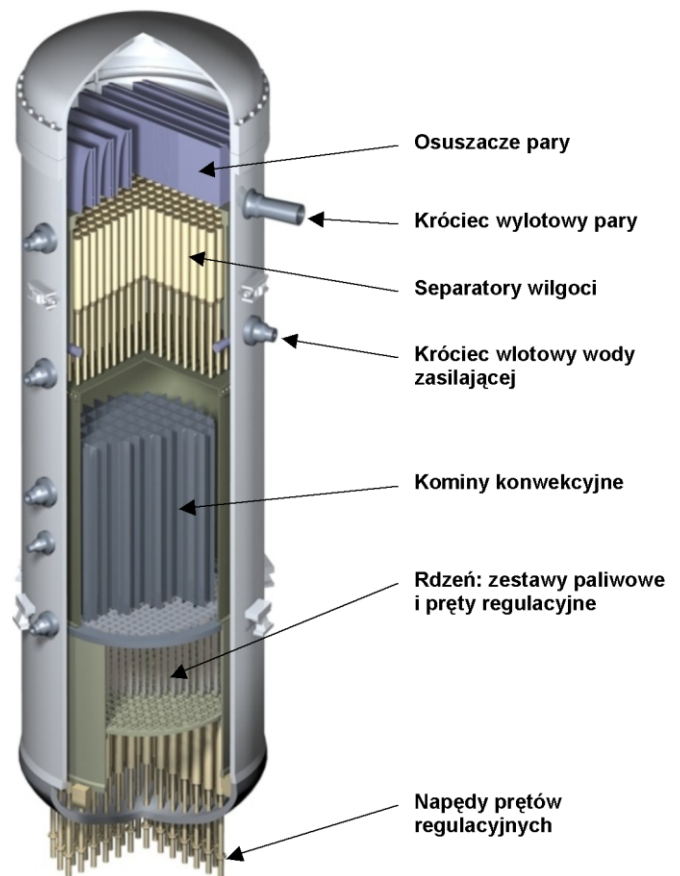
Rozwiązanie projektowe oparte jest na uproszczonym reaktorze wodnym wrzącym (ang. *Simplified BWR – SBWR*) o mocy 670 MWe oraz na pewnych rozwiązaniach z reaktora ABWR (ang. *Advanced Boiling Water Reactor*). W porównaniu z wcześniejszymi modelami reaktor ESBWR jest bezpieczniejszy, a przy tym liczbę pomp,

armatury i silników zredukowano o ok. 25%. Nie są także potrzebne (z wielokrotnione) awaryjne generatory dieslowskie klasy bezpieczeństwa jądrowego.

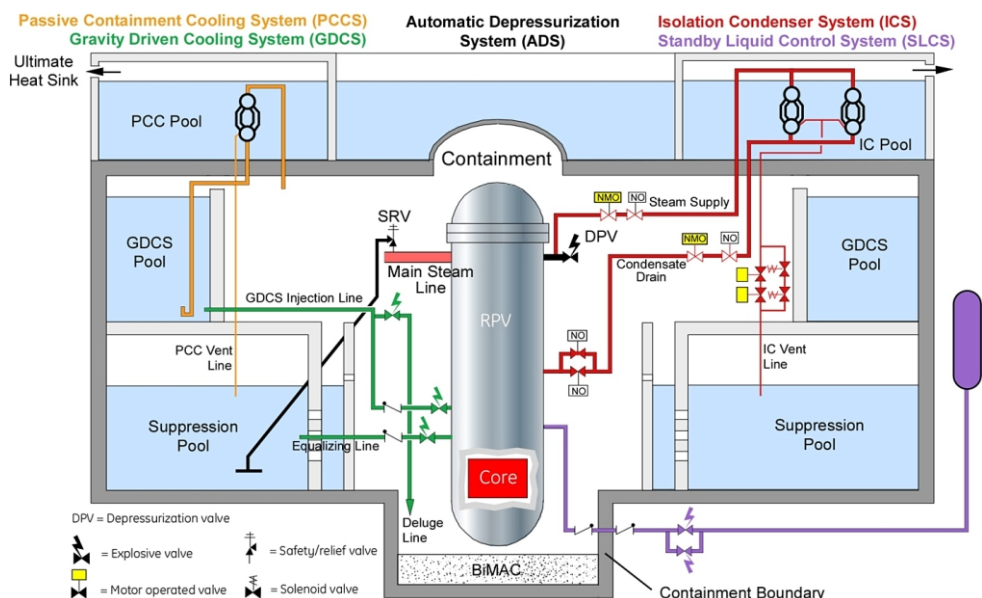
Reaktor ESBWR charakteryzuje się bardziej rozwiniętą konwekcją naturalną dzięki zastosowaniu wyższego zbiornika reaktora i krótszego rdzenia oraz usunięciu przeszkód, które powiększały opory przepływu (rys. 8). W środku nie ma więc pomp recyrkulacyjnych, gdyż wystarczającą cyrkulację zapewnia konwekcja naturalna. W razie obniżenia ciśnienia podczas ciężkich awarii system chłodzenia napędzany siłą ciężkości zapewnia utrzymanie wystarczająco wysokiego poziomu wody w rdzeniu, przy niskim ciśnieniu.

Chłodzenie reaktora i obudowy bezpieczeństwa zapewnione jest przez **systemy bierne** (rys. 9): system kondensatora „izolacyjnego” (ang. *Isolation Condenser System – ICS*), grawitacyjny system awaryjnego chłodzenia reaktora (ang. *Gravity Driven Cooling System – GDCS*) oraz kondensator wodny (ang. *Suppression Pool*) i bierny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa (ang. *Passive Containment Cooling System – PCCS*).

W razie zamknięcia zaworów na głównym rurociągu pary świeżej oraz wody zasilającej reaktor jest automatycznie wyłączany i chłodzony autonomicznie (w trybie „izolacji”) w zamkniętej pętli (rys. 9 i 10), za pośrednictwem biernego systemu kondensatora znajdującego się



Rys. 8. Przekrój reaktora ESBWR; źródło: opracowanie własne na podstawie [8].



Rys. 9. Przekrój przez główne obiekty bloku energetycznego z reaktorem ESBWR; źródło: [9].

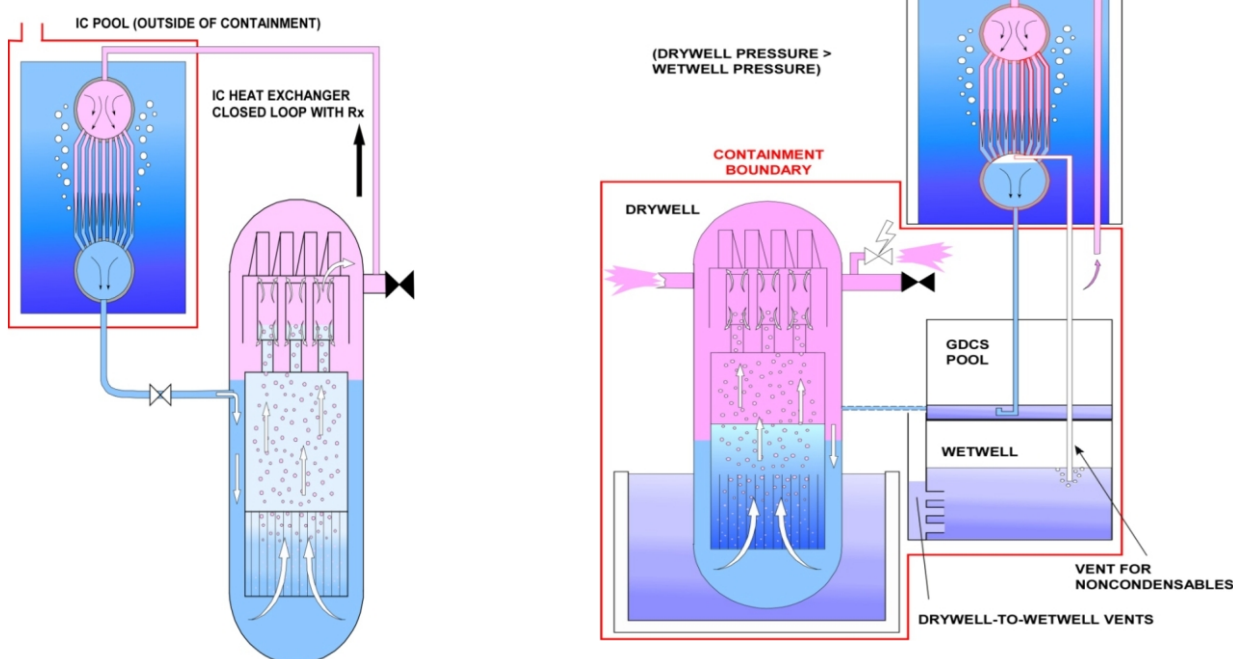
w zbiorniku położonym ponad obudową bezpieczeństwa (ang. *IC Pool*). Para wytwarzana w reaktorze jest skraplana w kondensatorze (ang. *IC – Isolation Condenser*), a kondensat spływa grawitacyjnie do reaktora i jest podawany pod rdzeń. Kondensator składa się z dwóch identycznych modułów.

