

ISSN 2353-9062

3 (105) 2016

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 (105) 2016
Warszawa

Spis treści

| | |
|--|----|
| Wojciech Głuszewski Polimerowe kompozyty w ochronie radiologicznej. | 5 |
| Wojciech Głuszewski Bezpieczeństwo instalacji radiacyjnych | 9 |
| Wojciech Głuszewski Nowe czasy – nowe wyzwania dla IOR. | 10 |
| Mateusz Malicki Symulacja awarii SBLOCA w AP1000 programem MELCOR. | 13 |
| Mateusz P. Sikora Kultura bezpieczeństwa operatora elektrowni jądrowych | 18 |
| Sylwester Sommer, Tomasz Wojsa Gospodarka odpadami promieniotwórczymi w Hiszpanii | 26 |
| Justyna Adamczyk Zagrożenia obiektów jądrowych cyberatakami | 32 |

Szanowni Państwo

Artykuły zawarte w trzecim tegorocznym numerze Biuletynu poświęcone są różnym zagadnieniom bezpieczeństwa (*safety*), leżącym w obszarze zainteresowania i obowiązków dozoru jądrowego: tym razem przede wszystkim bezpieczeństwu radiacyjnemu (*radiation safety*), ale także bezpieczeństwu obiektów jądrowych (*nuclear safety*), postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym (*waste safety*), instrumentom jego zapewnienia, takim jak metody dozоровej analizy i oceny (*assessment*) czy kultura bezpieczeństwa (*safety culture*), wreszcie także ochronie obiektów przed działaniami przestępczymi (*security*).

Numer otwiera artykuł pana **Wojciecha Głuszewskiego** poświęcony roli polimerowych kompozytów w ochronie radiologicznej. Autor pokazuje w nim z jednej strony nowoczesne zastosowania przemysłowych technologii radiacyjnych, z drugiej rolę i potencjał możliwych zastosowań otrzymanych przy ich użyciu produktów jako nowoczesnych barier osłonnych przed promieniowaniem jonizującym. Autor przytacza wyniki badań właściwości mechanicznych i osłonnych kompozytów polimerowych z osnowami epoksydowymi i silikonowymi w porównaniu z tradycyjnymi materiałami osłonowymi, takimi jak ołów czy stal.

Drugi i trzeci z zamieszczonych w bieżącym numerze artykułów tego samego Autora, to relacje odpowiednio – z zorganizowanego wiosną 2016 r. przy udziale IChiTJ w Warszawie spotkania grupy roboczej MAEA poświęconego wymianie doświadczeń nt. bezpieczeństwa i kontroli instalacji obróbki radiacyjnej w różnych krajach, oraz – z tegorocznej konferencji szkoleniowej Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony Radiologicznej (SIOR), poświęconej bieżącym wyzwaniom w dziedzinie praktyki ochrony radiologicznej.

Artykuł pana **Mateusza Malickiego** poświęcony jest przykładowi doskonalenia się specjalistów dozoru jądrowego PAA w stosowaniu nowoczesnych narzędzi obliczeniowych do analiz i ocen bezpieczeństwa obiektów energetyki jądrowej. Autor omawia wyniki i wnioski z przeprowadzonej w PAA przy użyciu kodu MELCOR symulacji awarii tzw. małego wycieku (*small break LOCA*) z pierwotnego obiegu chłodzenia reaktora generacji III+ AP1000 z powodu rozerwania nitki połączenia z systemem uzupełniania chłodziwa w rdzeniu.

Artykuł pana **Mateusza Sikory** ukazuje na tle pouczającej historii rozwoju przemysłu jądrowego we Francji rolę w zapewnieniu bezawaryjnej pracy elektrowni jądrowych, jaką odgrywa świadomie budowana w organizacji operatora francuskich elektrowni – koncernu EdF – kultura bezpieczeństwa. Autor omawia istotne jej filary, jakimi jest przywództwo (*leadership*), rozwój i zaangażowanie pracowników (*human resources development & involvement*) oraz nastawienie na ciągłe doskonalenie (*continuous improvement*). Artykuł ukazuje także przemiany, jakie doprowadziły do zorganizowania się francuskiego dozoru jądrowego ASN w obecnym kształcie.

Panowie **Sylwester Sommer** i **Tomasz Wojsa** omawiają z kolei na przykładzie rozwoju hiszpańskiego programu jądrowego istotne aspekty organizacji bezpiecznej gospodarki odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym włącznie z rolą krajowego planu jej rozwoju.

Bieżący numer zamyka artykuł pani **Justyny Adamczyk**, stanowiący kontynuację serii artykułów na temat bezpieczeństwa fizycznego (*security*), poświęcony tym razem omówieniu i praktycznym przykładom zagrożenia obiektów jądrowych cyberatakami.

Życzymy Państwu owocnej lektury.



Przewodniczący Rady Programowej
Maciej Jurkowski

Polimerowe kompozyty w ochronie radiologicznej

Wojciech Głuszewski
Instytut Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie

Wstęp

Polimerowe kompozyty stanowią obecnie tak ważną grupę materiałów konstrukcyjnych, że mimo olbrzymiego już postępu w dziedzinie technologii i badań są one nadal obiektem intensywnego naukowego zainteresowania. Dotyczy to w dużej mierze prac, które pozwolą lepiej zrozumieć zależności między ich budową a właściwościami chemicznymi i fizykochemicznymi. Ważną poznawczo dziedziną jest problem modyfikacji polimerów z punktu widzenia polepszenia ich właściwości, a w szczególności stabilności. O radiolizie tworzyw sztucznych pisaliśmy w artykule poświęconym przemysłowym technologiom radiacyjnym [1]. Unikatowe cechy obróbki radiacyjnej wynikają ze stosunkowo prostego, wydajnego i łatwego w kontroli sposobu tworzenia wolnych rodników [2]. Najważniejsze jej zastosowania to: polimeryzacja monomerów niemożliwa innymi metodami i to w dowolnym stanie skupienia (ciecz, gaz, ciało stałe), prowadzenie polimeryzacji w dowolnej temperaturze (najczęściej otoczenia), otrzymanie czystych polimerów bez dodatków, np. katalizatorów lub innych domieszek, możliwość polimeryzacji w trudnych technologicznie warunkach (np. wewnątrz części maszyn), sieciowanie tworzywa po jego uformowaniu, modyfikacja powierzchni poprzez naszczipianie, łączenie sterylizacji radiacyjnej z korzystną modyfikacją klejów samoprzylepnych itd. [3, 4]. Ogólna wiedza z zakresu chemii radiacyjnej polimerów została wykorzystana między innymi do zaprojektowania i wytworzenia kompozytów, które w ochronie radiologicznej mogą zastąpić ołów. W artykule podsumowaliśmy wyniki badań osłabienia promieniowania gamma przez wybrane kompozyty polimer/metal. Przedstawiliśmy również przykładowo rozkład mocy dawki promieniowania wokół pojemnika na odpady promieniotwórcze wykonanego z kompozytu żywica epoksydowa/żelazo.

Cechą charakterystyczną polimerowych kompozytów jest możliwość modyfikacji ich właściwości konstrukcyjnych i ochronnych odpowiednio do potrzeb. Mogą one znaleźć zastosowanie między innymi w: ośrodkach badań jądrowych, składowiskach odpadów promieniotwórczych, elektrowniach jądrowych, zakładach z cyklem paliwa jądrowego, zakładach medycyny nuklearnej, ośrodkach badawczych. Wykonuje się z nich: pokrywy ochronne, tynki do wzmacniania ścian, narzuty ochronne stosowane podczas likwidacji radioaktywnych obiektów, osłony strzykawk, pudełka na rękawice, osłony tymczasowe itd. Na przykład wiodący producent fartuchów medycznych w Niemczech zużywa rocznie 5000 m² kompozytu polimer krzemorganiczny/bizmut. W ochronie radiologicznej stosuje się również silikon bez dodatku składnika metalicznego. Jest to płynna twardniejąca pod wpływem dodatków żywica dwuskładnikowa wulkanizująca w temperaturze pokojowej. Stabilizuje ona, pochłania, obudowuje i magazynuje odpady jądrowe. Może być stosowana na miejscu, podczas transportu, magazynowania i końcowej utylizacji. Nakładana podobnie jak farba, stosowana jest w przypadku ochrony korozyjnej metalowych walczków zawierających materiały radioaktywne. Nowe tworzywa polimerowe w porównaniu z tradycyjnymi materiałami ochronnymi są: nietoksyczne, elastyczne w zastosowaniu, stabilne cieplnie, podlegają recyklingowi, umożliwiają łatwe odkażanie, są odporne na korozję.

Kompozyt

Kompozyty to materiały o strukturze niejednorodnej, złożone z dwóch lub więcej komponentów (faz) o różnych właściwościach. Zazwyczaj jeden ze składników stanowi lepiszczce (matrycę), które gwarantuje jego spójność, twardość i elastyczność, a drugi to dodatek o szczególnych właściwościach konstrukcyjnych lub fizycznych. W kompo-

zycach polimer/metal wykorzystuje się różne reagowanie komponentów na promieniowanie jonizujące. Osnowami powinny być tworzywa sztuczne o bardzo dobrej odporności radiacyjnej. Najmniej podatne na działanie promieniowania jonizującego są polimery i kopolimery aromatyczne. Przyczynę tego stanu rzeczy tłumaczy się szczególnym mechanizmem przemiany w ciepło energii pochłoniętej w benzenie i jego pochodnych. W opisanym przykładzie zastosowano żywice epoksydowe (aromatyczne) i silikony (związek krzemooorganiczny). Proces utwardzania żywicy epoksydowej jest reakcją grup epoksydowych i wodorotlenowych obecnych w cząsteczkach żywicy z aktywnymi grupami utwardzaczy (bezwodniki kwasów i poliaminy). W silikonach wszystkie atomy krzemu połączone są z grupami alkilowymi (najczęściej metylowymi lub etylowymi) lub odpornymi radiacyjnie aryłowymi (najczęściej fenylowymi). W charakterze drugiej fazy wykorzystano uważane za nietoksyczne metale o stosunkowo wysokiej gęstości elektronowej: bizmut, wolfram, żelazo i baryt (siarczan baru).

Promieniowanie jonizujące

Promieniowaniem jonizującym określa się wszystkie rodzaje promieniowania, które wywołują oderwanie przynajmniej jednego elektronu od atomu, cząsteczki lub struktury krystalicznej. Promieniowanie jonizujące bezpośrednio to obiekty¹ posiadające ładunek elektryczny (elektryony, protony, jony). Promieniowania jonizujące składające się z obiektów bez ładunku elektrycznego (α , X , neutrony) jonizują materię w sposób pośredni. W praktyce przemysłowej i medycznej źródłami promieniowania gamma są najczęściej urządzenia z radioaktywnymi izotopami kobaltu i cezu. Dla formalności należy wyjaśnić, że ^{60}Co jest beta-promieniotwórczy. Praktyczne znaczenie ma natomiast promieniowanie elektromagnetyczne (γ) emitowane przez nietrwały produkt jego rozpadu, wzbudzone jądra $^{60}\text{Ni}^*$. Sporadycznie stosuje się również ^{137}Cs , który występuje w równowadze promieniotwórczej ze swoim produktem rozpadu, $^{137}\text{Ba}^*$. Emitują one promieniowania beta o energii 0,512 MeV i gamma o energii 0,662 MeV. Ograniczenia w wykorzystaniu ^{137}Cs wynikają z łatwej rozpuszczalności soli tego pierwiastka, co stwarza potencjalne zagrożenie w przypadku zawilgocenia instalacji albo dostania się związków cezu w niepowołane ręce. Beta- i gamma-promieniotwórczy ameryk, ^{241}Am znalazł zastosowania w precyzyjnych urządzeniach pomiarowych i w czujkach dymu.

Wynik badań

Kompozyty wykorzystane w badaniach zestawiono w tabeli 1. Porównano również ich właściwości mechaniczne

¹ Pojęcie tu użyte dla określenia zarówno cząstek, jak i fal promieniowania.

z typowymi materiałami stosowanymi w ochronie radiologicznej (beton, ołów, stal). Gęstość kompozytów w zależności od składu zmienia się od 2,80 do 7,15 g/cm³.

Tabela 1. Rodzaje materiałów kompozytowych, w których matrycą były żywica epoksydowa lub silikon

| Polimer | Dodatek | Oznaczenie |
|----------|----------------|------------|
| Epoksyda | bizmut | Bi/E |
| | żelazo | Fe/E |
| | baryt | Baryt/E |
| | żelazo i baryt | Fe/Baryt/E |
| | wolfram | W/E |
| Silikon | bizmut | Bi/Sil |
| | wolfram | W/Sil |
| | baryt | Baryt/Sil |

Tabela 2. Porównanie wytrzymałości kompozytów (epoksydowa matryca) z betonem, ołowiem i stalą

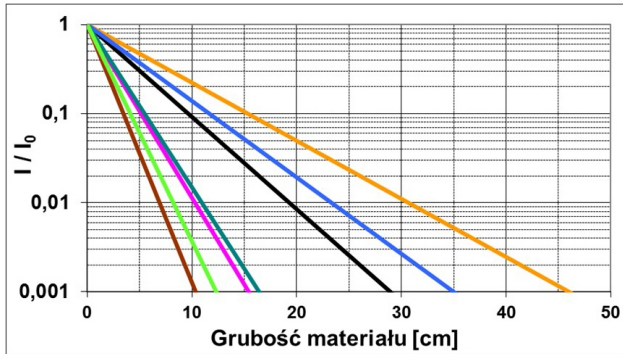
| Materiał | Wytrzymałość na ściskanie N/mm ² | Wytrzymałość na rozciąganie N/mm ² |
|------------|---|---|
| Bi/E | 67 | 25 |
| Fe/E | 122 | 37 |
| Baryt/E | 135 | 31 |
| Fe/baryt/E | 129 | 33 |
| Cement | 25–37 | 2,6–3,3 |
| Pb | – | 12 |
| Stal | 250–200 | 340–630 |



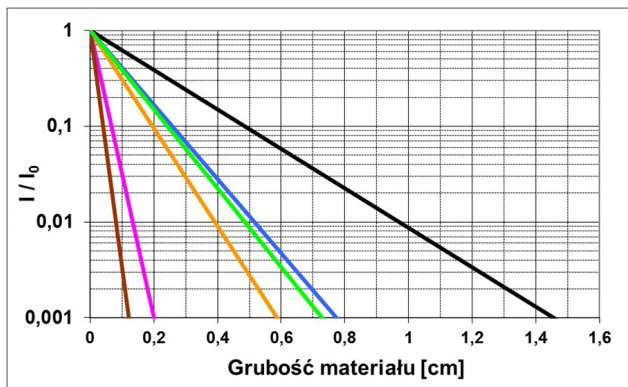
Fot. 1. Urządzenie, z którego pomocą przygotowano kompozyty.