W razie awarii związanych z rozszczelnieniami obiegu chłodzenia reaktora grawitacyjny system awaryjnego chłodzenia reaktora (GDCS) – złożony z 4 identycznych podsystemów (rys. 9) – zapewnia uzupełnianie wody w reaktorze (w początkowej fazie – *GDCS Injection Line*, a długookresowo – *Equalizing Line*) oraz zalanie szybu reaktora (*Deluge Line*). Woda dopływa ze zbiorników GDCS Pool i Suppression Pool jedynie pod działaniem siły ciężkości. Zastosowane rozwiązania projektowe zapewnia-

ją całkowite zalenie rdzenia podczas wszelkich awarii projektowych.

Obudowa bezpieczeństwa reaktora ESBWR (podobnie jak innych reaktorów wrzących) składa się z części suchej (ang. *drywell*) oraz z części mokrej (ang. *wetwell*) wyposażonej w kondensator wodny (ang. *suppression pool*) zapewniający – w razie awarii związanych z rozszczelnieniami obiegu chłodzenia reaktora – obniżenie awaryjnych parametrów wewnątrz obudowy (rys. 9).

Oprócz tego obudowa bezpieczeństwa wyposażona jest w bierny system chłodzenia (PCCS), z kondensatorami o analogicznej konstrukcji, jak ten służący do chłodzenia reaktora w stanie izolowanym (rys. 11). System ten składa



Rys. 10. Biernie chłodzenie reaktora w stanie izolowanym; źródło: [9].

Rys. 11. Biernie chłodzenie obudowy bezpieczeństwa ESBWR; źródło: [9].

się z 6 niezależnych pętli, z których każda zawiera kondensator złożony z 2 modułów. Para z atmosfery obudowy bezpieczeństwa skrapla się w kondensatorach znajdujących się zbiorniku nad obudową bezpieczeństwa (PCC Pool), zaś kondensat spływa grawitacyjnie do zbiornika zapasu wody do grawitacyjnego systemu awaryjnego chłodzenia reaktora (GDCS Pool).

Zastosowanie biernych systemów chłodzenia reaktora i obudowy bezpieczeństwa zapewnia wysoki poziom bezpieczeństwa. Przez 3 doby od wystąpienia awarii nie jest konieczna interwencja operatora ani zasilanie elektryczne prądem przemiennym.

Streszczenie

W artykule opisano podstawowe cechy i systemy bezpieczeństwa wybranych jądrowych bloków energetycznych z reaktorami lekkowodnymi generacji III+ aktualnie oferowanymi Polsce.

Dwóch bloków z reaktorami wodno-ciśnieniowymi:

- **EPR** (ang. *European Pressurized Reactor*), projektu firmy AREVA NP., reprezentujący „linię ewolucyjną” rozwoju reaktorów energetycznych;
- **AP 1000** (ang. *Advanced Passive*), projektu firmy Westinghouse Electric Company LLC, reprezentujący „linię innowacyjną”.

Bloku z innowacyjnym reaktorem wrzącym **ESBWR** (ang. *Economic and Simplified Boiling Water Reactor*), projektu firmy GE Hitachi Nuclear Energy, Inc.

Opisane zostały zarówno rozwiązania projektowe, jak i działanie systemów bezpieczeństwa w razie wystąpienia warunków awaryjnych, włączając ciężkie awarie.

Literatura

1. EPR™ – Generic Design Assessment
<http://www.epr-reactor.co.uk/scripts/ssmod/publigen/content/templates/Show.asp?P=57&L=EN> (dostęp 31.07.2014 r.).
2. Rüdiger Leverenz – Director Business Development AREVA NP GmbH: The EPR –First generation III reactor under construction in Finland and France, Budapest – March 08, 2007.
3. Frank Apel, AREVA NP Vice President Sales Development & Marketing Western Europe, Nuclear Renaissance: The AREVA view. Najaarsymposium 2006, Delft (2006-11-14).
4. EPR. AREVA.
5. UK AP 1000 Design Acceptance Application
https://www.ukap1000application.com/doc_pdf_library.aspx (dostęp 31.07.2014 r.).
6. Dr. Regis A. Matzie. Senior Vice President and Chief Technology Officer: The AP1000 Reactor. Nuclear Renaissance Option. September 26, 2003. Westinghouse.
7. Ready to Meet Tomorrow's Power Generation Requirements Today. AP1000™. Simple, Safe, Innovative. Westinghouse.
8. Larry E. Fennern: ESBWR Seminar – Reactor, Core & Neutronics. September 15, 2006. GE Energy / Nuclear.
9. J. Alan Beard – Principal Engineer: ABWR Evolutionary Safety Improvement ESBWR Improving Safety Passively. October, 2010. GE Hitachi Nuclear Energy.

Notka o autorze

Mgr inż. **Władysław Kielbasa** – inżynier energetyk, ekspert w dziedzinie technologii reaktorowych i bezpieczeństwa energetyki jądrowej, członek Komitetu Standardów Bezpieczeństwa Jądrowego MAEA (IAEA Nuclear Safety Standards Committee).

Aktualny plan pracy ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group)

Opracowała: Iga Reszke, wprowadzenie: Maciej Jurkowski
Państwowa Agencja Atomistyki

Wprowadzenie

Utworzona w 2007 roku grupa wysokiego szczebla ENSREG stanowi europejskie forum konsultacji, koordynacji i współpracy pomiędzy urzędami dozoru jądrowego krajów Unii Europejskiej oraz Komisją Europejską. Jest niezależnym, autorytatywnym ciałem doradczym w sprawach bezpieczeństwa jądrowego oraz bezpiecznej gospodarki odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym dla organów Unii Europejskiej (Rady, Parlamentu Europejskiego) wspomagającym proces regulacji na szczeblu europejskim w tych dziedzinach. ENSREG składa się z wysokich rangą członków kierownictwa europejskich urzędów dozoru jądrowego – po 2 delegatów z każdego z krajów członkowskich UE oraz 2 przedstawicieli Komisji Europejskiej. Delegatami Polski do ENSREG są Prezes i Wiceprezes PAA. ENSREG wykonuje obecnie swoje zadania przy pomocy 4 stałych tematycznych grup roboczych złożonych z ekspertów delegowanych przez organizacje dozoru jądrowego poszczególnych krajów członkowskich UE.

ENSREG stymuluje monitorowanie i przeglądy procesów transpozycji do systemów prawa krajowego oraz wdrażania w praktyce dyrektyw UE w sprawie bezpieczeństwa jądrowego (2009/71/EURATOM) i bezpieczeństwa postępowania z odpadami (2011/70/EURATOM), z wykorzystaniem mechanizmów raportowania oraz wzajemnego przeglądu partnerskiego (ang. *peer review*) przy współpracy z MAEA. Plan pracy na lata 2014–2016 przewiduje odpowiednie zadania dla grup roboczych ENSREG w tym zakresie.