Ochrona przed promieniowaniem jonizującym

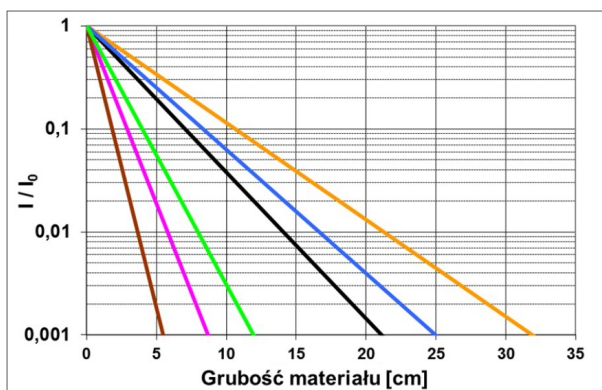
W celu porównania przydatności różnych kompozytów w ochronie radiologicznej zmierzono osłabienie natężenia promieniowania gamma po przejściu przez określoną grubość tworzywa. I_0 oznacza natężenie promieniowania padającego na powierzchnię, a I natężenie promieniowania za bariera radiologiczną.



Rys. 1. Osłabienie promieniowania gamma dla źródła kobaltowego (energia promieniowania 1,17 i 1,33 MeV) w funkcji grubości materiałów. Odcinki aproksymują uzyskane wartości osłabienia dla kompozytów (od prawej): baryt/E, Fe/baryt/E, Fe/E, stal, Bi/E, W/E, ołów.



Rys. 2. Osłabienie promieniowania gamma dla ameryku 241 (energia promieniowania 0,06 MeV) w funkcji grubości materiałów. Odcinki aproksymują uzyskane wartości osłabienia dla kompozytów (od prawej): Fe/E, baryt/Fe/E, stal, baryt/E, Bi/E, ołów.



Rys. 3. Osłabienie promieniowania gamma dla źródeł cezowych (energia promieniowania 0,661 MeV) w funkcji grubości materiałów. Odcinki aproksymują uzyskane wartości osłabienia dla kompozytów (od prawej): Fe/E, baryt/Fe/E, stal, baryt/E, Bi/E, ołów.

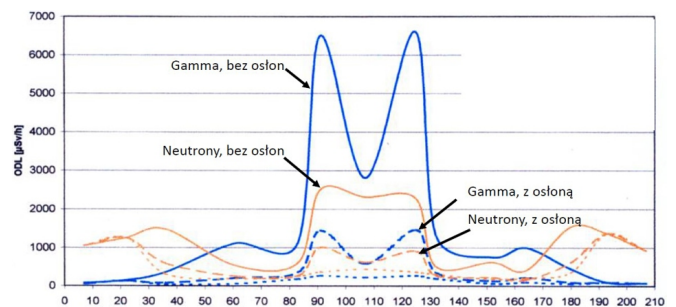
Transport radionuklidów

W przypadku przechowywania i transportu odpadów radioaktywnych należy ograniczyć moc dawki promieniowania na zewnątrz zbiornika do wartości określonej przez przepisy ochrony radiologicznej.



Fot. 2. Pokrywa do zbiornika na odpady radioaktywne wykonana z kompozytu Fe/epoksyda z dodatkiem boru (moderator). Materiał zbiornika skutecznie pochłania zarówno neutrony, jak i promieniowania gamma.

Moc dawki podano w Sv/h. Przykład dotyczy zbiornika o średnicy 210 cm. Wartości maksymalne mocy dawki odpowiadają sytuacji bez bariery ochronnej (bez pokrywy). Wykorzystanie zbiornika wykonanego z kompozytów (Fe/E+bor) zmniejsza moc dawki promieniowania gamma na zewnątrz przeszło pięciokrotnie i promieniowania neutronowego 2,5 razy. Przy zastosowaniu dodatkowej obudowy stalowej moc dawki zmniejsza się do kilkuset Sv/h.



Rys. 4. Rozkład mocy dawki promieniowania gamma i neutronów nad zbiornikiem odpadów radioaktywnych (bez pokrywy i z pokrywą wykonaną z polimerowego kompozytu).

Podsumowanie

Polimerowe kompozyty mogą zastąpić ołów w ochronie radiologicznej. Kompozyty z matrycą silikonową znajdują uznanie zwłaszcza jako osłona przed promieniowaniem rentgenowskim (radiologia).

Unikatową cechą tego rodzaju barier ochronnych jest obecność w materiale atomów: wodoru, boru i ciężkiego



Fot. 3. Fartuch z kompozytu z matrycą silikonową można stosować w czasie diagnostyki i zabiegów wykorzystujących promieniowanie rentgenowskie.



Fot. 4. Cegły wykonane z kompozytu Fe/epoxyda.

metal, co chroni przed promieniowaniem gamma i comptonowskimi elektronami oraz neutronami. Nie ma konieczności stosowania kilku różnych warstw, co znakomicie ułatwia posługiwanie się osłoną w pomieszczeniach o podwyższonym promieniowaniu. Bariery ochronne mogą być również wykonywane w formie klasycznych cegieł i półcegieł z wyłobieniami i wypustami „piórowymi”.

Notka o autorze

Dr inż. Wojciech Głuszewski – adiunkt w Centrum Badań i Technologii Radiacyjnych, Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie. Chemik radiacyjny. Sekretarz Generalny Polskiego Towarzystwa Nukleonowego.

Literatura

1. Z. Zimek, W. Głuszewski, *Bezpieczeństwo przemysłowych instalacji radiacyjnych*, Biuletyn Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 4 (102) 2015, 39–44.
2. W. Głuszewski, M. Rajkiewicz, G. Przybytniak, J. Boguski, *Tworzywa polimerowe w atomistyce, tworzywa sztuczne w przemyśle*, 1, 2016, 28–29.
3. W. Głuszewski, Z.P. Zagórski, M. Rajkiewicz, *Protective Effects in Radiation Modification of Elastomers*, Radiation Physics and Chemistry, 2014, 105, 53–56.
4. W. Głuszewski, Z.P. Zagórski, M. Rajkiewicz, *The Comparison of Radiation and a Peroxide Crosslinking of Elastomers*. KGK und PV, 2015, 11/12, 46–49 (15).

Prace eksperymentalne zostały wykonane w Advanced Shielding Material-ASM w Berlinie.

Bezpieczeństwo instalacji radiacyjnych

Wojciech Głuszewski
Instytut Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie

Na przełomie maja i czerwca odbyło się w Warszawie robocze spotkanie, na którym przedyskutowano temat wsparcia działań na rzecz bezpieczeństwa i kontroli działających na świecie instalacji obróbki radiacyjnej (ang. *Enhancing Safety and Control Features of Existing Radiation Processing Facilities*). Organizatorem konferencji był Instytut Chemii i Techniki Jądrowej (IChTJ) w Warszawie przy merytorycznym i finansowym udziale Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) z Wiednia. Do Polski przyjechało 19 międzynarodowych ekspertów z 15 krajów (Gany, Meksyku, Kanady, Rosji, Brazylii, Belgii, Egiptu, Niemiec, R. Korei, Filipin, Maroka, Chin, Indii, Nigerii i Austrii). Były to osoby odpowiedzialne za działalność instalacji wykorzystujących na skalę przemysłową promieniowania: gamma (γ), rentgenowskie (X) oraz wiązki elektronów (EB, ang. *electron beam*). Polskę reprezentował kierownik Centrum Badań i Technologii Radiacyjnych w Warszawie, dr Zbigniew Zimek. Spotkanie otworzył prof. Andrzej G. Chmielewski, dyrektor IChTJ. Następnie głos zabrał dr Sunil Subharwal, koordynator projektu ze strony MAEA. Uczestnicy przedstawili aktualny stan technologii radiacyjnych w ich krajach ze szczególnym uwzględnieniem problemu ochrony radiologicznej. Następnie w roboczych grupach omówiono zagadnienia postępu w zakresie bezpiecznej eksploatacji dużych źródeł promieniowania gamma oraz instalacji wykorzystujących wiązkę elektronów przyspieszonych w akceleratorach. W trakcie spotkania dyskutowano również nad zawartością przewodnika dotyczącego planowanych i istniejących instalacji radiacyjnych (ang. *guideline for new and existing users of radiation processes for application and technology selection*) przygotowywanego do druku pod auspicjami MAEA.

Warto wyjaśnić, że z punktu widzenia zachodzących w napromieniowanym materiale zjawisk nie ma zasadniczego znaczenia rodzaj stosowanej obróbki radiacyjnej. Zarówno w przypadku wiązek elektronowych, jak i promieniowań elektromagnetycznych (γ , X) niemal cała energia przekazywana jest za pośrednictwem wtórnych elektronów. W przypadku EB są to elektrony wybite w wyniku oddziaływań elektrostatycznych. Promieniowania gamma

i rentgenowskie jonizują wtórnie poprzez elektrony powstające w procesach fotoelektrycznych i w wyniku rozpraszania comptonowskiego. Z punktu widzenia technologicznego można ogólnie powiedzieć, że promieniowania elektromagnetyczne mają większy zasięg, a wiązki elektronów większą moc dawki. Pierwsze wygodniej jest stosować przy obróbce radiacyjnej dużych obiektów lub materiałów o dużej gęstości, drugie, gdy zależy nam np. na ograniczeniu procesów postradiacyjnego utleniania polimerów. Na razie promieniowanie hamowania stosowane jest na skalę przemysłową w niewielu krajach. Powodem jest relatywnie wysoki koszt. Postęp w dziedzinie konstrukcji urządzeń akceleratorowych powoduje jednak, że staje się ono powoli konkurencją dla promieniowania gamma. Z punktu widzenia odbioru społecznego instalacje EB postrzegane są jako bardziej bezpieczne. Akceleratory to duże urządzenia elektryczne, które po wyłączeniu nie stanowią zagrożenia radiologicznego. Podobnie jest z promieniowaniem rentgenowskim, które otrzymuje się poprzez hamowanie przyspieszonych elektronów. W odróżnieniu od akceleratorów źródła promieniowania gamma (radioizotopy) wymagają w sytuacji zagrożenia terrorystycznego ochrony fizycznej. Obecnie na świecie rozwija się rynek zarówno materiałów barierowych (na osłony) dla promieniowań jonizujących, jak i radiometrów do kontroli narażenia radiologicznego. Urządzenia te są coraz bardziej niezawodne i precyzyjne. Obserwuje się również postęp w zakresie dozymetrii radiacyjnej, co pozwala lepiej planować rozkłady dawek i obniżyć koszty zabiegów radiacyjnych.



Nowe czasy – nowe wyzwania dla IOR

Wojciech Głuszewski
Instytut Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie

„Nowe czasy – nowe wyzwania” to przewodnie hasło szkoleniowej konferencji zorganizowanej po raz kolejny przez Stowarzyszenie Inspektorów Ochrony Radiologicznej (SIOR) w Skorzęcinie koło Gniezna. W spotkaniu tradycyjnie uczestniczyli inspektorzy ochrony radiologicznej zakładów medycyny nuklearnej, fizycy medyczni, osoby związane z aparatami Rtg oraz przemysłowymi zastosowaniami promieniowania jonizującego. Poruszano istotne tematy z dziedziny praktyki ochrony radiologicznej dotyczące m.in.: przepisów prawnych, nowych programów szkoleń, zapewnienia jakości w radioterapii i diagnostyce radiologicznej, działalności pracowni wzorcowania prowadzonej na potrzeby ochrony radiologicznej, narażenia radiologicznego w kopalniach, bezpieczeństwa energetyki jądrowej, historii atomistyki itd. Zaprezentowano również najnowsze z punktu widzenia niezawodności i precyzji urządzenia do kontroli dawek indywidualnych i monitoringu środowiska pracy. Organizatorzy zaprosili przedstawicieli Państwowej Agencji Atomistyki, którzy odpowiadali na liczne pytania. Była oczywiście również okazja do miłego spędzenia czasu i nawiązania współpracy. W tym roku większy nacisk położono na szkoleniową stronę programu. Do dyspozycji uczestników byli znakomici specjaliści OR: Janusz Barczyk, Jerzy Wojnarowicz i Jerzy Zandberg. Wspólnie projektowano osłony dla pracowni

badan nieniszczących Rtg i izotopowych oraz zgłębiano zasady kwalifikacji odpadów promieniotwórczych. Większość prezentacji przedstawianych na konferencji jest dostępna na stronie internetowej. Aby zachęcić czytelników do zapoznania się z tym materiałem, przedstawiam poniżej najważniejsze moim zdaniem kwestie, wokół których koncentrowała się dyskusja.

Prof. dr hab. Julian Malicki (Katedra i Zakład Elektroradiologii Uniwersytetu Medycznego w Poznaniu oraz Zakład Fizyki Medycznej Wielkopolskiego Centrum Onkologii) omówił zagadnienie potencjalnych zmian w kształceniu przed- i podyplomowym fizyków medycznych i elektroradiologów w Polsce. Warto wyjaśnić, że fizyk medyczny to osoba, która skończyła studia na kierunku fizyka. Kiedyś były to jednolite pięcioletnie studia magisterskie, teraz dwuletnie SUM (studia uzupełniające magisterskie, II stopnia), które w zasadzie można odbyć po trzyletnich studiach (I stopnia)... również innych niż fizyka. Elektroradiolog to albo technik elektroradiologii, albo osoba po studiach I lub II stopnia w zakresie elektroradiologii. Profesor zwrócił uwagę, że obserwujemy na świecie ciągłe zmiany w zakresie obowiązków fizyków medycznych i elektroradiologów (w Polsce zachodzą one wolniej). Przeważa trend w kierunku zmniejszania bezpośredniego udziału fizyków w rutynowej działalności



klinicznej. Zwiększa się natomiast udział elektroradiologów w planowaniu leczenia. Pojawiają się inne pola działalności: audyty kliniczne, zarządzanie ryzykiem. Zwiększa się zainteresowanie bezpieczeństwem stosowania promieniowania jonizującego w związku z Dyrektywą BSS (2013/59/EURATOM), która jest okazją do wprowadzenia regulacji w zakresie kształcenia i kompetencji zawodowych. Regulacje prawne określające status fizyka medycznego i elektroradiologa są w Polsce słabe i warto je wprowadzić na poziomie ustawy.