Wiosną 2011 roku w reakcji na awarię w Fukushima ENSREG zainicjowała przeprowadzenie w trybie pilnym we wszystkich europejskich elektrowniach jądrowych dodatkowych kompleksowych analiz i ocen odporności na nadzwyczajne zdarzenia naturalne i sekwencje zdarzeń prowadzących do ciężkich awarii, zwanych testami odpornościowymi (ang. *stress tests*).

Testy odpornościowe zostały przeprowadzone w drugiej połowie 2011 roku przez jednostki eksploatujące europejskie elektrownie jądrowe, a ich wyniki poddane przeglądowi przez krajowe urzędy dozoru jądrowego, które następnie sporządzały sprawozdania krajowe. Testy odpornościowe objęły 15 krajów UE oraz Szwajcarię i Ukrainę – eksploatujących łącznie 150 bloków jądrowych i skupiały się na 3 następujących dziedzinach:

- 1) naturalne zdarzenia zewnętrzne, w tym trzęsienia ziemi, powodzie i ekstremalne warunki pogodowe,
- 2) utrata funkcji bezpieczeństwa oraz
- 3) zarządzanie ciężkimi awariami.

Raporty krajowe przedstawione w grudniu 2011 roku zostały poddane procesowi wzajemnego przeglądu partnerskiego zorganizowanego i nadzorowanego przez ENSREG. Istotną częścią procesu wzajemnego przeglądu partnerskiego były wizyty techniczne (w pierwszym kwartale 2012 roku) w obiektach jądrowych krajów uczestniczących w stress testach. Wyniki testów odpornościowych zostały zawarte w jednym głównym Raporcie Wzajemnego Przeglądu Partnerskiego (ang. *ENSREG Peer Review Report*) oraz w 17 raportach krajowych z wzajemnego przeglądu partnerskiego podsumowujących wykonane analizy i decyzje podjęte w poszczególnych krajach.

W głównym raporcie zawarte były również rekomendacje i sugestie dotyczące dalszej poprawy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych w Europie będące podstawą wypracowania narodowych planów działania (NACPs). Postępy realizacji tych planów (ang. *stress tests follow-up*) w poszczególnych krajach były przedmiotem wzajemnego przeglądu partnerskiego wiosną 2013 roku. Przyjęte przez ENSREG latem 2013 roku sprawozdanie z tego przeglądu publikowaliśmy w numerze 3(93)2013 Biuletynu.

Horyzont czasowy realizacji narodowych planów działań sięga lat 2018–2020. Stąd też zamieszczony poniżej Plan Pracy ENSREG na lata 2014–2016 przewiduje zadania, do realizacji przez grupy robocze ENSREG, dotyczące również tego zagadnienia.

Plan pracy ENSREG na lata 2014–2016¹

I. Wstęp – najważniejsze zadania ENSREG na lata 2014–2016

Główną misją ENSREG jest dążenie do ciągłej poprawy w obszarach bezpieczeństwa jądrowego oraz bezpiecznego zarządzania odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym, a także doskonalenie nadzoru i kontroli oraz promowanie otwartości i transparentności w tych dziedzinach.

Zgodnie z decyzją ENSREG obecny plan pracy obejmuje 3 lata (2014–2016), dzięki czemu lepiej będzie synchronizował się z cyklem sprawozdawczym ENSREG, określonym w Decyzji Komisji z dnia 17 lipca 2007 (2007/530/Euratom). Po roku 2016 cykl sprawozdawczy będzie ponownie obejmował okresy dwuletnie. Plan pracy ENSREG na lata 2014–2016 bazuje na działaniach podjętych przez poprzednie dwa lata.

W marcu 2013 roku została utworzona nowa Grupa Robocza ds. Współpracy Międzynarodowej, dzięki której ENSREG może pełnić rolę doradcy Komisji Europejskiej w kwestiach związanych z bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną (w odniesieniu do zarządzania materiałami promieniotwórczymi) w ramach INSC² (narzędzia współpracy w zakresie bezpieczeństwa jądrowego) oraz IPA³ (narzędzia służącego pomocy przedakcesyjnej). Grupa Robocza ds. Współpracy Międzynarodowej ma zadanie zajmować się również wszystkimi sprawami, jakie ENSREG uzna za istotne.

W świetle wyżej podanych informacji główne działania ENSREG na lata 2014–2016 będą się koncentrowały na:

1. Poszukiwaniu **metod ciągłej poprawy bezpieczeństwa jądrowego** poprzez:
 - 1.1. realizację programu ramowego w zakresie prowadzenia misji IRRS w krajach UE we współpracy z Międzynarodową Agencją w Wiedniu (MAEA), a także organizowanie w cyklu dwuletnim warsztatów poświęconych wymianie doświadczeń i wniosków z tych misji;
 - 1.2. przeprowadzenie technicznej dyskusji dotyczącej raportowania, zgodnie z art. 9(1) Dyrektywy Bezpieczeństwa Jądrowego, na temat zgłoszonych problemów, bezpośrednio związanych z bezpieczeństwem jądrowym europejskich elektrowni;
 - 1.3. ocenę wytycznych opracowywania raportów krajów członkowskich pod względem ich przydatności na podstawie doświadczeń zebranych podczas przygotowań pierwszej serii raportów, a także poszukiwanie metod prostszego raportowania, uwzględniając odpowiednie doświadczenia Grupy Roboczej nr 2

dotyczące raportów z wdrażania Dyrektywy Odpadowej (2011/70/EURATOM);

- 1.4. zorganizowanie w 2015 roku drugiego warsztatu poświęconego przeprowadzeniu misji eksperckiej w celu wzajemnej oceny (ang. *peer review*) uaktualnionych Krajowych Planów Działań (NACPs)⁴, a następnie w razie potrzeby opracowanie procedury ich dalszego wdrażania.
2. Poszukiwaniu **metod ciągłej poprawy procesu zarządzania odpadami promieniotwórczymi, wypalonym paliwem oraz procesami likwidacji** poprzez:
 - 2.1. wydanie ostatecznych wytycznych raportowania zgodnie z art. 14(1) Dyrektywy Odpadowej oraz dokonanie przeglądu i oceny pod względem przydatności wytycznych opracowywania krajowych raportów krajów członkowskich, uwzględniając odpowiednie doświadczenia Grupy Roboczej nr 1 dotyczące raportowania zgodnie z Dyrektywą Bezpieczeństwa Jądrowego;
 - 2.2. kontynuację współpracy z Międzynarodową Agencją Energii Atomowej (MAEA) w Wiedniu w zakresie misji przeglądowych w celu wzajemnej oceny (ang. *peer review*) także w zakresie wdrażania Dyrektywy Odpadowej;
 - 2.3. zorganizowanie warsztatu poświęconego europejskim metodom odpowiedzialnego i bezpiecznego zarządzania wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi na podstawie pierwszych krajowych raportów państw członkowskich oraz programu krajowego.
3. Poszukiwaniu metod **zwiększenia otwartości i transparentności** poprzez:
 - 3.1. przegląd i ocenę postępów osiągniętych przez europejskie urzędy dozoru jądrowego w kwestiach związanych z transparentnością oraz dostarczenie im odpowiednich wytycznych i pomocy w tym zakresie;
 - 3.2. prowadzenie strony internetowej ENSREG oraz dostarczenie obiektywnych i miarodajnych informacji na temat bezpieczeństwa jądrowego oraz zarządzania odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem, a także dozoru nad nimi w UE. Ponadto, prowadzenie działań mających na celu ciągle usprawnienie strony internetowej, dostosowanie jej do zmieniających się potrzeb, bazując na informacjach zaczerpniętych z ankiet oraz od interesariuszy;
 - 3.3. organizowanie regularnie co dwa lata konferencji ENSREG, skierowanych do wszystkich interesa-

¹ Tekst polski z uaktualnieniami na dzień 31.07.2014 i przypisami autorów, opracowany na podstawie pierwotnej wersji angielskiej.