Ciekawy projekt kształcenia personelu pielęgniarskiego w opiece nad pacjentem poddawany procedurom diagnostycznym i terapeutycznym z użyciem otwartych źródeł promieniowania zaprezentowała Agata Sackiewicz (współautorem był prof. dr hab. Leszek Królicki). Na wstępie wymieniła ona szczegółowo zadania, jakie wypełniają pielęgniarki przy pracy z radiofarmaceutykami. Następnie przedstawiła program kursu specjalistycznego ze szczególnym naciskiem na moduł: ochrona radiologiczna z elementami radiofarmakologii i technik obrazowania.

Monika Skotniczna z Departamentu Ochrony Radiologicznej (DOR) Państwowej Agencji Atomistyki (PAA) wygłosiła referat na temat „Ochrona fizyczna źródeł promieniotwórczych”. Wymieniła dokumenty międzynarodowe i krajowe uregulowania wynikające z ustawy Prawo atomowe (PA). Najogólniej mówiąc, za przestrzeganie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej odpowiada kierownik jednostki organizacyjnej wykonującej działalność związaną z narażeniem. Zgodnie z polityką jakości PAA, podejście stopniowe (ang. *graded approach*) stanowi fundamentalną zasadę działań. Ma ono na celu wdrożenie adekwatnych środków bezpieczeństwa w stosunku do zagrożenia, jakie może spowodować utrata źródeł promieniotwórczych. Prelegentka zwróciła uwagę na problem kultury bezpieczeństwa, będącej miarą stopnia wdrożenia i uznania za własne wytycznych dotyczących bezpieczeństwa. Rozumie się pod tym całościowo: przekonania, postawy, zachowań i systemów zarządzania, które odpowiednio połączone razem przyczyniają się do bardziej skutecznego bezpieczeństwa. Fundamentem jest indywidualne przekonanie osób zajmujących się regulowaniem, zarządzaniem, eksploatacją obiektów związanych ze źródłami promieniotwórczymi oraz podlegających im działów, że realne zagrożenie istnieje, a bezpieczeństwo jest bardzo ważne. Przedyskutowano najczęściej popełniane błędy: złą kwalifikację działalności do poziomów zagrożenia; zabezpieczenie nieadekwatne do zagrożenia; niewłaściwe lub nieadekwatne określenie odpowiedzialności za bezpieczeństwo; brak przestrzegania zasad ochrony radiologicznej i wymagań prawa atomowego.

Iwona Matujewicz z Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych PAA (CEZAR) przypomniała, że nowa dyrektywa BSS aktualizuje i konsoliduje prawodawstwo UE i stanowi ważny krok naprzód w zakresie ochrony przed szkodliwymi skutkami promieniowania jonizującego. Zapisy tej dyrek-

tywy odzwierciedlają wyniki badań w zakresie ochrony radiologicznej prowadzonych na przestrzeni ostatnich dwóch dekad na poziomie międzynarodowym między innymi przez: Międzynarodową Agencję Energii Atomowej (IAEA), Światową Organizację Zdrowia (WHO), Agencję Energii Jądrowej Organizacji Współpracy Gospodarczej i Rozwoju (NEA-OECD) oraz Międzynarodową Komisję ds. Ochrony Radiologicznej (ICRP). W związku z transpozycją dyrektywy BSS w zakresie postępowania awaryjnego planuje się następujące zmiany w naszej legislacji: zmianę definicji narażenia wyjątkowego i działań interwencyjnych; wprowadzenie definicji poziomu odniesienia i członka ekipy awaryjnej; określenie w ustawie PA generalnej zawartości zakładowego, wojewódzkiego i krajowego planu postępowania awaryjnego; upoważnienie Rady Ministrów do określenia w drodze rozporządzenia szczegółowej zawartości tych planów; uchylenie rozporządzenia określającego krajowy plan postępowania awaryjnego oraz wzory zakładowego i wojewódzkiego planu postępowania awaryjnego; rozszerzenie zadań krajowych punktów kontaktowych o kwestie wymiany informacji w ramach współpracy z innymi państwami w sprawie przechodzenia od sytuacji zdarzenia radiacyjnego do sytuacji narażenia istniejącego.

Kwestie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (bj i or) w programie polskiej energetyki jądrowej przedstawił Kamil Adamczyk z Ministerstwa Energii. W podsumowaniu podkreślił, że zapewnienie BJIOR wymaga współpracy wszystkich interesariuszy, w tym: PAA, Zakładu Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych, inwestora/operatora elektrowni jądrowej, dostawcy technologii. Cel w postaci zapewnienia najwyższego osiągalnego poziomu bezpieczeństwa przyszłych elektrowni jądrowych zostanie osiągnięty przez profesjonalne działania inwestora, zgodnie z odpowiednimi wymogami i pod nadzorem Prezesa PAA.

Martin Holcner podzielił się czeskimi doświadczeniami w zakresie ochrony radiologicznej. W szczególności przedstawił nowoczesne systemy monitorowania promieniowania jonizującego na stanowiskach pracy. Spółka VF, którą reprezentował, wywodzi się historycznie z przedsiębiorstwa ZPA Brno, podmiotu odpowiedzialnego za instalację systemów monitorowania promieniowania i uruchomienia ich w elektrowniach jądrowych byłej Czechosłowacji. Obecnie głównymi dziedzinami działalności VF są: przemysł jądrowy, gospodarowanie odpadami promieniotwórczymi, przemysł medyczny, monitoring środowiska, metrologia i kalibracja.

Ciekawy temat obecności inspektora ochrony radiologicznej na terenie niekontrolowanym omówił Wiesław Gorączko. Na wstępie krótko zdefiniował rodzaje zagrożeń terrorystycznych. Posługując się metodą szacowania ryzyka utraty zdrowia i/lub życia, stwierdził, że największe ryzyko związane jest z możliwością użycia broni radiologicznej (stosunkowo duże prawdopodobieństwo użycia

przy niewielkim skażeniu i małej liczbie ofiar), mniejsze ryzyko wynika z możliwości ataku na reaktor jądrowy (zdarzenie mało prawdopodobne, ale konsekwencje większe niż w przypadku użycia broni radiologicznej), natomiast najmniejsze wiąże się z detonacją improwizowanej lub skradzionej bomby jądrowej (której użycie jest raczej mało realne, ale potencjalna liczba ofiar i skażenie promieniotwórcze środowiska mogą być znaczne). Prelegent wymienił najważniejsze działania, jakie powinien podjąć IOR, jeżeli przez przypadek znajdzie się na niekontrolowanym obszarze zdarzenia radiacyjnego.

Grzegorz Jezierski, autor wydanej w tym roku książki „Energetyka jądrowa wczoraj i dziś” bardzo interesująco mówił na temat historii energetyki jądrowej na świecie i w naszym kraju. Mało kto chyba pamięta, że w Polsce planowano uruchomienie nie później niż w roku 1965 pierwszej elektrowni jądrowej (rzędu 200 MW), jako obiektu o charakterze przemysłowym. Zgodnie z postulatami energetyki pożądane było nawet przyspieszenie tego terminu o rok lub nawet dwa. W okresie 1966–1970 przewidywano uruchomienie kompleksu elektrowni jądrowych o łącznej mocy rzędu 600 MW. Postulowano również oddanie do eksploatacji około roku 1970 pierwszego polskiego statku z siłownią jądrową, zbudowanego w znacznej mierze krajowymi siłami.

Dorota Wróblewska (Krajowe Centrum Ochrony Radiologicznej w Ochronie Zdrowia, Łódź) przedstawiła wykład na temat „Nowa Dyrektywa a narażenie medyczne w Polsce”. Dyrektywa wymaga w szczególności od krajów członkowskich zwrócenia uwagi na uzasadnienie ekspozycji medycznej. Ostatni artykuł dyrektywy (64) zobowiązuje do szacowania dawek dla ludności pochodzących od narażenia medycznego. W Polsce w roku 2014 dawka ta wyniosła 1,1 mSv (dawka skuteczna). Z tej liczby na badania tomograficzne przypada ok. 0,7 mSv. Należy zauważyć, że dawki te systematycznie z roku na rok rosną.

Marzena Rydygier (Pracownia Dozymetrii i Kontroli Jakości, Zakład Fizyki Medycznej Centrum Cyklotronowe Bronowice, Instytut Fizyki Jądrowej PAN w Krakowie) przekazała najnowsze informacje na temat możliwości wykorzystania radioterapii protonowej w Polsce. Jej celem jest równomierne i konformalne¹ dostarczenie określonej dawki terapeutycznej do całej objętości obszaru tarczowego (tkanki guza) tak, aby zapewnić ochronę otaczających guz tkanek zdrowych oraz obszarów krytycznych. Zaletami protonów są: ściśle określony zasięg; małe rozproszenia poprzeczne; odkładanie dawki pod koniec drogi protonów (co daje możliwość formowania płaskiego

rozkładu dawki). Ma to olbrzymie znaczenie przy leczeniu nowotworów umiejscowionych w obrębie albo w sąsiedztwie narządów krytycznych. Centrum Cyklotronowe Bronowice to obecnie dwa stanowiska Gantry z ołówkową wiązką skanującą oraz stanowisko radioterapii nowotworów oka z horyzontalną wiązką rozproszoną.

Również na temat terapii protonowej, ale z punktu widzenia Centrum Medycznego w Monachium mówił Andrzej Woźniak. Zaczął od historii medycyny nuklearnej, następnie porównał zabiegi z użyciem promieniowania fotonowego i protonów. Na koniec dokładnie przedstawił procedury medyczne stosowane w jego klinice. Protonoterapię stosuje się priorytetowo u dzieci, ponieważ obniża ona znacząco prawdopodobieństwo zachorowania na nowotwór wtórny spowodowany napromienianiem w późniejszym wieku. Ponadto dzięki tej metodzie można zapobiec szkodliwemu oddziaływaniu promieniowania na narządy znajdujące się w fazie wzrostu, np. na płytki wzrostowe oraz inne ważne życiowo struktury. Oczekuje się, że w miarę rozwoju i upraszczania wymogów technicznych i personalnych koszty stosowania protonoterapii pozwolą ją stosować u wszystkich pacjentów.

Na koniec Kamil Kamiński powiedział o najnowszych projektach firmy Veritas Medical Solution, światowego lidera w projektowaniu, produkcji i instalacji prefabrykowanych osłon radiologicznych.

Odbyła się również sesja posterowa, na której zaprezentowano 6 komunikatów: Ocena wpływu promieniowania gamma na degradację kabli elektrycznych zainstalowanych w elektrowniach jądrowych metodami termicznymi; Opracowanie nowego typu dawkomierzy termoluminescencyjnych w laboratorium LADIS; Zmiany w testach specjalistycznych w radiografii po nowelizacji rozporządzenia Ministra Zdrowia z dnia 18 lutego 2011 r. w sprawie warunków bezpiecznego stosowania promieniowania jonizującego dla wszystkich rodzajów ekspozycji medycznej; Wzorcowania przyrządów dozymetrycznych w CELOR; Metoda ponownego odczytu dawek w dozymetrii termoluminescencyjnej przy użyciu zjawiska fototransferowej termoluminescencji; Analiza zagadnień z zakresu ochrony radiologicznej istotnych przy organizacji oddziału terapii radioizotopowej.

Konferencja jak zwykle była zorganizowana znakomicie. Odbył się również Zjazd członków SIOR, którzy wybrali nowe władze. Jeszcze raz polecam stronę SIOR, na której znajdują Państwo informacje o działalności towarzystwa oraz wiele ciekawych publikacji i prezentacji.

¹ Radioterapia konformalna – oznacza użycie licznych pól napromieniania z osłonami pozwalającymi na ściśle określenie objętości napromienianej.

Symulacja awarii SBLOCA w AP1000 programem MELCOR

Mateusz Malicki
Państwowa Agencja Atomistyki

Wstęp

Badając poziom bezpieczeństwa elektrowni jądrowych, jednym z istotnych elementów są symulacje możliwych do wystąpienia awarii. Przeprowadza się je, by określić stopień bezpieczeństwa, znaleźć słabe i mocne punkty badanego projektu oraz ewentualnie zaproponować rozwiązania mające zmniejszyć negatywne skutki danego scenariusza. W nomenklaturze analiz bezpieczeństwa mamy do czynienia z kilkoma rodzajami awarii. Najważniejsze z nich to tzw. awarie projektowe – DBA (ang. *Design Basis Accident*), tzw. awarie ponadprojektowe – BDBA (ang. *Beyond Design Basis Accident*) oraz tzw. awarie ciężkie – SA (ang. *Severe Accident*) – powodujące stopienie rdzenia i uwolnienie substancji radioaktywnych poza obieg pierwotny. W telegraficznym skrócie opisując wyżej wymienione awarie, można by powiedzieć, iż odpowiednio: DBA to awarie, na które elektrownia jest przygotowana i zaprojektowana, mogą one się zdarzyć, lecz nie powinny przynieść żadnych, groźnych z punktu widzenia bezpieczeństwa radiologicznego, skutków. BDBA to awarie ponadprojektowe, które mogą być np. złożeniem kilku awarii projektowych występujących jednocześnie (tzw. sekwencje złożone – ang. *multiple failure events*) lub mogą być zapoczątkowane przez zdarzenie inicjujące, które jest tak mało prawdopodobne, że nie bierze się go pod uwagę (ang. *practical elimination*). SA to awarie powodujące stopienie rdzenia, to ewolucja awarii BDBA, która prowadzi do stopienia rdzenia i może prowadzić do uwolnień substancji radioaktywnych poza obieg pierwotny elektrowni jądrowej, a nawet poza elektrownię. Nowe reaktory (generacji III, III+) są zaprojektowane wg tzw. rozszerzonych warunków projektowania DEC (ang. *design extended conditions*), tak iż radzą sobie także i z wybranymi katego-

riami awarii z zakresu BDBA, tj. sekwencjami złożonymi, i tymi SA, które nie wywołują natychmiastowych i dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska. Są zaprojektowane w taki sposób, by prawdopodobieństwo tego typu natychmiastowych i dużych uwolnień było tak znikome, żeby można było je określić jako praktycznie wyeliminowane¹. Oczywiście są to jedynie poglądowe definicje, by nakreślić problem i stratyfikację zdarzeń. Wspomniane zdarzenia inicjujące to zdarzenia, które projektanci wzięli pod uwagę jako zapalnik do powstania awarii, mogą być nimi zjawiska zewnętrzne, jak np. powódź lub tornado, jak i wewnętrzne, jak sabotaż lub niezadziałanie jednego z istotnych układów elektrowni.