² *Instrument for Nuclear Safety Cooperation.*

³ *Instrument for Pre-accession Assistance.*

⁴ Każdy z krajowych planów (NACPs) opisuje działania mające na celu poprawę bezpieczeństwa istniejących w danym kraju elektrowni jądrowych, zdefiniowane w następstwie awarii w EJ Fukushima 1 (*Dai-ichi*), które zostały podjęte, zaplanowane lub wdrożone z podaniem harmonogramu ich wdrażania.

riuszy i poświęconych omawianiu misji grupy ENSREG w procesie ciągłego udoskonalania.

4. Rozwijanie w skali globalnej i **promowanie wzajemnego zrozumienia i ciągłego doskonalenia w ramach współpracy międzynarodowej** w kwestiach bezpieczeństwa jądrowego oraz zarządzania wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi poprzez:

- 4.1. umożliwianie Grupie ENSREG pełnienia roli doradcy Komisji Europejskiej w kwestiach związanych z bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną (dotyczącą zarządzania materiałami promieniotwórczymi) za pomocą INSC (narzędzia współpracy w zakresie bezpieczeństwa jądrowego) oraz IPA (narzędzia pomocy przedakcesyjnej);
- 4.2. zidentyfikowanie potrzeb w zakresie współpracy dozorowej związanej z bezpieczeństwem jądrowym oraz zdefiniowanie ogólnych i specyficznych dla danego kraju strategii współpracy w zakresie bezpieczeństwa jądrowego;
- 4.3. przedstawienie wstępnych propozycji działań dotyczących współpracy dozorowej w zakresie bezpieczeństwa jądrowego oraz koordynacja tej współpracy.

II. Programy grup roboczych

ENSREG wyodrębniła grupy robocze obejmujące tematyką 4 następujące dziedziny:

- Grupa Robocza nr 1 ds. Poprawy Bezpieczeństwa Jądrowego (WGNS)⁵
- Grupa Robocza nr 2 ds. Poprawy Zarządzania Odpadami Promieniotwórczymi, Wypalonym Paliwem Jądrowym oraz Projektami Likwidacji (WGRWMD)⁶
- Grupa Robocza nr 3 ds. Poprawy Transparentności (WGTA)⁷
- Grupa Robocza nr 4 ds. Poprawy Współpracy Międzynarodowej (WGIC)⁸

Zadania i plany pracy grup roboczych zostały zaproponowane przez same grupy, a następnie zatwierdzone przez ENSREG. Głównym ich zadaniem jest wspieranie przedsięwzięć ENSREG zaplanowanych na lata 2014–2016, z uwzględnieniem odpowiednich zobowiązań i „kamieni milowych”.

Jednym z zadań grup roboczych będzie informowanie ENSREG o postępie swoich prac oraz dostarczanie wkładu do raportu ENSREG, który przedkładany jest Radzie i Parlamentowi Europejskiemu. Zakończenie prac nad najbliższym raportem przewidywane jest na lato 2015 roku.

⁵ Working Group on Nuclear Safety.

⁶ Working group on Radioactive Waste Management and Decommissioning.

⁷ Working Group on Transparency Arrangements.

⁸ Working Group on International Cooperation.

⁹ Terms of Reference – wstępny projekt został zaakceptowany przez ENSREG na spotkaniu plenarnym w maju 2014 r.

¹⁰ Problemem technicznym mają być poświęcone kolejne, drugie warsztaty dotyczące wzajemnej oceny krajowych planów działania (NACPs) w 2015 roku.

Grupa Robocza 1

Poprawa bezpieczeństwa jądrowego (WGNS)

I. Spotkania Grupy Roboczej WG1

Grupa Robocza ds. Bezpieczeństwa Jądrowego będzie się spotykała co najmniej 2 razy w roku. Nie wyznaczono dokładnych terminów spotkań, zostaną one określone na podstawie postępów, których dokonanie jest niezbędne, aby wdrożyć poszczególne zadania. W razie konieczności zostaną wyznaczone terminy dodatkowych spotkań. Przewodniczący Grupy Roboczej 1 będzie raportował o postępach prac WG1 Grupie Wysokiego Szczebla ENSREG podczas jej spotkań, które zaplanowano jak niżej:

- w roku 2014 – 20 stycznia oraz w październiku + dodatkowe spotkanie poświęcone przygotowaniu dokumentu określającego zakres i organizację (ToR)⁹ warsztatów przeglądu i wzajemnej oceny krajowych planów działań planowanych na 2015 rok,
- w roku 2015 – 2 spotkania + dodatkowe w razie potrzeby,
- w roku 2016 – 2 spotkania + dodatkowe w razie potrzeby.

II. IRRS – warsztaty i program

Grupa Robocza 1 kontynuuje śledzenie i wspomaganie realizacji przez MAEA programu ramowego przeprowadzenia misji IRRS w krajach członkowskich Unii Europejskiej. Lista ekspertów jest regularnie aktualizowana.

Zgodnie z obowiązującym porozumieniem (podpisanym 28/06/2011) pomiędzy ENSREG a MAEA europejskie warsztaty poświęcone wymianie doświadczeń będą się odbywać co dwa lata:

- w roku 2014 – 21–22 stycznia,
- w roku 2016 – termin do ustalenia.

III. Raportowanie zgodne z art. 9(1) Dyrektywy Bezpieczeństwa Jądrowego

Termin przedstawienia pierwszych raportów z krajów członkowskich ustalono na 22 lipca 2014 roku.

W roku 2014: Grupa Robocza 1 przeprowadzi dyskusję techniczną poświęconą zgłoszonym problemom bezpośrednio związanym z bezpieczeństwem jądrowym europejskich elektrowni.¹⁰

W roku 2015: zgodnie z art. 9(1) wytyczne do raportów krajów członkowskich zostaną ocenione pod względem ich przydatności w świetle doświadczeń z ich stosowania zebranych podczas przygotowań pierwszej serii raportów oraz zgodnie z nowymi zobowiązaniami

wynikającymi z uaktualnionej Dyrektywy Bezpieczeństwa Jądrowego.

Uwzględnione zostaną doświadczenia Grupy Roboczej 2 (WG2) ze stosowania wytycznych do raportowania zgodnie z art. 14 (1) Dyrektywy Odpadowej.

Grupa Robocza 1 będzie szukać metod łatwiejszego raportowania, mając także na uwadze doświadczenia z przyszłych usprawnień procesu przygotowywania krajowych raportów zgodnie z Konwencją Bezpieczeństwa Jądrowego.

W roku 2017 drugi raport krajów członkowskich (zgodnie z art. 9(1) Dyrektywy) zostanie przedłożony Komisji Europejskiej.

IV. Warsztaty na temat wzajemnej oceny krajowych planów działań poświęcone działaniom wdrażającym wnioski z testów odpornościowych (ang. *stress tests*)

Krajowe plany działań zostaną uaktualnione przez 15 krajów członkowskich UE, które posiadają elektrownie, oraz Szwajcarię i Ukrainę w terminie do końca 2014 roku, a następnie przedłożone ENSREG. Zgodnie z decyzją ENSREG drugie warsztaty służące wzajemnemu przeglądowi partnerskiemu i ocenie zaktualizowanych krajowych planów działań zostaną przygotowane i przeprowadzone w 2015 roku zgodnie z następującym harmonogramem:

W roku 2014 zostanie wypracowany sposób podejścia do przeglądu partnerskiego (ang. *peer review*) w celu wzajemnej oceny zaktualizowanych NAcPs oraz powiązany z nim dokument określający zakres i organizację (ToR) warsztatów. Grupa Robocza 1 utworzyła grupę zadaniową, która na podstawie doświadczeń z pierwszych warsztatów poświęconych krajowym planom działań przedstawi propozycje procesu przeprowadzenia intensywnego przeglądu. Dokument ToR warsztatów zostanie zaprezentowany grupie ENSREG do zatwierdzenia pod koniec 2014 roku.