Analizowana w tym artykule awaria to DBA, gdzie zakładamy rozerwanie zimnej nitki obiegu pierwotnego podłączonej do zbiornika systemu uzupełniania chłodziwa w rdzeniu CMT (ang. *Core Makeup Tank*). Rozerwanie ma średnicę około 2 cali – rysunek 1. Symulacja tego scenariusza jest przeprowadzona za pomocą kodu obliczeniowego MELCOR stworzonego i rozwijanego przez amerykański dozór jądrowy. Reaktor AP1000 został wybrany do poniższej analizy jako jeden z projektów rozpatrywanych dla programu polskiej energetyki jądrowej. Jest to reaktor lekkowodny, ciśnieniowy, generacji III+ amerykańskiej firmy Westinghouse. Jest on wyposażony w dwie pętle chłodzące, pasywne systemy bezpieczeństwa i ma moc około 1100 MW_e.

Przedmiotem artykułu jest zatem symulacja odpowiedzi termohydraulicznej obiegu pierwotnego reaktora opartego na koncepcji AP1000 w czasie awarii typu SBLOCA (ang. *Small Break Lost Of Coolant Accident*) z użyciem programu MELCOR.

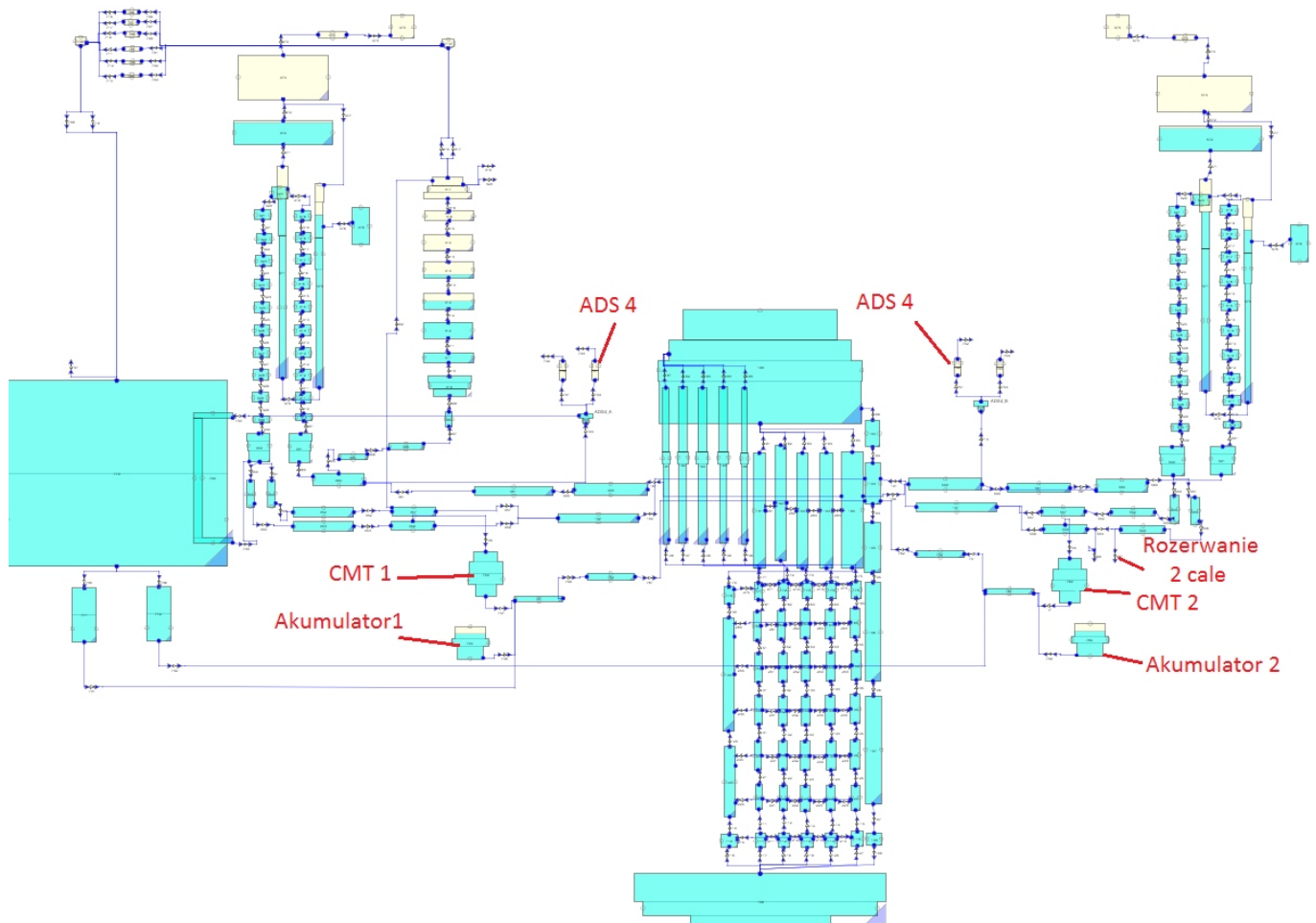
¹ Szersze informacje na ten temat zawiera artykuł „Podstawy bezpieczeństwa obiektów energetyki jądrowej. Część I”, opublikowany w numerze 1(95)2014 naszego Biuletynu; polskie wymagania dotyczące projektowania oraz analiz bezpieczeństwa EJ zawarte są w dwóch Rozporządzeniach Rady Ministrów z 31 sierpnia 2012 r. opublikowanych odpowiednio Dz.U. 2012 poz. 1048 i Dz.U. 2012 poz. 1043.

Model obliczeniowy

MELCOR jest kodem przeznaczonym do analiz awarii ciężkich, główna cecha, która go wyróżnia, to moduł pozwalający na śledzenie procesu topienia i relokacji rdzenia w czasie awarii. Jednak w wypadku tej awarii nie będzie on potrzebny, ponieważ SBLOCA w prezentowanym scenariuszu nie powinna doprowadzić do stopienia rdzenia. MELCOR jest kodem deterministycznym, który jako wynik daje nam odpowiedź termohydrauliczną stworzonego przez nas modelu na zadane warunki. Jest to również kod systemowy, co oznacza, że pozwala on zasymulować cały obieg pierwotny, część wtórny (wymiana ciepła w wytwornicach pary) oraz obudowę bezpieczeństwa. Niestety ze względu na tę cechę musimy się liczyć ze stosunkowo grubą nodalizacją, co może dawać zgrubne wyniki, przez co podczas tworzenia modelu stosuje się zwykle podejście konserwatywne, zapewniające dodatkowy margines bezpieczeństwa [1, 2, 3]. Program i scenariusz zostały celowo tak dobrane, by jak najlepiej zaprezentować i poznać możliwości odwzorowania odpowiedzi termohydraulicznej MELCOR-a na mniej nagłe awarie niż te szkodliwe awarie ciężkie, jak np. gilotynowe rozerwanie obiegu pierwotnego, tzw. LBLOCA (ang. *Large Break Lost Of Coolant Accident*). Taki wybór scenariusza i analiza

wyników otrzymanych z MELCOR-a wraz z porównaniem ich do wyników otrzymanych ze znacznie dokładniejszego kodu, jakim jest RELAP5, pozwoli w przyszłości realnie rozpoznać, co może powodować zachwianie wyników, jak duży wpływ na rezultaty ma nodalizacja modelu itp. Wszystko to z punktu widzenia poznania kodu jest szalenie istotne dla przeprowadzanych przyszłych obliczeń i analiz dozorowych.

Prezentowana praca została oparta na koncepcji amerykańskiego reaktora AP1000, który jest jednym z rozważanych projektów do budowy w przyszłej polskiej elektrowni jądrowej. Model opiera się głównie na objętościach kontrolnych (błękitne pola na rys. 1), gdzie wykonywane są obliczenia warunków termohydraulicznych, ścieżkach przepływu (niebieskie linie na rys. 1), które przekazują wyniki pomiędzy objętościami, oraz strukturach cieplnych, imitujących wszelkie struktury, jak stal czy beton, pozwalając na obliczanie transportu lub akumulacji energii w danych materiałach. Oczywiście wykorzystywane są również pozostałe pakiety dotyczące: rdzenia, funkcji kontrolnych, ciepła powyłączeniowego itp., ale dokładne opisywanie metodologii działania kodu MELCOR nie jest celem niniejszego artykułu, dlatego został przedstawiony jedynie zarys [1, 2, 3].



Rys. 1. Wizualizacja modelu ze wskazaniem kluczowych dla danej symulacji systemów (opracowanie własne).

Stan ustalony

Pierwszym etapem każdej symulacji jest osiągnięcie przez stworzony model stanu ustalonego (ang. *steady state*), który jest odwzorowaniem parametrów elektrowni pracującej normalnie bez żadnych zakłóceń na pełnej mocy. Stany ustalone mogą różnić się od siebie w zależności od tego, do jakiej analizy są przygotowywane. Ten zaprezentowany poniżej jest dostosowany do analizy awarii SBLOCA, polegającej na małym rozerwaniu obiegu pierwotnego z utratą chłodziwa. Ze względu na to, iż mamy do czynienia z numeryką, musimy się liczyć z błędami i odchyłkami w wynikach, dlatego też stosuje się margines błęd głównych parametrów, w którym otrzymane przez nas wyniki powinny się znaleźć, ażeby można było uważać je za poprawne. W tabeli 1, poniżej, umieszczono takie zastawienie pokazujące wartości referencyjne [2], otrzymane przez nas wyniki oraz akceptowalne widełki błęd [2], pomiędzy którymi powinny się one znaleźć. W ostatniej kolumnie pokazano wartość odchylenia wyników otrzymanych od tych referencyjnych w jednostkach odpowiadających danej zmiennej. Widać, iż wszystkie wartości mieszczą się w wymaganym zakresie, co pozwala sądzić, iż prezentowany stan ustalony jest poprawny i może być stanem wyjściowym do dalszych symulacji.

Scenariusz awarii

Scenariusz zaimplementowany do modelu to wspomniana już wcześniej SBLOCA, tzn. 2-calowe rozerwanie zimnej nitki obiegu pierwotnego połączonej z systemem bezpieczeństwa CMT2 (rys. 1). W scenariuszu tym wzięto pod uwagę niezadziałanie jednego z systemów bezpieczeństwa, a dokładniej ADS (ang. *automatic depressurization system*), poziomu 4 (czwarty poziom zaworów, które otwierają się

automatycznie, a ich działanie ma na celu dekompresję układu pierwotnego) [4]. Takie odgórne założenie niezadziałania jakiegoś systemu jest jednym z elementów wspomnianego wcześniej konserwatywnego podejścia w symulacjach numerycznych związanych z analizami bezpieczeństwa.

Celowo pogarszamy warunki przebiegu awarii, tak by otrzymane wyniki miały dodatkowy margines bezpieczeństwa. Scenariusz ten został wybrany również ze względu na to, iż trwa on stosunkowo długo, około 5000 s i angażuje po kolei wszystkie systemy bezpieczeństwa [4]. Pozwala on tym samym odpowiednio skontrolować ich prawidłowe, tudzież nie, działanie i da wskazówki odnośnie do dalszego rozwoju modelu.

Wyniki symulacji

W tabeli 2 przedstawiono sekwencje przebiegu awarii chronologicznie wg zdarzeń istotnych dla przebiegu awarii, tj. włączenie systemów bezpieczeństwa, opróżnienie zbiorników zapasowych etc. Podczas pierwszych prób przeprowadzania takich symulacji na nowym modelu ważne jest, aby dokonać możliwie najlepszej walidacji modelu. Oznacza to nic innego, jak porównanie z wartościami eksperymentalnymi lub jak w tym wypadku z innymi, zatwierdzonymi, symulacjami. Przedstawione wcześniej porównanie stanu ustalonego to pierwszy krok takiej walidacji, kolejnym jest dokonanie podobnego porównania z wartościami dynamicznie zmieniającymi się w czasie przebiegu awarii. W tabeli 2 porównano sekwencję referencyjną [4], druga kolumna, z tą otrzymaną z przeprowadzonej symulacji, kolumna 3. W czwartej kolumnie przedstawiono różnice pomiędzy wspomnianymi wartościami, a w piątej jej wartość procentową w stosunku do danych referencyjnych. Widać, iż szczególnie w pier-

Tabela 1. Stan ustalony dla awarii SBLOCA wraz z akceptowalnymi odchyłkami.

| Zmienna | Wartość referencyjna [4] | Wartość obliczeniowa | Akceptowalna odchyłka | Odchyłka |
|--------------------------------------|--------------------------|----------------------|-----------------------|------------|
| Ciśnienie | | | ±0,345 MPa | |
| W stabilizatorze [MPa] | 15,513 | 15,500 | | +0,003 MPa |
| Na wyjściu pary [MPa] | 5,53 | 5,54 | | +0,05MPa |
| Temperatury | | | ±3,5° | |
| Na wlocie do zbiornika reaktora [K] | 552,89 | 551,76 | | -1,12 |
| Na wylocie ze zbiornika reaktora [K] | 595 | 593,70 | | -1,30 |
| Wody zasilającej [K] | 499 | 499 | - | - |
| Przepływ chłodziwa | | | ±2% | |
| W gorącej nitce [m ³ /s] | 9,514 | 9,596 | 0,190 | +0,082 |
| Przez rdzeń [kg/s] | 14100 | 13904 | 282 | -196 |
| Przez bypass (założone 5%) [kg/s] | 705 | 703 | 14,1 | -2 |
| Zapchane kanały w wytornicy pary [%] | 10 | - | - | - |

Tabela 2. Główne sygnały podczas przebiegu awarii SBLOCA.

| Zmienne | Wartość referencyjna [4] | Wartość obliczeniowa (s) | Różnica (s) | Różnica procentowa (%) |
|-----------------------------|--------------------------|--------------------------|-------------|------------------------|
| Sygnał wyłączenia reaktora | 54,7 | 56,2 | 1,5 | 2,74 |
| Odlączenie turbiny | 60,7 | 61,1 | 0,4 | 0,65 |
| Sygnał S | 61,9 | 61,2 | -0,7 | 1,13 |
| Odlączenie wody zasilającej | 63,9 | 63,1 | -0,8 | 1,25 |
| Wybieg głównych pomp | 67,9 | 67,1 | -0,8 | 1,17 |
| ADS 1 | 1334,1 | 1340,6 | 6,5 | 0,48 |
| ADS 2 | 1404,1 | 1388,6 | -15,5 | 1,1 |
| Start akumulatorów | 1405 | 1420,5 | 15,5 | 1,1 |
| ADS 3 | 1524,1 | 1508,6 | -15,5 | 1,02 |
| Opróżnienie akumulatorów | 1940,2 | 1887,4 | -52,8 | 2,72 |
| ADS 4 | 2418,6 | 2798,9 | 380,3 | 15,72 |
| Opróżnienie CMT | 2895 | 5000 | 2105 | 72,71 |
| Start IRWST | 3280 | 2782,1 | -497,9 | 15,18 |

wszej, tej bardziej dynamicznej połowie scenariusza otrzymaliśmy bardzo dobre dopasowanie i odchyłki nie przekraczają 3%. Większe odchylenia występują z systemem ADS poziomu 4, sygnałem całkowitego opróżnienia CMT oraz załączeniem się ostatniego, długoterminowego, systemu bezpieczeństwa IRWST (ang. *In Containment Refilling Water Storage Tank* (wewnętrzny zbiornik napełniania układu pierwotnego), jest to znak, by przyjrzeć się bliżej tym sygnałom przed przeprowadzeniem kolejnej symulacji i że należy udoskonalić model.

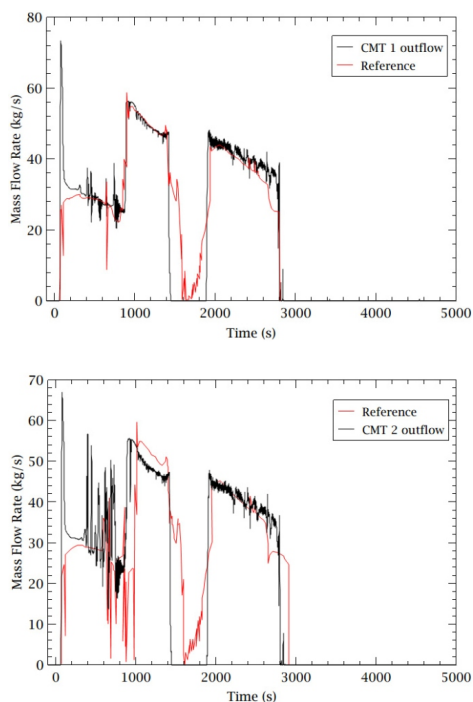
Kolejnym etapem walidowania modelu jest, jak wspomniano wcześniej, porównanie przebiegów czasowych awarii, tzn. tego, jak wg referencji powinien zachowywać się analizowany system, a jak zachowuje się w prezentowanych obliczeniach. Najłatwiejszym i zarazem chyba najlepszym sposobem jest porównanie działania systemów w czasie awarii. Tutaj wybrano systemy CMT i tzw. Akumulatory z racji, iż są one najistotniejsze z punktu widzenia zarządzania awarią i idealnie nadają się, by zobrazować dopasowanie przebiegów na potrzeby np. niniejszej analizy. System CMT to system, który działa pasywnie, tzn. nie wymaga dodatkowego zasilania czy pomp i składa się z dwóch zbiorników umieszczonych powyżej rdzenia reaktora, z których każdy jest wypełniony wodą w objętości 70,792 m³. System ten włącza się od sygnału niskiego ciśnienia w stabilizatorze ciśnień, tzn. iż zawór oddzielający zbiorniki CMT od zbiornika reaktora jest zamknięty, dopóki ciśnienie w stabilizatorze nie osiągnie odpowiednio niskiego poziomu. W pierwszej fazie mamy do czynienia z recyrkulacją w CMT. Jest to okres od otwarcia zaworu, tj. około 62 s, do około 950 s awarii. W tym okresie woda z zimnych nitek obiegu pierwotnego jest wtłaczana podciśnieniem do zbiorników CMT od góry, a od dołu ze zbiorników CMT jest wypychana bezpośrednio do zbiornika reaktora, powstaje swojego rodzaju prze-

ływ ustalony, a poziom wody w CMT nie spada. Drugi etap to opróżnianie CMT i w tym scenariuszu jest on podzielony na dwie fazy. Pierwsza z nich od około 950 s do momentu załączenia się w 1400 s kolejnego systemu (akumulatorów) i druga od około 1900 s (akumulatory zostały już opróżnione) do 2800 s, gdzie następuje praktycznie całkowite opróżnienie zbiorników CMT.

Na rysunku 2 widać porównanie wypływu z pierwszego i drugiego zbiornika CMT, odpowiednio na górze i na dole. Kolorem czerwonym na wykresach zostały zaznaczone wartości referencyjne, czarnym zaś otrzymane w wyniku obliczeń. Pierwsze, co rzuca się w oczy, to obecność piku na początku fazy recyrkulacyjnej w wynikach obliczeniowych, którego nie ma w referencyjnych.

Prawdopodobnym powodem tej różnicy może być inne zamodelowanie wybiegu pomp obiegu pierwotnego. Dalej dopasowanie jest jak najbardziej zadowalające w szczególności w przypadku CMT1. W CMT2 zauważalne są zarówno większe perturbacje w wypływie, jak i większe odstępstwa od wartości referencyjnych. Jest to spowodowane tym, iż CMT2 jest podłączony do nitki, która została przerwana, więc wahania ciśnienia, a przez co wypływu, muszą być mniej stabilne niż w nietkniętym CMT1. Przebieg działania tego systemu ogólnie daje zadowalające wyniki, zważywszy na to, iż model był jedynie wzorowany na AP1000 i nie jest on jego idealnym przedstawieniem. Wartości referencyjne zaś są stworzone na podstawie konkretnego i dokładnego projektu AP1000.

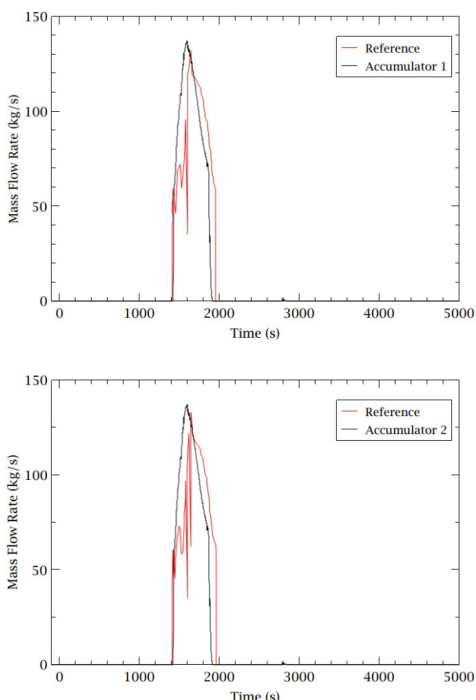
Kolejnym systemem, który pozwala w przystępny sposób pokazać porównanie obliczeń do wyników referencyjnych, są akumulatory. Są to, podobnie jak w przypadku CMT, dwa zbiorniki, ale o objętości 56,634 m³, które częściowo są wypełnione sprężonym azotem, tworząc u szczytu zbiorników poduszkę z gazem, który rozprężając się, ma wypychać chłodziwo do zbiornika reaktora. System



Rys. 2. Porównanie wypływu z pierwszego i drugiego zbiornika CMT.

ten jest również systemem pasywnym i włącza się on w momencie, kiedy ciśnienie od strony zbiornika reaktora będzie mniejsze niż ciśnienie w akumulatorach. Wtedy zawór otwiera się, a chłodziwo jest wtłaczane do zbiornika reaktora przez rozprężający się gaz dzięki różnicy ciśnień.

Na rysunku 3 pokazano, podobnie jak w przypadku CMT, porównanie danych obliczeniowych (kolor czarny) z referencyjnymi (kolor czerwony). Widać, iż kształt i wielkość wypływu są porównywalne z referencyjnymi. Jednak



Rys. 3. Wpływ chłodziwa z akumulatora 1 – górny wykres i z akumulatora 2 – dolny wykres, opracowanie własne.

szczególnie w pierwszej fazie – pierwsze 200 s wtłaczania chłodziwa wg obliczeń wypływ jest nieco większy, niż zakładany. Pomimo tej nieścisłości można uznać, iż dopasowanie jest zadowalające, gdyż nie widać żadnych innych anomalii. Należy również zauważyć, że w przypadku akumulatorów pokazane krzywe wyglądają praktycznie identycznie, jest to spowodowane tym, iż akumulatory są połączone bezpośrednio do zbiornika reaktora i nie mają kontaktu z zimną bądź gorącą nitką obiegu pierwotnego, więc miejsce rozszczelnienia w żaden sposób nie wpływa na ich działanie. Wyjątkiem może być rozerwanie rurociągu doprowadzającego chłodziwo z CMT i akumulatorów do zbiornika reaktora, tzw. DVI (ang. *Direct Vessel Injection*) (zapewniającego bezpośrednie wtłaczanie chłodziwa do zbiornika reaktora), ale jest to zupełnie inny scenariusz, który będzie analizowany w przyszłości.

Podsumowanie

Z przeprowadzonej symulacji i jej analizy wynika, iż stworzony model reaktora opartego na bazie AP1000 jest zadowalający i daje dobre wyniki. W większości porównywanych parametrów mamy dobre i bardzo dobre dopasowania zarówno w przypadku stanu ustalonego, jak i przejściowego stanu awaryjnego. Jednocześnie analiza pozwoliła dostrzec pewne nieścisłości, co pozwoli skupić się na doskonaleniu modelu i metodyki przeprowadzania symulacji w przyszłości. Z pewnością wybieg pomp obiegu pierwotnego i linia DVI wymaga dokładniejszego przeanalizowania w celu lepszego dopasowania modelu i zmniejszenia odchyłek.

Doświadczenia płynące z tej i innych podobnych symulacji czy analiz pozwalają wypracować metodykę przeprowadzania analiz bezpieczeństwa oraz zapoznać się możliwie najlepiej z wykorzystywanymi do tego celu narzędziami. Zwiększając swoje doświadczenie w dziedzinie symulacji i analiz bezpieczeństwa, możemy wypracować najlepsze praktyki w tym zakresie, co w przyszłości pozwoli zwiększyć efektywność i zakres analiz.

Notka o autorze

Mgr inż. Mateusz Malicki – specjalista w Wydziale Analiz Obiektów Jądrowych Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego PAA, doktorant Akademii Górniczo-Hutniczej w Krakowie, Wydział Energetyki i Paliw, Katedra Energetyki Jądrowej.

Literatura

1. <http://melcor.sandia.gov/about.html> (dostęp 15.09.2016).
2. MELCOR Computer Code Manual, Vol. 1: Primer and User's Guide, NM 87185-0748.
3. MELCOR Computer Code Manual, Vol. 2: Reference Manual, NM 87185-0748.
4. AP1000 European Design Control Document (DCD).

Kultura bezpieczeństwa operatora elektrowni jądrowych

Mateusz P. Sikora
Państwowa Agencja Atomistyki

Wstęp

Podejście do kultury bezpieczeństwa w organizacji eksploatującej elektrownie jądrowe zostanie pokazane na przykładzie francuskiego operatora elektrowni jądrowych – grupy przemysłowej *Électricité de France* (EdF), na tle rozwoju jądrowego przemysłu elektroenergetycznego we Francji.

Początki rozwoju francuskiego potencjału jądrowego

Fizyka jądrowa we Francji nabrała niezwykłego rozpędu i znaczenia jeszcze w okresie międzywojennym, głównie dzięki pracom znanych naukowców, jak Maria Skłodowska-Curie i Piotr Curie, a także Irène Curie i Jean Frédéric Joliot-Curie [15]. Jeszcze na początku maja 1939 roku grupa badawcza z Kolegium Francuskiego (*Collège de France*), w której skład wchodziłi Hans Halban, Lew Kowarski i François Perrin, pozostająca pod kierownictwem Fryderyka Joliot-Curie zgłosiła trzy patenty dotyczące przemysłowego zastosowania łańcuchowej reakcji rozszczepienia do celów energetycznych [9]. Prace zostały przerwane przez wybuch drugiej wojny światowej, a znaczna część francuskich naukowców wyjechała, również do Stanów Zjednoczonych Ameryki Północnej, gdzie uczestniczyli także w tzw. Projekcie Manhattan¹.

Jedną z pierwszych powojennych decyzji podjętych przez Rząd Tymczasowy pod przewodnictwem gen. Charles'a de Gaulle'a było utworzenie 18 października 1945 roku Komisji Energii Atomowej CEA (*Commissariat à l'Énergie Atomique*) programującej i nadzorującej pracę

sieci instytutów naukowo-badawczych. Głównym zadaniem instytutów CEA było kontynuowanie badań naukowych i technicznych w celu wykorzystania energii atomowej w różnych dziedzinach „nauki, przemysłu i obronie narodowej”, a na czele CEA stanął nie kto inny, jak właśnie Fryderyk Joliot-Curie, odwołany w kwietniu 1950 roku i zastąpiony przez kolegę z grupy badawczej – François Perrin².

Głównym czynnikiem powstania tzw. pierwszego planu pięcioletniego dla rozwoju cywilnego wykorzystania energii jądrowej (przyjętego 24 lipca 1952 r.) była świadomość zwiększającego się deficytu energetycznego. Mimo własnych zasobów węgla, Francja musiała importować koło jednej trzeciej energii, a zakładano, że już w 1960 roku import będzie wynosił 40% całego zapotrzebowania. Oznacza to, że jeszcze przed pierwszym wstrząsem naftowym z 1973 roku rząd francuski Antoine'a Pinaya planował budowanie niezależności energetycznej Republiki Francji. W wyniku tych założeń został zbudowany w Marcoule pierwszy reaktor G1 typu Uranium Naturel Graphite Gaz (UNGG) o mocy 7 MW. Jest to początek zainaugurowanej przez CEA i *Electricité de France* (EdF) technologii UNGG. Francja zdecydowała się na budowę 9 reaktorów tego typu, 3 reaktorów G1, G2 i G3 obsługiwanych przez CEA oraz 6 reaktorów przemysłowych (reaktory EDF1, EDF2 EDF3 w elektrowni jądrowej Chinon, EDF4 EDF5 w elektrowni jądrowej w Saint-Laurent oraz reaktor Bugey 1 w elektrowni jądrowej Bugey) zarządzanych przez EdF. Reaktory zostały odpowiednio włączone do sieci elektroenergetycznej między rokiem 1956 (G1) a rokiem 1972 (Bugey 1). Ta technologia tak mocno wspierana przez gen. Charles'a de Gaulle'a (m.in. ze względu na znaczenie dla francuskich zbrojeń nuklearnych), decyzją

¹ Program Manhattan Engineering District (MED), szerzej znany pod nazwą Manhattan Project (Projekt Manhattan). To zapoczątkowany w 1942 r. na polecenie prezydenta F.D. Roosevelta program naukowo-badawczy i konstrukcyjny zmierzający do konstrukcji i produkcji bomby atomowej.