W roku 2015 Grupa Robocza 1 przeprowadzi warsztaty wzajemnej oceny w zakresie zagadnień technicznych zawartych w krajowych planach działań.

W roku 2016, opierając się na wnioskach z drugich warsztatów NAcPs, zostanie opracowany, jeśli będzie to potrzebne i przydatne, dalszy tryb postępowania związanego z procesem wdrażania działań usprawniających wynikających z testów odpornościowych.

V. Wymiana informacji i współpraca z Grupą Roboczą WENRA ds. Harmonizacji Bezpieczeństwa dla Reaktorów (RHWG –WENRA)

Grupa Robocza 1 zorganizuje wymianę informacji oraz współpracę z WENRA, a w szczególności z Grupą Roboczą WENRA ds. Harmonizacji Bezpieczeństwa Reaktorów. Grupa Robocza 1 będzie się wzorować na metodach i działaniach WENRA związanych z aktualizacją referen-

cyjnych poziomów bezpieczeństwa zgodnie z następującym harmonogramem.

W roku 2015 wyniki prac z warsztatów wzajemnej oceny narodowych planów działań zostaną przedstawione grupie WENRA–RHWG, w związku z jej aktywnością dotyczącą przeglądu referencyjnych poziomów bezpieczeństwa dla elektrowni.

W roku 2016 zostanie przygotowany raport o stanie prac nad poprawą bezpieczeństwa jądrowego w europejskich elektrowniach z wykorzystaniem informacji z:

- 1) pierwszej serii krajowych raportów z wdrożenia Dyrektywy Bezpieczeństwa Jądrowego,
- 2) procesu przeglądu krajowych planów działań,
- 3) informacji o stanie wdrażania skorygowanych referencyjnych poziomów bezpieczeństwa WENRA.

Grupa Robocza 2

Poprawa zarządzania odpadami promieniotwórczymi, wypalonym paliwem jądrowym oraz projektami likwidacji

I. Wstęp

Zaproponowany program pracy dla Grupy Roboczej 2 na okres 2014–2016 oparty jest na jej działaniach podjętych w ciągu poprzednich dwóch lat, a także na metodologiach i rozwiązaniach zaaprobowanych przez ENSREG. Program skupia się na finalizacji wytycznych służących ułatwieniu wdrożenia Dyrektywy Rady 2011/70/EURATOM z dnia 19 lipca 2011 roku ustanawiającej wspólnotowe ramy dla odpowiedzialnego i bezpiecznego zarządzania wypalonym paliwem i odpadami promieniotwórczymi (Dyrektywa Odpadowa) oraz koncentruje się na sposobach wykorzystania doświadczeń wyniesionych z procesu wykonywania wyżej wymienionych działań.

Wytyczne sporządzania krajowych raportów krajów członkowskich UE

Dyrektywa Odpadowa nakłada na kraje członkowskie UE obowiązek przedłożenia KE krajowych raportów z procesu wdrażania Dyrektywy po raz pierwszy w terminie do 23 sierpnia 2015 roku, a następnie co 3 lata, wykorzystując odpowiednio proces przeglądowny oraz raportowanie w ramach Wspólnej Konwencji. Na podstawie raportów krajów członkowskich UE Komisja przedkłada Radzie oraz Parlamentowi Europejskiemu raport o postępie wdrażania Dyrektywy oraz o inwentaryzacji odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa jądrowego, które znajdują się na terytorium Wspólnoty Europejskiej (EURATOM) oraz na terenie planowanych w przyszłości lokalizacji.

Podczas dwóch ostatnich lat Grupa Robocza 2 opracowywała odpowiednie wytyczne sporządzania krajowych raportów, które mają być przedkładane Komisji Europejskiej. Potencjalna wartość dodana zawarta we wstępnej wersji wytycznych jest wynikiem informacji zwrotnych

dotyczących doświadczeń z procesu przeglądownego Konwencji Wspólnej, a w szczególności z opracowywania krajowych raportów w ramach procesu przeglądownego tej Konwencji.

Raporty krajów członkowskich oraz Komisji mają być sporządzane w sposób harmonijny, przejrzysty oraz spójny. Przy sporządzaniu krajowych raportów krajów członkowskich UE ma być wykorzystywany odpowiednio spójny system klasyfikacji odpadów promieniotwórczych, oparty na systemie klasyfikacji MAEA.

Dodatkowo, Grupa Robocza 2 rozważa możliwość wprowadzenia koncepcji „krajowych systemów zarządzania odpadami” w celu uwzględnienia współzależności oraz zarządzania współzależnościami pomiędzy licencjobiorcami zaangażowanymi w różne etapy gospodarowania oraz składowania wypalonego paliwa i odpadów promieniotwórczych.

Wytyczne do samooceny i procesów przeglądownych

Dyrektywa Odpadowa nakłada na kraje członkowskie obowiązki przeprowadzania okresowej samooceny ram krajowych, właściwych organów dozorowych, krajowego programu oraz procesu jego wdrażania. Wymagane jest również inicjowanie międzynarodowych procesów przeglądownych (ang. *peer review*) krajowych struktur, właściwych organów dozorowych i/lub krajowych programów w celu zapewnienia wysokich standardów bezpieczeństwa w procesie zarządzania wypalonym paliwem i odpadami radioaktywnymi. Na polecenie ENSREG Grupa Robocza 2 zwróciła się do Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu (MAEA) z zapytaniem o możliwość przeprowadzenia procesu przeglądownego/wzajemnej oceny partnerskiej¹¹ również w zakresie Dyrektywy Odpadowej.

Przyszłe prace

W latach 2012–2013 trwały intensywne prace nad opracowaniem wytycznych sporządzania krajowych raportów krajów członkowskich oraz wytycznych do samooceny i procesów przeglądownych. Nie wszystkie elementy zawarte w poprzedniej edycji planu pracy zostały zrealizowane do końca 2013 roku. Zadania, które znajdowały się w części II tego planu, zostały zakwalifikowane jako nowe zadania, a zadania, które nie zostały wykonane w latach 2012–2013, będą ukończone na początku 2014 roku. Ukończenie, a następnie przedłożenie do akceptacji ENSREG **wstępnej wersji wytycznych** do krajowych raportów oraz **propozycji zmian w uzgodnieniach (MoU) pomiędzy ENSREG a MAEA** w sprawie procesu wzajemnych ocen w ramach misji przeglądownych przeprowadzanych w krajach UE przewidywano na początek 2014 roku¹².

¹¹Przez analogię do misji IRRS prowadzonych w kontekście Dyrektywy Bezpieczeństwa Jądrowego.

¹²Wstępna wersja wytycznych do pierwszego raportu z wdrożenia Dyrektywy Odpadowej została zatwierdzona przez ENSREG na spotkaniu plenarnym 27 maja 2014 r.; decyzję ws. MoU z MAEA odłożono do kolejnego spotkania ENSREG w październiku 2014 r.

¹³Odnoszącej się do pierwszej serii raportów.

¹⁴Eksperci z Francji, Hiszpanii i Wielkiej Brytanii.

W latach 2014–2016 praca krajów członkowskich będzie miała inny niż dotychczas charakter. Zadania do realizacji przez poszczególne kraje będą się skupiały teraz wokół wypełniania wymagań zawartych w Dyrektywie Odpadowej, co oznacza opracowanie i przedłożenie przez kraje członkowskie pierwszych krajowych raportów do Komisji w terminie do 23 sierpnia 2015 roku oraz opracowanie i przedstawienie Komisji krajowych programów w terminie do 23 sierpnia 2015 roku. Powyższe zadania krajów członkowskich zostały uznane przez członków Grupy Roboczej 2 za priorytetowe, a jeśli chodzi o program prac najistotniejszą kwestią jest jak najlepsze wykorzystanie doświadczeń z już przeprowadzonych działań oraz umiejętność zastosowania wyciągniętych wniosków w przyszłości.