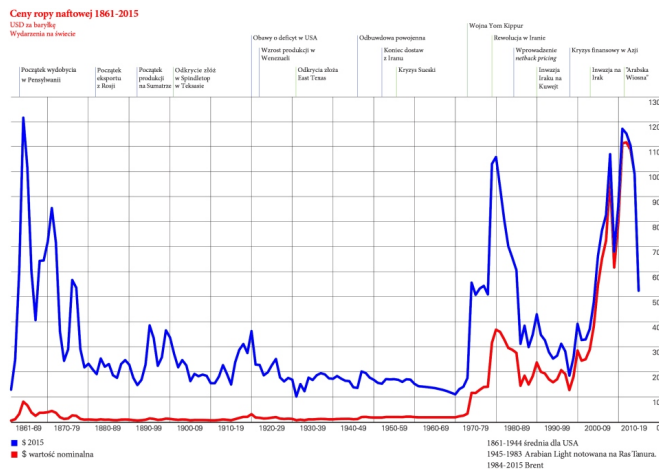
² Ibid.

prezydenta Georges'a Pompidou przestała być wiodąca pod koniec 1969 roku. Należy zauważyć, że ten typ reaktora (UNGG) należy do pierwszej generacji reaktorów gazowo-grafitowych, które stały się fundamentem dla późniejszych reaktorów chłodzonych gazem AGR (ang. *Advanced Gas cooled Reactors*) eksploatowanych głównie w Wielkiej Brytanii oraz dość głośno komentowanych obecnie w Polsce projektów reaktorów wysokotemperaturowych typu HTR (ang. *High Temperature Reactors*).

Wybór reaktorów wodno-ciśnieniowych dla zabezpieczenia niezależności energetycznej Francji

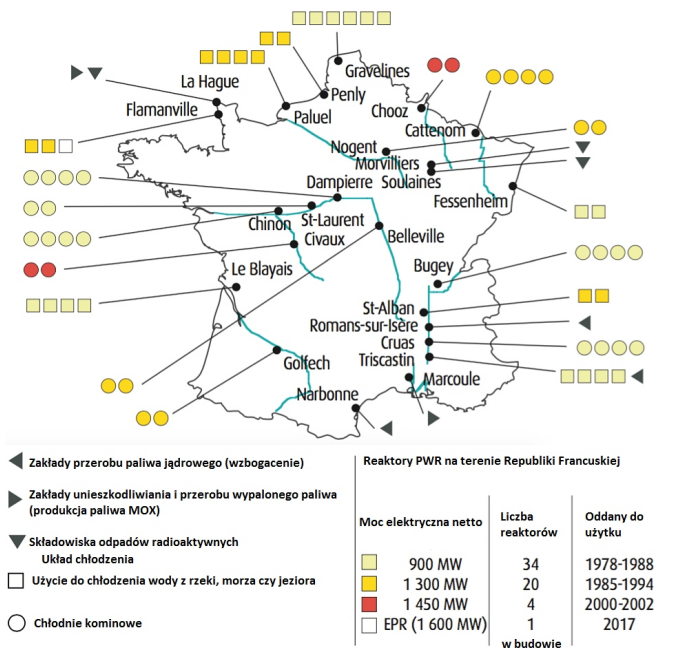
Francja zdecydowała się w 1969 roku na zakupienie licencji od amerykańskiej firmy Westinghouse i na rozwój technologii reaktorów wodno-ciśnieniowych PWR (ang. *Pressurized Water Reactor*). Ważnym punktem w historii francuskiego sektora jądrowego był wspomniany już wcześniej światowy kontekst energetyczny i pierwszy wstrząs naftowy z 1973 roku. Ten historycznie nazywany dziś „first oil shock” rozpoczął się na półwyspie Synaj i wzgórzach Golan, kiedy to 6 października 1973 roku, w dniu żydowskiego święta Jom Kippur, koalicja wojsk egipskich i syryjskich zaatakowała tereny zajmowane przez Izrael od czasu tzw. wojny sześciodniowej w 1967 roku. Stany Zjednoczone udzieliły militarnego wsparcia Izraelowi, natomiast 17 października 1973 roku kraje arabskie z kartelu OPEC, broniące egipskiej strony konfliktu, podjęły decyzje o przerwaniu dostaw do krajów popierających Izrael. W efekcie rynek zareagował wzrostem ceny ropy naftowej (rys. 1), co bezpośrednio dotknęło kraje uzależnione od importu arabskiej ropy, głównie USA i Europę Zachodnią [11].

Tak niestabilna, głównie cenowo, sytuacja na świecie spowodowała, że kolejny raz Rząd Republiki Francuskiej postanowił zabezpieczyć niezależność energetyczną kraju. 5 marca 1974 roku Rada Ministrów pod przewodnictwem



Rys. 1. Ceny ropy naftowej w latach 1861–2015 oraz ważne wydarzenia na świecie (źródło: BP Statistical Review 2015; opracowanie: Instytut Studiów Energetycznych).

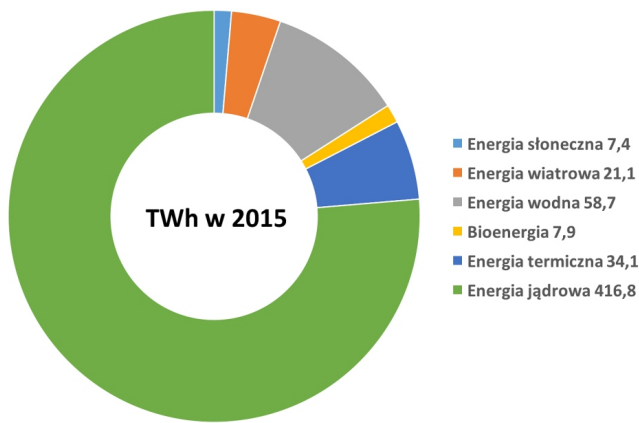
premiera Pierre'a Messmer'a postanowiła uruchomić program budowy 16 reaktorów wodno-ciśnieniowych typu PWR o mocy 900 megawatów elektrycznych (MW_e), wkrótce potem, w 1976 roku, budowę 20 dodatkowych reaktorów typu PWR o mocy 1300 MW_e. Zgodnie z zaplanowaną pod koniec lat 70. strategią w 1995 roku Francja posiadała w systemie elektroenergetycznym 54 reaktory wodno-ciśnieniowe o łącznej zainstalowanej mocy 57 140 MW (34 reaktory typu PWR 900 MW_e i 20 reaktorów typu PWR 1300 MW_e). Ponadto, w latach 1996 i 1997, 3 reaktory wodno-ciśnieniowe mocy 1450 MW_e zostały włączone do francuskiego systemu elektroenergetycznego (reaktory Chooz B1, B2 Chooz i Civaux 1), a w 1999 roku został włączony reaktor Civaux 2.



Rys. 2. Francuski park jądrowy – stan aktualny na 1 sierpnia 2016 r. (źródło: Ministerstwo Środowiska, Energii i Mórz Francji; opracowanie własne).

Obecnie, według danych francuskiego Ministerstwa Środowiska, Energii i Mórz (dane z lutego br.), w 2015 roku Francja posiadała w systemie elektroenergetycznym 19 elektrowni jądrowych dysponującymi 58 reaktorami typu PWR (rys. 2). Dodatkowo, 12 reaktorów jest wyłączonych, a 9 z nich znajduje się obecnie w procesie demontażu. Warto również podkreślić, że jeden reaktor – Europejski Reaktor Ciśnieniowy EPR (ang. *European Pressurized Reactor*) znajduje się obecnie w budowie w elektrowni Flamanville [12].

19 elektrowni jądrowych reprezentuje 63,13 GW_e mocy zainstalowanej we Francji (cała zainstalowana moc wynosi 129,13 GW_e [2]). Podkreślmy, że francuski park jądrowy jest drugi co do wielkości na świecie (za Stanami Zjednoczonymi) i pozwolił wyprodukować w zeszłym roku około 416,8 TWh [2] energii elektrycznej. Całkowita produkcja energii elektrycznej wyniosła 546 TWh (rys. 3), oznacza to, że elektrownie jądrowe reprezentowały 76,3% całkowitej



Rys. 3. Produkcja energii elektrycznej we Francji według źródeł w 2015 roku (TWh) (źródło: Francuskie Ministerstwo Środowiska, Energii i Mórz; opracowanie własne).

produkcji energii elektrycznej w 2015 roku. Co ciekawe, zużycie energii elektrycznej brutto wyniosło 475,4 TWh i było ono wyższe o 10,3 TWh (2,2%) niż w 2014 roku.

Grupa *Electricité de France* (EdF), wiodący producent i dostawca energii elektrycznej we Francji

Przedstawione powyżej informacje oraz dane pokazują, jak bardzo i jak mocno energia pochodząca z elektrowni jądrowych jest zaimplementowana we francuskim systemie elektroenergetycznym oraz przede wszystkim gospodarce kraju. Warto również zwrócić uwagę na to, że główną cechą francuskiego parku jądrowego jest jego standaryzacja. 58 jednostek energetycznych zbudowanych na przestrzeni 20 lat (tab. 1) jest do siebie technicznie podobnych oraz wszystkie oparte są na tej samej technologii reaktorów ciśnieniowych wodnych. Dodatkowo, projekty i budowy elektrowni jądrowych były realizowane głównie przez jedną firmę, Framatome, obecnie AREVA NP [12]. Warto także podkreślić, że jedynym operatorem elektrowni jądrowych jest obecnie *Electricité de France* (EdF), wiodący producent i dostawca energii elektrycznej we Francji i na świecie. Firma ta bezsprzecznie dysponuje dziś ogromnym doświadczeniem nabytym przez lata eksploatacji tak rozbudowanego systemu. Na EdF, jako operatorze, spoczywa przede wszystkim odpowiedzialność za bezpieczeństwo elektrowni jądrowych. To także EdF jest odpowiedzialny za przestrzeganie przepisów zapewniających prawidłowe funkcjonowanie systemu, zapobieganie wypadkom oraz efektywne zarządzanie w przypadku potencjalnych awarii tak, aby zminimalizować ich konsekwencje dla otoczenia.

Początkowo, by upewnić się, że EdF w odpowiedni sposób wykonuje swoje obowiązki w zakresie eksploatacji oraz że przestrzega wymogów regulacyjnych w zakresie bezpie-

Tabela 1. Reaktory jądrowe w krajach członkowskich UE w 2015 roku (źródło: World Nuclear Association (WNA); opracowanie własne).

| Kraj | Reaktory w eksploatacji (w budowie) | Moc netto (MW _e) |
|---------------------|-------------------------------------|------------------------------|
| Belgia | 7 | 5943 |
| Bułgaria | 2 | 1926 |
| Republika Czeska | 6 | 3940 |
| Niemcy | 8 | 10 728 |
| Hiszpania | 7 | 7002 |
| Francja | 58 (1) | 63 130 |
| Węgry | 4 | 1889 |
| Holandia | 1 | 485 |
| Rumunia | 2 | 1310 |
| Słowenia/Chorwacja* | 1 | 696 |
| Słowacja | 4 (2) | 1816 |
| Finlandia | 4 (1) | 2741 |
| Szwecja | 9 | 8849 |
| Wielka Brytania | 15 | 8883 |
| Całość | 128 (4) | 119 302 |

* przedsiębiorstwo energetyczne Chorwacji jest właścicielem 50% udziałów w elektrowni jądrowej Krsko w Słowenii.

czeństwa jądrowego, jeszcze w 1973 roku Francja powołała do życia Serwis Centralny odpowiedzialny za bezpieczeństwo obiektów jądrowych SCSIN (*Service central de sûreté des installations nucléaires*), który był częścią Ministerstwa Przemysłu. Serwis ten został w 1991 roku przekształcony, urząd dozoru jądrowego tworzyła wtedy Dyrekcja Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych DSIN (*Direction de la sûreté des installations nucléaires*) pozostająca na poziomie krajowym oraz będąca częścią ministerstw odpowiedzialnych za przemysł i środowisko. Natomiast na poziomie regionalnym nad bezpieczeństwem czuwały Wydziały Obiektów Jądrowych DINs (*Divisions des installations nucléaires*) będące częścią regionalnych Dyrekcji Przemysłu, Badań Naukowych i Środowiska DRIRE (*Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement*). 22 lutego 2002 roku zakres obowiązków urzędu dozoru jądrowego został rozszerzony o ochronę przed promieniowaniem. Jednocześnie Generalną Dyrekcję Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej DGSNR (*Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection*) zastąpił wyżej wspomniany DSIN, natomiast Wydziały Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej zastąpiły wyżej wspomniane DINs. Sam urząd został pod nadzorem ministrów odpowiedzialnych za przemysł, ochronę środowiska i zdrowia. Dopiero prawo z 13 czerwca 2006 roku³ dotyczące przejrzystości i bezpieczeństwa w kwestiach jądrowych zmieniło statut

³ La loi n° 2006-686 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire – 13 juin 2006.

urzędu i spowodowało przejście personelu DGSNR i DSNR oraz utworzenie niezależnego urzędu dozoru jądrowego, znanego dziś jako ASN (*Autorité de Sûreté Nucléaire*). Historycznie ASN pełniło więc rolę organu kontrolnego w celu zapewnienia zgodności technicznej urządzeń i operacji. Jego zakres działań został rozszerzony, dziś kontrola obejmuje wszystkie działalności, które niosą ze sobą ryzyko narażenia człowieka na działanie promieniowania, w tym obiekty jądrowe, takie jak elektrownie jądrowe EdF. Kontrola obejmuje również czynniki organizacyjne i ludzkie, bierze pod uwagę indywidualne i zbiorowe zachowania oraz zarządzanie. Skupia się również na aspekcie ochrony środowiska i ochrony radiologicznej pracowników.

Bezpieczeństwo głównym priorytetem

W celu identyfikacji zdarzeń radiacyjnych w 1990 roku została opracowana wspólnie przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej oraz Agencję Energii Jądrowej NEA-OECD siedmiostopniowa skala INES (rys. 4)⁴. Początkowo była ona przeznaczona wyłącznie do dokonywania klasyfikacji zdarzeń zaistniałych w obiektach jądrowych. Z czasem zaczęła być wykorzystywana również do klasyfikacji zdarzeń mających miejsce podczas transportu, przechowywania i użytkowania źródeł promieniotwórczych. Skala jest powszechnie stosowana przez kraje członkowskie Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) oraz Agencji Energii Jądrowej OECD (NEA-OECD)⁵.

Awaria rosyjskiego reaktora na Ukrainie w Czarnobylu 26 kwietnia 1986 roku (poziom 7 w skali INES) tragicznie pokazała znaczenie bezpieczeństwa, jego ciągłego zwiększania oraz kontrolowania. EdF w dokumentach,⁶ ale również w informacjach przedstawianych na swoich stronach internetowych deklaruje, że od momentu uruchomienia francuskiego parku jądrowego we Francji tzw. bezpieczna produkcja jest głównym celem, szczególnie dla Działu Produkcji Jądrowej (DPJ). Badania i rozwój w dziedzinie bezpieczeństwa są wymogiem dla wszystkich, a przestrzeganie zasad bezpieczeństwa jest obowiązkiem uznanym przez każdego kierownika, każdego pracownika oraz przez potencjalnych podwykonawców.

EdF systematycznie podkreśla, że obecne dziś w systemie elektroenergetycznym 58 reaktorów nie przestaje być ciągle i systematycznie unowocześniane, dodatkowo EdF za swój główny cel ma nieustająco wprowadzenie takiego samego poziomu bezpieczeństwa, jak dla nowo budowanego reaktora EPR w elektrowni jądrowej w Flamanville⁷.



Rys. 4. Międzynarodowa Skala Zdarzeń Jądrowych i Radiologicznych INES (ang. *International Nuclear and Radiological Event Scale*) (źródło: PAA).

Takie świadome podejście do kwestii bezpieczeństwa oraz aktywny udział i praca francuskiego dozoru jądrowego przynoszą zamierzone efekty. Jak pokazują dane od 2010 roku, żadne zdarzenie radiacyjne sklasyfikowane w skali INES na poziomie 3 lub wyżej nie miało miejsca we Francji w tym okresie. Należy podkreślić, że ostatni zarejestrowany poważny incydent na poziomie 3 wystąpił w 2008 roku i nie był łączony z elektrownią jądrową, gdyż dotyczył napromieniowania przez kobalt około 60 pracowników na terenie ośrodka badawczego ONERA (*Office National d'Etudes et de Recherches Aérospatiales*) w Tuluzie [8]. Co równie ważne, ilość zdarzeń radiacyjnych sklasyfikowanych w skali INES na poziomie 0, które nie mają znaczenia dla bezpieczeństwa, systematycznie spada. Jak wynika z danych, sytuacja jest porównywalna dla anomalii sklasyfikowanych w skali INES na poziomie 1 (tab. 2), a w 2015 roku było ich tylko 89. Taka sytuacja to zazwyczaj zdarzenie naruszające zatwierdzone warunki eksploatacji, może to być na przykład nieprawidłowe wykorzystanie źródeł promieniotwórczych lub nieprawidłowy przebieg transportu spowodowany przez awarię sprzętu, błąd ludzki lub braki w realizacji procedur.

Polityka bezpieczeństwa Grupy EdF

Przemysł jądrowy to sektor obciążony znacznym ryzykiem, a jego specyfika jest wyjątkowa, dlatego od samego początku opiera się na „obronie w głąb” i odpowiedzialności operatora. Podstawowym założeniem obrony w głąb jest zapewnienie równoważenia możliwych awarii urządzeń i/lub błędów ludzkich. Polega ona również na ustanowieniu kolejnych barier fizycznych mających na celu zapobieganie i ograniczenie przedostania się materiałów radioaktywnych na zewnątrz obiektu. Przewiduje się pięć poziomów obrony:

- Poziom pierwszy: projekt z zapasami bezpieczeństwa, właściwy dobór materiałów, zapewnienie jakości, kultura bezpieczeństwa.

⁴ <http://www.oecd-nea.org/news/2010/2010-07.html> (dostęp na 1.09.2016).

⁵ http://www.paa.gov.pl/strona-109-zdarzenia_radiacyjne.html (dostęp na 1.09.2016).

⁶ Poradnik zarządzania bezpieczeństwem w Dziale Produkcji Jądrowej (DPJ) 2013.

⁷ <http://www.industrie-techno.com/nucleaire-comment-edf-veut-mettre-son-parc-au-meme-niveau-de-sur.44100> (dostęp na 1.09.2016).

Tabela 2. Liczba zdarzeń radiacyjnych na terenie Francji ocenianych w skali INES między 2010 a 2015 rokiem (źródło: ASN; opracowanie własne).

| | Poziom | 2010 | 2011 | 2012 | 2013 | 2014 | 2015 |
|--|-------------------|------------|------------|-------------|-------------|------------|------------|
| Instalacje jądrowe | Poziom 0 | 790 | 848 | 920 | 905 | 872 | 848 |
| | Poziom 1 | 94 | 89 | 110 | 103 | 99 | 89 |
| | Poziom 2 | 2 | 1 | 2 | 2 | 0 | 1 |
| | Poziom 3 i więcej | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| | Całość | 886 | 938 | 1032 | 1010 | 971 | 938 |
| Medyczne i przemysłowe | Poziom 0 | 121 | 81 | 118 | 130 | 157 | 126 |
| | Poziom 1 | 37 | 15 | 33 | 22 | 34 | 25 |
| | Poziom 2 | 1 | 1 | 1 | 2 | 4 | 2 |
| | Poziom 3 i więcej | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| | Całość | 159 | 97 | 152 | 154 | 195 | 153 |
| Transport substancji radioaktywnych | Poziom 0 | 53 | 25 | 52 | 50 | 60 | 56 |
| | Poziom 1 | 9 | 2 | 6 | 1 | 3 | 9 |
| | Poziom 2 | 0 | 0 | 1 | 0 | 0 | 1 |
| | Poziom 3 i więcej | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| | Całość | 62 | 27 | 59 | 51 | 63 | 66 |

- Poziom drugi: kontrola odchyień od normalnej eksploatacji i wykrywanie uszkodzeń, zapewnienie środków do opanowania stanów awaryjnych w ramach awarii projektowych.
- Poziom trzeci: systemy zabezpieczeń (wyłączenia reaktora w razie awarii) i systemy bezpieczeństwa, takie jak układ awaryjnego chłodzenia rdzenia i obudowa bezpieczeństwa.
- Poziom czwarty: działania zmierzające do opanowania awarii i minimalizacji jej skutków, np. ochrona obudowy bezpieczeństwa przed rozerwaniem w razie awarii pozaprojektowych.
- Poziom piąty: działania poza terenem elektrowni w celu zmniejszenia narażenia ludności [13].

Awaria w amerykańskiej elektrowni jądrowej w Three Mile Island (poziom 5 w skali INES), która nastąpiła 28 marca 1979 roku, pokazała wrażliwość urządzeń technicznych w sytuacji błędu ludzkiego oraz ogromne znaczenie ograniczenia tych błędów, a także potrzebę posiadania lepszych i dokładniejszych systemów technicznych. Wnioski wyciągnięte z tej awarii jądrowej pozwoliły umocnić procedury w kwestiach ludzkich oraz organizacyjnych:

- utworzenie zespołów kryzysowych i ustanowienie procedur w celu zarządzania kryzysem,
- szkolenie operatorów na symulatorach,
- poprawa narzędzi i systemów kontrolnych,
- wymiana doświadczeń w zakresie aspektów ludzkich i organizacyjnych.

Wnioski te zostały przyjęte przez większość operatorów jądrowych na świecie. Od początku lat 80. EdF zdecydował się na wprowadzenie inżynierów bezpieczeństwa, a później utworzył wewnętrzny, niezależny oddział dot. bezpieczeń-

stwa – FIS (*Filière indépendante de sûreté*). By pomóc dyrektorowi jednostki (DJ) w wykonywaniu swoich zadań z zakresu bezpieczeństwa, niezależny oddział dotyczący bezpieczeństwa pełni podwójną rolę: weryfikacji i wsparcia/doradztwa. Natomiast do głównych zadań niezależnego oddziału dotyczącego bezpieczeństwa należą przede wszystkim:

- zapewnienie niezależnej oceny bezpieczeństwa i alarmowanie w razie potrzeby,
- motywowanie całego łańcucha operacyjnego w celu zapewnienia zgodności z normami oraz wpływanie na ciągłe ulepszanie procesów,
- zapewnienie specjalistycznej wiedzy dla menedżerów w celu rozwijania umiejętności w tematyce bezpieczeństwa.

Dodatkowo niezależny oddział dotyczący bezpieczeństwa (FIS) jest obecny na wszystkich poziomach organizacji – od pracy w terenie po poziom kierowniczy Grupy EdF, poprzez dyrekcje jednostek do Szefa Misji Bezpieczeństwa i Jakości (*Chef de Mission Sûreté Qualité*) włącznie.

Przeświadczenie o wadze ciągłej kontroli i rozwijania zasad bezpieczeństwa poskutkowało także utworzeniem przez EdF Inspektoratu Jądrowego (*Inspection Nucleaire*) w Dziale Produkcji Jądrowej (DPJ) oraz Generalnego Inspektora Bezpieczeństwa Jądrowego IGSN (*Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire*). Każda elektrownia jądrowa przechodzi regularną ocenę przez Inspektorat Jądrowy, która jest łączona z przeglądem Peer Review wykonywanym przez WANO (ang. *World Association for Nuclear Operators*).

W 1991 roku, na skutek awarii w Czarnobylu, MAEA wprowadziła w dokumencie INSAG-4⁸ pojęcie kultury bezpieczeństwa, definiując ją jako „zespół cech i postaw jednostek i organizacji, które stanowią ich nadrzędny priorytet, zapewniających, że kwestie bezpieczeństwa elektrowni jądrowej otrzymują zasadnicze znaczenie”⁹.

MAEA, poprzez INSAG-4, mówi o potrójnym zaangażowaniu spełniającym następujące warunki:

- Poziom zarządzający musi ustanowić z bezpieczeństwa i zapewnienia adekwatnych środków oraz zasobów w tej kwestii priorytet numer jeden.
- Menedżerowie muszą zapewnić spójność między ustalonymi celami bezpieczeństwa a codziennymi obowiązkami pracowników. Ta centralna rola w organizacji zakłada znajomość tematyki w celu zapewnienia funkcji przewodnika/mentora.
- Każda osoba powinna zagwarantować jakość i rygor w swoich codziennych działaniach, aby zapewnić wysoki poziom bezpieczeństwa.

Kultura bezpieczeństwa jako dodatkowy atut każdego operatora

Ostatnia awaria japońskiej elektrowni jądrowej Fukushima Daiichi (poziom 7 w skali INES), spowodowana przez falę tsunami wywołaną przez trzęsienie ziemi o sile 9 stopni w skali Richtera, która wydarzyła się 11 marca 2011 roku, w brutalny sposób przypominała, jak niezwykle ważne znaczenie w jądrowym przemyśle elektroenergetycznym ma bezpieczeństwo jądrowe. By nie dopuścić do awarii, EdF jako operator stara się promować bezpieczeństwo na wszystkich poziomach. Francuski operator doskonale zdaje sobie sprawę, że oprócz przestrzegania ograniczeń regulacyjnych i wymagań technicznych musi promować u swoich pracowników oraz podwykonawców właśnie kulturę bezpieczeństwa.

Opublikowana przez Prezesa EdF na początku 2012 roku polityka bezpieczeństwa potwierdziła bezpieczeństwo jako główny priorytet Grupy i potrzebę ciągłego udoskonalania kwestii z nim związanych. Jest ona oparta na podwójnej zasadzie: odpowiedzialności i kontroli. Natomiast bezpośrednią odpowiedzią na wydarzenia w Japonii było przygotowanie przez EdF projektu „*Génération 2020*”, mającego na celu zwiększenie niezawodności materiałów, ludzi i organizacji [5]. Głównym celem planu jest utrzymanie przez EdF swojego dziedzictwa technicznego i przemysłowego. EdF zdecydował się również na renowację i wymiany znaczących podzespołów, takich jak transformatory czy wytwornice pary, a wszystkie zalecenie i ulepszenia są wprowadzane do reaktorów podczas tzw.

przeglądów bezpieczeństwa, czyli przeprowadzanych co dziesięć lat kontroli dekadowych (*visite décennale*). Są one prowadzone pod ścisłym nadzorem francuskiego dozoru jądrowego i pozwalają:

- ocenić sytuację elektrowni zgodnie z obowiązującymi przepisami,
- przeprowadzić ocenę ryzyka lub wad,
- zdefiniować listę modyfikacji sprzętowych i dokumentowych niezbędnych do poprawienia i zwiększenia bezpieczeństwa,

Każda taka kontrola kończy się dokładnym raportem francuskiego dozoru jądrowego i informacją dla rządu.

Bezpieczeństwo to także wyzwanie dla zarządzających, przygotowanie adekwatnej organizacji i stworzenie odpowiednich warunków dla każdej jednostki, w celu zagwarantowania pełnej odpowiedzialności operatora jądrowego.

Wieloletnie doświadczenia Grupy EdF oraz doświadczenia innych operatorów pokazują, że kultura bezpieczeństwa musi być stale utrzymywana. Odpowiedzią na takie zapotrzebowanie było przygotowanie w 2013 roku poradnika zarządzania bezpieczeństwem w Dziale Produkcji Jądrowej (DPJ), którego celem jest utrzymywanie wspólnych wzorców kultury bezpieczeństwa przez wszystkich pracowników oraz podwykonawców elektrowni jądrowych¹⁰.

Przewodnik wskazuje założenia zarządzania kulturą bezpieczeństwa i opiera ją na trzech kluczowych zasadach:

- przywództwo bezpieczeństwa,
- rozwój i zaangażowanie pracowników,
- kontrola i ciągłe udoskonalanie.

Na podstawie wewnętrznego dokumentu, poradnika EdF, postaramy się przedstawić główne założenia dla każdej z tych trzech zasad.