Zaproponowany plan prac przewiduje zatem ustalenia dotyczące oceny wstępnych wytycznych do krajowych raportów krajów członkowskich pod względem praktyczności ich zastosowania. Wszelka dalsza aktualizacja tych wytycznych będzie uwzględniała odpowiednie doświadczenia Grupy Roboczej 2 wyniesione z praktyki raportowania w ramach Dyrektywy Odpadowej.

Wysunięto również propozycję zorganizowania w 2016 roku warsztatów poświęconych europejskim metodom odpowiedzialnego i bezpiecznego zarządzania wypalonym paliwem i odpadami promieniotwórczymi, opierając się na pierwszych krajowych raportach i krajowych programach krajów członkowskich oraz na lekcjach wyniesionych z pierwszego cyklu raportowania, a także notyfikacji programów krajowych.

Grupa Robocza 2 jest gotowa rozszerzyć swój plan prac o dodatkowe zagadnienia i tematy specjalne, jeśli ENSREG o to wystąpi. Propozycje dodatkowych tematów do planu pracy były wstępnie wysunięte i omówione na spotkaniu Grupy Roboczej 2. Przykładem tematu, który został zaproponowany było opracowanie wytycznych w zakresie demonstracji bezpieczeństwa, a także opracowanie wytycznych dotyczących sprawniejszego wprowadzenia przepisów finansowych zawartych w Dyrektywie Odpadowej. Tematy te będą jeszcze dyskutowane podczas następnego spotkania Grupy Roboczej 2.

II. Plan prac na lata 2014–2016

Zadanie 1. Wytyczne sporządzania raportów krajów członkowskich – art. 14 (1) Dyrektywy 2011/70/Euratom

Faza 1

- Aktualizacja wstępnej¹³ wersji dokumentu wytycznych z wykorzystaniem informacji zwrotnych uzyskanych na podstawie prób zastosowania tej wersji wytycznych, przeprowadzonych przez ochotników¹⁴.

- Prezentacja ostatecznej wersji wytycznych do zatwierdzenia przez ENSREG, a następnie wykorzystanie wytycznych przez kraje członkowskie przy przygotowaniu krajowych raportów wysyłanych do Komisji do 23 sierpnia 2015 roku.

Faza 2

- Poświęcenie jednego spotkania Grupy Roboczej 2 (druga połowa 2014 roku) na analizę lekcji wyniesionych z dotychczasowych prac krajów członkowskich i wykorzystanie wniosków do opracowania krajowych raportów oraz dyskusji nad potencjalnie zachodzącą synergią procesów obecnych przy przygotowaniu krajowych raportów, zgodnych z Konwencją Wspólną i Dyrektywą Odpadową.
- Przeprowadzenie – jeśli to będzie konieczne – aktualizacji wytycznych, biorąc pod uwagę doświadczenia krajów członkowskich i wnioski wyciągnięte podczas przygotowań pierwszej serii krajowych raportów dla Komisji.

Harmonogram

- Finalizacja wstępnych wytycznych zatwierdzonych na spotkaniu Grupy Roboczej 2 w dniu 14 lutego 2014 roku przez utworzoną w ramach WG2 grupę zadaniową (ostateczna wersja tych wytycznych do pierwszej serii raportów została przyjęta przez ENSREG w maju 2014 roku).
- Aktualizacja wytycznych po pierwszym cyklu raportowym w drugiej połowie 2015 roku.

Zadanie 2. Samoocena oraz przeglądy eksperckie – art.14 (3) Dyrektywy 2011/70/Euratom

Faza 1

- Finalizacja propozycji zmian istniejących uzgodnień (ang. *Memorandum of Understanding*) pomiędzy ENSREG a Międzynarodową Agencją Energii Atomowej dotyczących międzynarodowych misji przeglądowych MAEA w krajach członkowskich UE.

Faza 2

- Przekazanie Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) informacji zwrotnej z doświadczeń krajów UE z misji przeglądowych pod kątem potencjalnych ulepszeń procesu wzajemnych ocen (ang. *peer review*) spełniania wymagań zawartych w Dyrektywie Odpadowej.

Harmonogram

- Wniosek o zatwierdzenie ogólnego podejścia do zmian istniejącego dokumentu uzgodnień (MoU) pomiędzy ENSREG a MAEA – podczas plenarnego spotkania ENSREG 16 stycznia 2014 roku.
- Przyjęcie przez Grupę Roboczą nr 2 na jej spotkaniu 14 lutego 2014 roku wstępnej propozycji zmiany dokumentu uzgodnień; ostateczna propozycja zostanie przedstawiona na następnym spotkaniu ENSREG.
- Wnioski z doświadczeń z przeglądowych misji eksperckich MAEA/UE przeprowadzonych w krajach członkowskich UE będą dostarczane w regularnych

odstępach czasu, zgodnie z uzgodnionymi procedurami, zawartymi w dokumencie uzgodnień (MoU) pomiędzy ENSREG a MAEA.

Zadanie 3. Warsztaty europejskiego podejścia do odpowiedzialnego i bezpiecznego zarządzania wypalonym paliwem i odpadami promieniotwórczymi

- Zorganizowanie warsztatów/seminarium/konferencji na temat europejskiego podejścia do odpowiedzialnego i bezpiecznego zarządzania wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi na podstawie pierwszych krajowych raportów i krajowych programów państw członkowskich.

Harmonogram

- Zainicjowanie przygotowań – druga połowa 2015 roku.
- Warsztaty – wstępnie: drugi lub trzeci kwartał 2016 roku.

Zadanie 4. Wymiana informacji, dyskusje na temat kwestii związanych z poprawą bezpieczeństwa zarządzania odpadami

- Wymiana informacji związanych z funkcjami i działaniami systemów krajowych urzędów dozoru.
- Dyskusje na temat bezpieczeństwa zarządzania odpadami i możliwych wydarzeń, wymiana obserwacji itd.

Harmonogram

- Układany na każdym spotkaniu, uwzględniający zmieniające się potrzeby.

Grupa Robocza 3

Poprawa rozwiązań w zakresie transparentności (WGTA)

I. Główny cel

Zapewnienie, aby informacje związane z bezpieczeństwem jądrowym oraz z pracą grupy ENSREG w zakresie dozoru bezpieczeństwa jądrowego były transparentne i dostępne dla zainteresowanych obywateli krajów członkowskich UE.

II. Pozostałe cele

- Promocja dobrych praktyk wśród krajów członkowskich, mając na uwadze otwartość, transparentność oraz zaangażowanie społeczeństwa w kwestie związane z bezpieczeństwem obiektów jądrowych.
- Propagowanie dalszego rozwoju strony internetowej ENSREG w celu ułatwienia dostępu obywatelom Europy do dokładnych i terminowych informacji związanych z problemami bezpieczeństwa jądrowego na terenie krajów członkowskich UE.
- Znalezienie odpowiednich kanałów informowania zainteresowanych o funkcjonowaniu grupy ENSREG, stronie internetowej ENSREG, a także o innych metodach dostępu do informacji oraz dostarczania infor-

macji zwrotnej do ENSREG lub innych instytucji EU (Komisji Europejskiej, Parlamentu Europejskiego).

- Rozważenie dodatkowych sposobów udostępniania kompletnych i dokładnych informacji, z zapewnieniem zaangażowania obywateli krajów członkowskich, jak również uzyskania informacji zwrotnej, tak by było możliwe zaproponowanie metod pomiaru efektywności działań podjętych w kierunku poprawy transparentności i otwartości w sferze bezpieczeństwa jądrowego (na przykład takich, jak ankiety Eurobarometru).
- Rozpowszechnianie, poprzez ENSREG, wskazówek dotyczących rodzaju informacji związanych z bezpieczeństwem jądrowym, które powinny być udostępniane interesariuszom, oraz pokazywanie sposobów, w jakich powinno to zostać wykonane.
- Pomoc (na życzenie) grupie ENSREG w sprawach związanych z komunikacją społeczną.

III. Ocena planu pracy na lata 2012–2013

Liczba krajów członkowskich reprezentowanych przez Grupę Roboczą 3 pozostała bez zmian (13 krajów), jednak ich aktywny udział znacznie się zmniejszył. W tej sytuacji znalezienie zastępców lub nowych członków będzie stanowiło wyzwanie. Grupa Robocza 3 przeprowadziła pięć spotkań pomiędzy styczniem a wrześniem 2013 roku. Wnioski ze spotkań przedstawione są poniżej.

1. Testy odpornościowe, transparentność i zaangażowanie społeczne w działania wynikające z testów odpornościowych

ENSREG zatwierdził dokument pt. „Wskazówki dla krajowych organizacji dozorowych dotyczące zasad otwartości i transparentności”, dążąc do zapewnienia stosowania zasad otwartości i transparentności w działaniach związanych z komunikacją społeczną. W świetle publicznego zainteresowania konsekwencjami awarii w Fukushima ENSREG dostrzegł, jak istotną kwestią było zapewnienie transparentności procesu wdrażania i raportowania testów odpornościowych, a także działań będących ich konsekwencją. W rezultacie powyższych ustaleń ENSREG zatwierdził dokument pt. „Materiał roboczy – transparentność testów odpornościowych”. W styczniu i maju 2012 roku przeprowadzono w Brukseli zgromadzenia publiczne, aby omówić procesy związane z testami odpornościowymi. Ponadto, na stronie internetowej Centrum Badawczego Komisji Europejskiej w okresie od 1 do 20 stycznia 2012 roku oraz od 26 kwietnia do 6 maja 2012 umożliwiono umieszczanie komentarzy. W ramach przeglądu eksperckiego krajowych planów działania związanego z lekcją z Fukushima oraz rekomendacjami i sugestiami (opracowanymi i opublikowanymi do końca 2012 roku), sformułowaliśmy na podstawie wzajemnej oceny (ang. *peer review*) testów odpornościowych, opracowano dokument roboczy pt. „Transparentność wzajemnej oceny krajowych planów działań według ENSREG”, który dotyczył problemów transparentności i komunikacji społecznej.

W okresie między 25 lutego a 20 marca 2013 roku interesariusze po raz kolejny mieli możliwość zadawania pytań oraz umieszczania komentarzy dotyczących krajowych planów działań na stronie internetowej ENSREG. Warsztaty ENSREG poświęcone omówieniu krajowych planów działań odbyły się w Brukseli 22–26 kwietnia 2013 roku.

2. Strona internetowa ENSREG

Grupa Robocza 3 określiła sposób prowadzenia strony internetowej, a także stworzyła kryteria doboru materiału umieszczanego w zakładkach „Wiadomości” oraz „Dokumenty”. Ponadto grupa ENSREG, wieńcząc prace rozpoczęte przez Grupę Roboczą 3, określiła regulamin dotyczący dokumentów publicznych. Profile krajów są na bieżąco uaktualniane. Informacje na temat drugiej konferencji ENSREG zostały umieszczone w specjalnej sekcji. Strona internetowa ENSREG została całościowo przejrzana, zaktualizowana i poprawiona. Została założona specjalnie dedykowana podwytyna pod tytułem „Testy odpornościowe Unii Europejskiej”, w której skład wchodzi również podwytyna „Kontynuacja” oraz „Międzynarodowa pomoc potrzebującym”, zawierająca dokumentację i wszystkie aktualne informacje. Trwają prace nad dedykowanymi podwytynami: „O nas” oraz „Charakterystyka ENSREG” zawierające schemat organizacyjny, zdjęcia przewodniczącego ENSREG oraz zdjęcia przewodniczących grup roboczych. Opracowywany jest również nowy dział „Współpraca międzynarodowa”, który ma relacjonować prace niedawno utworzonej Grupy Roboczej 4.

3. Wdrożenie art. 10 Dyrektywy Odpadowej

Grupa robocza 3 przygotowała rekomendacje dla ENSREG w związku z wdrożeniem art. 10 Dyrektywy Odpadowej w kwestiach związanych z transparentnością, uwzględniając role wyszczególnione w Działaniu nr 4 oraz zasady opisane w dokumencie „Wskazówki dla krajowych organizacji dozorowych dotyczące zasad otwartości i transparentności”.

4. Międzynarodowe ramy prawne UE dla transparentności w obszarze energii jądrowej

Grupa Robocza 3 opracowała wyczerpujący dokument nakreślający międzynarodowe oraz unijne ramy prawne dla transparentności, komunikacji społecznej oraz otwartości w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego. Dokument ten został zatwierdzony przez ENSREG w 2008 roku pod nazwą „Obowiązujące prawo międzynarodowe oraz prawo wspólnotowe w odniesieniu do transparentności”. Na podstawie powyższego dokumentu, w celu wyznaczenia zadań urzędów dozoru, przeprowadzono studium przypadku (ang. *case study*), a następnie opracowano streszczenie badania uwzględniające jego wyniki. Za najistotniejsze wyzwanie uznano znalezienie odpowiedniej równowagi pomiędzy transparentnością a bezpieczeństwem fizycznym materiałów jądrowych. Kwestię tę odsunięto jednak na

dalszy plan, z powodu intensywnego zaangażowania w działania związane z testami odpornościowymi oraz kontynuacją prac z nimi związanych.

5. Trzeci Raport ENSREG

Grupa Robocza 3 opracowała szablon trzeciego raportu ENSREG, a także uzupełniła jego zawartość o treści dotyczące pracy Grupy. Raport opublikowano 3 lipca 2013 roku.

6. Raport z drugiej konferencji ENSREG

Grupa Robocza 3 aktywnie brała udział w organizowaniu przez ENSREG oraz tworzeniu programu drugiej konferencji europejskich organów dozoru bezpieczeństwa jądrowego.

7. Współpraca z innymi grupami oraz pozostałe działania

Grupa Robocza 3 dąży do ciągłej poprawy współpracy z innymi grupami pracującymi w obszarze transparentności (na przykład z Grupą Roboczą ds. Transparentności ENEF oraz z Grupą Roboczą NEA ds. Komunikacji Zewnętrznej Urzędów Dozoru Jądrowego), jak również do poprawy transparentności i komunikacji pomiędzy członkami ENSREG, a także pomiędzy interesariuszami a ogółem społeczeństwa.

IV. Plan pracy na lata 2014–2016

Plan pracy dla Grupy Roboczej 3 na lata 2014–2016 będzie kontynuacją zadań podjętych przez ostatnie dwa lata.

Głównym celem działań będzie ocena postępów osiągniętych przez europejskie urzędy dozoru jądrowego w zakresie transparentności oraz dostarczenie im wytycznych i pomocy w tym zakresie. Lista działań służących osiągnięciu głównego celu zawarta jest w planie pracy. Ponadto, istotnym zadaniem jest również przejrzanie strony internetowej ENSREG i przygotowanie projektu jej usprawnienia, uwzględniając ankiety i informacje zwrotne od interesariuszy. W ciągu najbliższych lat nadal będą trwały prace nad procesem wdrażania działań podjętych na podstawie wniosków z testów odpornościowych (ang. *stress-tests follow-up*).

Kluczowe działania dla Grupy Roboczej 3, zaplanowane na lata 2014–2016, skupiają się wokół następujących tematów:

1. Testy odpornościowe UE

- Prowadzenie kwestii dot. komunikacji społecznej oraz transparentności związanych z kontynuacją działań podjętych w wyniku testów odpornościowych.
- Doradztwo i pomoc w opracowaniu strategii mającej na celu zaangażowanie interesariuszy w działania podjęte

w wyniku testów odpornościowych oraz zaplanowany na 2015 rok przegląd ekspercki (ang. *peer review*).

2. Strona internetowa ENSREG

- Utrzymywanie strony internetowej (proces ciągły).
- Prowadzenie przeglądu zawartości strony oraz rejestrowanie liczby odwiedzin (proces ciągły).
- Przeprowadzenie ankiety wśród użytkowników strony i uzyskanie informacji na temat interesariuszy.
- Przygotowanie, na podstawie ankiety i zebranych informacji, koncepcji rozbudowy i modyfikacji strony internetowej ENSREG.
- Zachęcanie członków grupy ENSREG do promowania odwiedzin strony (proces ciągły).

3. Ankieta na temat informacji społecznej zgodnej z Dyrektywą Bezpieczeństwa Jądrowego (przeprowadzona w związku z obowiązującym terminem złożenia sprawozdania w 2014 r.)

- Przygotowanie i przeprowadzenie ankiety na temat raportowania zgodnego z Dyrektywą Bezpieczeństwa Jądrowego (w terminie do lipca 2014 r.), uwzględniając wdrożenie art. 8 o informacji społecznej Dyrektywy Bezpieczeństwa Jądrowego. Następnie dokonanie oceny, czy i w jakim stopniu raporty krajów członkowskich są zgodne z wyznaczonymi celami w zakresie informacji społecznej i transparentności.

4. Ankieta na temat transparentności zgodnej z Dyrektywą Odpadową (przeprowadzona w związku z obowiązującym terminem złożenia sprawozdania w 2015 r.)

Przygotowanie i przeprowadzenie ankiety na temat raportowania zgodnego z Dyrektywą Odpadową (w terminie do sierpnia 2015 r.), uwzględniając wdrożenie art. 10 (transparentność) Dyrektywy Odpadowej. Następnie dokonanie oceny, czy i w jakim stopniu raporty krajów członkowskich są zgodne z celami wyznaczonymi w zakresie informacji społecznej i transparentności.

5. Międzynarodowe ramy prawne obowiązujące w UE dla transparentności w obszarze bezpieczeństwa jądrowego

- Aktualizacja dokumentu „Obowiązujące prawo międzynarodowe w odniesieniu do transparentności”.
- Przygotowanie dokumentu uwzględniającego równowagę pomiędzy transparentnością a bezpieczeństwem fizycznym materiałów jądrowych.

6. Przegląd postanowień w sprawach ACCC¹⁵ (Aarhus) i ECIC¹⁶ (Espoo)

Przegląd postanowień ACCC (Komitetu Zgodności Konwencji Aarhus) oraz ECIC (Komitetu Wdrożeń Konwencji Espoo) w celu opracowania wytycznych dla europejskich urzędów dozoru jądrowego.

¹⁵Arhus Convention Compliance Committee.

¹⁶Espoo Convention Implementation Committee.

7. Przegląd ekspercki (ang. *peer review*) wdrażania w poszczególnych krajach zasad ENSREG dotyczących otwartości i transparentności

- Opracowanie ankiety w celu oceny procesu krajowego wdrażania zasad wyszczególnionych w dokumencie „Wytyczne dla krajowych organizacji dozorowych (NROs)¹⁷ w sprawie zasad dotyczących otwartości i transparentności”.

8. Raport ENSREG w 2015 roku

- Opracowanie szablonu raportu ENSREG na 2015 rok, a także opracowanie jego treści w zakresie prac Grupy Roboczej nr 3 oraz wstępu do raportu.

9. Trzecia konferencja ENSREG

- Współpraca w zakresie organizacji oraz ustalenia programu trzeciej konferencji ENSREG w 2015 roku.

10. Kontakty z innymi grupami

- Utrzymywanie kontaktów z Grupą Roboczą komitetu CNRA-NEA¹⁸ do spraw Komunikacji Społecznej Organizacji Dozoru Jądrowego (WGPC)¹⁹ oraz z Grupą Roboczą Europejskiego Forum Energii Jądrowej ds. Transparentności.
- Badanie możliwości bliższej współpracy z MAEA (Międzynarodową Agencją Energii Atomowej) w obszarach wspólnego zainteresowania.
- Nawiązanie kontaktu ze Strażą ds. Transparentności Jądrowej (NTW)²⁰, utworzoną w listopadzie 2013 roku (ogólnoeuropejska sieć organizacji społeczeństwa obywatelskiego).

Grupa Robocza 4

Usprawnienie współpracy międzynarodowej (WGIC)

I. W odniesieniu do swojego zakresu kompetencji Grupa Robocza 4 planuje zrealizować następujące zadania

- Przegląd dokumentów strategicznych, wieloletnich programów ramowych oraz podstawowych danych związanych z jądrowymi aspektami instrumentu współpracy w zakresie bezpieczeństwa INSC²¹.
- Ocena potrzeb dotyczących współpracy dozorowej w zakresie bezpieczeństwa jądrowego.
- Priorytetyzacja i określenie strategii całościowych oraz strategii specyficznych dla każdego kraju, odnoszących się do współpracy w zakresie bezpieczeństwa jądrowego.

¹⁷National Regulatory Organizations.

¹⁸Committee on Nuclear Regulatory Activities of Nuclear Energy Agency.

¹⁹Working Group on Public Communication.

²⁰Nuclear Transparency Watch.

²¹Instrument for Nuclear Safety Cooperation.

²²European Commission's Directorate-General for Development Cooperation – EuropeAid.

²³European Commission's Directorate-General for Energy.

- Wstępne zidentyfikowanie propozycji dotyczących współpracy dozorowej w zakresie bezpieczeństwa jądrowego.
- Ocena dostępności zasobów ludzkich niezbędnych przy procesie wdrażania współpracy dozorowej.
- Ocena znaczenia dotychczasowej i aktualnej współpracy w zakresie bezpieczeństwa jądrowego z punktu widzenia europejskich urzędów dozoru jądrowego (łącznie z przeglądem raportów z oceny).
- Koordynacja współpracy dozorowej w zakresie bezpieczeństwa jądrowego.
- Podjęcie działań promujących współpracę międzynarodową w zakresie bezpieczeństwa jądrowego.
- Regularne raportowanie do kierownictwa ENSREG, a w razie potrzeby uzyskanie wskazań w tym zakresie.
- Analizowanie raportów z postępów, wymaganych przez Komisję.

II. Pozostałe zadania do zrealizowania przez Grupę Roboczą 4

- Przegląd rocznych i średniookresowych raportów dostarczonych przez Komisję.
- Koordynacja uczestnictwa ENSREG w misji badawczej Komisji (prowadzonej przez DEVCO)²² stanowiącej podstawę oceny potrzeb współpracy dozorowej w zakresie bezpieczeństwa jądrowego.
- Zaplanowanie, we współpracy z Komisją Europejską (DEVCO i ENER²³), uczestnictwa ENSREG w najważniejszych spotkaniach organizowanych przez Komisję, na których wkład ENSREG będzie istotny z punktu widzenia promowania europejskiego podejścia do bezpieczeństwa jądrowego oraz do pokazania przejrzystości działań ENSREG. Następnie wdrożenie omówionych działań.
- Wskazanie dodatkowych działań, które grupa ENSREG mogłaby podjąć w celu promocji (np. spotkanie z regionalną organizacją ds. bezpieczeństwa jądrowego, zachęcanie krajów trzecich do uczestnictwa w procesie przeglądu planów działań podjętych w wyniku testów odpornościowych (ang. *stress tests*), wdrażaniu poziomów referencyjnych oraz celów i stanowisk WENRA związanych z bezpieczeństwem obiektów jądrowych).
- Koordynacja w razie potrzeby prac z innymi grupami roboczymi ENSREG, aby uniknąć duplikowania się podejmowanych zadań oraz zoptymalizować ich wykonywanie.

Szanowni Czytelnicy

Zachęcamy do współtworzenia biuletynu
Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna.
Zapraszamy do przesyłania na adres biuletyn@paa.gov.pl
proponycji tematów artykułów, które chcielibyście
Państwo opublikować w biuletyne.

Szczegółowe informacje dla autorów na stronach PAA.

Państwowa Agencja Atomistyki
ul. Krucza 36, 00-522 Warszawa
www.paa.gov.pl