Przywództwo bezpieczeństwa

Pierwszy filar kultury bezpieczeństwa wymaga od dyrekcji i menadżerów pełnego zaangażowania w kwestie związane z bezpieczeństwem. To przede wszystkim dyrekcja realizuje istotną pracę związaną z komunikacją skoncentrowaną jak najbliżej poszczególnych zespołów, dzięki czemu każdy pracownik może poznać zagadnienia związane z bezpieczeństwem wpisane w plany krótkoterminowe i średnioterminowe. Ważnym założeniem dla propagowania kultury bezpieczeństwa jest efektywność menadżerów, widoczna głównie podczas ich obecności w terenie. W takich sytuacjach oraz przez swoje zachowanie i prezentowanie najlepszych praktyk powinni stawać się przykładem dla wszystkich pracowników. Ich obecność pokazuje

⁸ Safety Culture, A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group, Safety Series No. 75-INSAG-4, IAEA, Vienna, 1991.

⁹ Tłumaczenie własne – Safety culture is that assembly of characteristics and attitudes in organizations and individuals which establishes that, as an overriding priority, nuclear plant safety issues receive the attention warranted by their significance.

¹⁰ Poradnik zarządzania bezpieczeństwem w Dziale Produkcji Jądrowej (DPJ) 2013.

znaczenie dla wymaganej jakości i bezpieczeństwa oraz pozwala im bezpośrednio poznać środowisko pracy swoich podwładnych, a także zrozumieć napotymane przez nich trudności oraz problem. Warto podkreślić, że poradnik zarządzania bezpieczeństwem DPJ kładzie szczególny nacisk i promuje u menadżerów postawę otwartości, co pozwala uniwersalizować zgłaszanie problemów i trudności. Celem takiego menadżerskiego podejścia jest przede wszystkim wprowadzanie w życie praktyk propagowania niezawodności i dbałości w realizowanej pracy. Pomagać w tym mają odprawy (ang. *briefings*) dotyczące zrealizowanej pracy.

Dyrekcja prowadzi działania mające na celu usprawnienie organizacji oraz zapewnienie rozwijania współpracy międzypołowej, a menadżerzy codziennie reagują na każde odchylenia od procedury technicznej, ludzkiej czy organizacyjnej. Ma to pozwolić przede wszystkim uniknąć akceptacji dla jakichkolwiek odchyleń od procedury. Jedną z ról dobrego menadżera jest dążenie do uniknięcia rutyny i braku akceptacji odchyleń stosowanych przez pracownika.

Rozwój i zaangażowanie pracowników

Każdy menadżer dąży do stworzenia warunków umożliwiających indywidualny rozwój pracownika oraz warunków pozwalających na osiągnięcie celu, jakim jest bezpieczeństwo. Dobry menadżer gwarantuje możliwość realizacji codziennej pracy przez pracownika oraz ułatwia mu odnalezienie swojego miejsca w organizacji. Dzięki takiemu zaangażowaniu pracownik może liczyć na odpowiednie warunki pracy i skuteczne funkcjonowanie procesów operacyjnych, co przekłada się na jego pełne zaangażowanie oraz inicjatywę na rzecz bezpieczeństwa.

Pracownicy, oprócz szkoleń na poziomie grupy, mają szansę uczestniczyć w konkretnych szkoleniach dostosowanych do ich potrzeb. Są one organizowane we współpracy z lokalnymi biurami edukacyjnym, a wszystkie szkolenia są realizowane w celu poprawy jakości oraz w celu pobudzenia zaangażowania poszczególnych pracowników.

Równie ważnym punktem jest wymiana kadr. Poradnik zarządzania bezpieczeństwem DPJ zwraca szczególną uwagę na nowo zatrudnionych pracowników, głównie na stanowiskach tzw. szczególnie wrażliwych. EdF podkreśla, iż bardzo ważny jest system obserwacji pracy, który jest oparty na procedurach ewaluacji. Celem takiej procedury jest przede wszystkim obiektywna ocena profesjonalizmu poszczególnych pracowników znajdujących się jak najbliżej instalacji krytycznej, ale również na terenie szkolnego ośrodka czy symulatora.

Poradnik EdF uwypukla jeszcze jeden interesujący z perspektywy kultury bezpieczeństwa punkt, iż każda praktyka pozwalająca zmniejszyć ryzyko wystąpienia błędów jest mile widziana. Jednocześnie EdF usystema-

tyzował wykorzystanie praktyk promujących niezawodność interwencji poprzez wykorzystanie takich procedur, jak: pre-job, przerwy, samokontrola, kontrole krzyżowe, bezpieczna komunikacja, składanie raportów. W celu ciągłego rozwoju wykorzystuje się głównie trening na terenie szkolnego ośrodka, a wsparcie w codziennej pracy przez doświadczonych pracowników jest także podstawą dobrych praktyk.

Dobry menadżer codziennie stwarza okazję, by jego pracownik mógł w otwarty sposób wyrazić swoje poglądy lub by mógł porozmawiać o napotkanych trudnościach. Dialog i wymiana doświadczeń jest niezwykle ważna. Dodatkowo corocznie organizowane są wywiady (ewaluacje) między pracownikiem i jego przełożonym, podczas których poruszana jest tematyka bezpieczeństwa. Wywiad jest również okazją dla menadżera, aby wyrazić uznanie dla profesjonalizmu pracownika oraz dla jego kultury bezpieczeństwa.

Kontrola i ciągłe udoskonalanie

Nieodłącznym punktem jest kontrola i monitorowanie efektów. System zarządzania w Grupie EdF jest tak zorganizowany, by zapewnić bezpieczeństwu właściwe miejsce w całej organizacji. Opiera się on na zasadzie ciągłego doskonalenia i koordynacji procesów.

Dyrektor jednostki ma obowiązek określenia, wdrażania, monitorowania, oceny oraz ciągłej poprawy swojego systemu zarządzania. Dodatkowo, dyrekcja zapewnia, że wymagania związane z bezpieczeństwem są zdefiniowane, a oczekiwania w zakresie bezpieczeństwa są dobrze rozumiane przez pracowników oraz inne zainteresowane strony, tj. władze publiczne, usługodawców czy związki zawodowe. Jednocześnie, kierownictwo bierze pod uwagę ryzyko i jego wpływ na bezpieczeństwo podczas całego procesu decyzyjnego.

Udoskonalanie procedur bezpieczeństwa oraz poprawa kultury bezpieczeństwa są możliwe poprzez wykorzystanie różnych środków, takich jak przeglądy, analizy ryzyka, kontrole i oceny. Warto podkreślić, że kontrola wymogów bezpieczeństwa opiera się na wskaźnikach przechodzących regularne weryfikacje.

Podsumowanie

Francja, decydując się w latach 60. ubiegłego wieku na rozwój energetyki jądrowej do produkcji energii elektrycznej na wielką skalę, stworzyła wokół niej cały sektor i przemysł jądrowy. Lata doświadczenia francuskiego operatora, współpraca międzynarodowa, wyciągnięte z awarii w innych krajach wnioski oraz wkład wnoszony przez francuski urząd dozoru jądrowego sprawiają, że reputacją Francji w dziedzinie atomu jest bezpieczeństwo.

Gospodarka odpadami promieniotwórczymi w Hiszpanii

Sylwester Sommer

Instytut Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie

Tomasz Wojsa

Urząd Regulacji Energetyki

1. Wstęp

Jednym z podstawowych warunków akceptacji dla wdrożenia programu energetyki jądrowej jest klarowny, racjonalny i efektywny system gospodarki odpadami promieniotwórczymi związanymi z realizacją takiego programu. W ub. roku Rada Ministrów uchwałą nr 195 z dnia 16 października 2015 r. przyjęła „Krajowy plan postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym” (Monitor Polski z dnia 17 listopada 2015 r. poz. 1092), opracowany zgodnie z wymaganiami zawartymi w art. 57c ustawy Prawo atomowe.

Krajowy plan jest strategicznym narzędziem umożliwiającym określenie koniecznych działań i wyznaczenie zadań, które doprowadzą do osiągnięcia założeń polityki państwa w zakresie postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym. W tym celu krajowy plan identyfikuje nowe potrzeby i określa cele dalszych prac. Ponadto przedstawia ogólny zarys istniejących metod oraz nowe metody postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym, aktualną i przyszłą infrastrukturę do postępowania z uwzględnieniem obecnego podziału na kategorie oraz ilości dotychczas zgromadzonych odpadów i prognozy przyszłej ich podaży. Przy tworzeniu przyszłej infrastruktury gospodarki odpadami związanej z realizacją Programu Polskiej Energetyki Jądrowej (PPEJ) warto będzie korzystać z doświadczeń innych krajów, posiadających już przemysł jądrowy, a do takich należy m.in. Hiszpania.

System gospodarowania odpadami promieniotwórczymi (RW – *radioactive waste*) funkcjonujący w Hiszpanii może być dla Polski wzorem, gdyż działa bardzo dobrze zarówno w ocenie autorów artykułu, jak i zdaniem ekspertów z Hiszpanii.

Polska ciągle jest dopiero na etapie tworzenia szczegółowych założeń takiego systemu na potrzeby PPEJ, które będą modyfikowane w następnych latach wraz z postępami realizacji tego programu. Treść niniejszego artykułu jest oparta na wiedzy i materiałach dostarczonych w ramach programu stażowo-szkoleniowego w zakresie energetyki jądrowej realizowanego na zamówienie Ministerstwa Nauki i Szkolnictwa Wyższego przez firmę TECNATOM S.A. na jesieni 2015 roku.

2. Instalacje jądrowe w Hiszpanii

Istotnym źródłem odpadów promieniotwórczych jest eksploatacja i/lub likwidacja obiektów jądrowych i związanych z nimi zakładów jądrowego cyklu paliwowego. W Hiszpanii znajduje się siedem czynnych reaktorów energetycznych. Jeden reaktor energetyczny jest trwale wyłączony (z powodu wygaśnięcia licencji), dwa kolejne są w trakcie likwidacji. Zamknięto również 3 reaktory badawcze. Oprócz tego koło Juzbado usytuowany jest zakład wytwarzania elementów paliwowych przedsiębiorstwa ENUSA (*Enusa Industrias Avanzadas S.A.*). Na terenie kraju istnieje również dwadzieścia jeden zamkniętych kopalni uranu i trzy nieczynne zakłady przerobu rudy uranowej. RW wytwarzane są także w wyniku działalności przemysłu, medycyny i ośrodków badawczych – łącznie około 900 przedsiębiorstw. Jednak najwięcej RW w Hiszpanii pochodzi z likwidowanych instalacji jądrowych i działającego przemysłu jądrowego – łącznie prawie 90%. W 2014 roku na terenie Hiszpanii przechowywano: ponad 38 000 m³ odpadów bardzo nisko aktywnych (VLLW), nisko i średnio aktywnych (LILW) oraz prawie 7000 ton wypalonego paliwa jądrowego (SF).

Pod względem powierzchni, liczby ludności i stopnia rozwoju przemysłu Polska nie odbiega od Hiszpanii, jednak struktura i ilość RW w naszym kraju są zupełnie inne, ponieważ z wyjątkiem jednego reaktora badawczego nie ma u nas przemysłu jądrowego. Kopalnie uranu także zostały zamknięte kilkadziesiąt lat temu i według Państwowej Agencji Atomistyki, która je monitoruje, nie stanowią zagrożenia i nie wymagają natychmiastowych działań rekultywacyjnych. Obecnie na terenie Polski przechowuje się poniżej 4000 m³ LILW w składowisku w Różanie, co stanowi 10% RW przechowywanych w Hiszpanii.

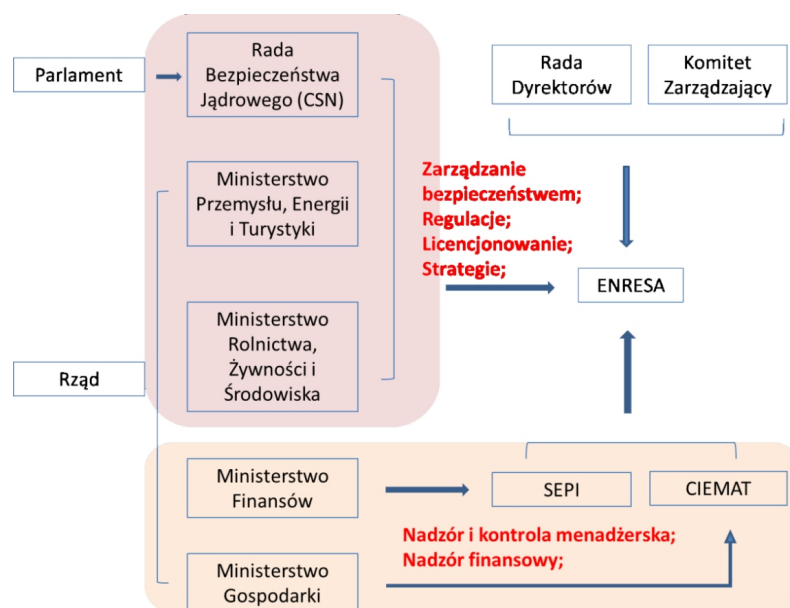
3. Administrowanie gospodarką odpadami (ENRESA)

Organizacją zajmującą się gospodarką odpadami radioaktywnymi w Hiszpanii jest ENRESA (*Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A.*). Została ona stworzona przez parlament Hiszpanii w 1985 roku jako publiczna organizacja non-profit. Do zadań statutowych ENRESA należy odbieranie, przetwarzanie i składowanie RW i SF wytworzonych na terenie Hiszpanii. Roczny budżet organizacji to około 380 mln euro, z czego 130 mln jest inwestowane w produkty finansowe¹. W 2015 roku na kontach ENRESA znajdowało się 4750 mln euro. Możemy się zastanawiać, jak to się stało, że te pieniądze nie zostały skonsumowane przez budżet Hiszpanii w latach kryzysu, począwszy od 2008 roku, kiedy w Hiszpanii było wysokie bezrobocie, rosnący deficyt budżetowy i pilne potrzeby finansowe. Odpowiedzią jest respektowanie priorytetu bezpieczeństwa, realizowane przez skomplikowany system własnościowo-instytucjonalny, w którym ENRESA jest usytuowana (rys. 1).

ENRESA jest firmą zarządzającą (*managing company*). Kierowana jest przez prezydenta, wspieranego przez dwa ciała doradcze: Radę Dyrektorów i Komitet Zarządzający. ENRESA należy w 20% do SEPI, a w 80% do CIEMAT. Państwowe Towarzystwo Udziałów Przemysłowych SEPI (*Sociedad Estatal de Participaciones Industriales*) jest agencją Ministerstwa Finansów i zatrudnia menadżerów i specjalistów od spraw finansowych. Centrum Badań Energetycznych, Środowiskowych i Technologicznych CIEMAT (*Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas*) jest instytucją zależną od Ministerstwa Gospodarki, która zajmuje się badaniami i rozwojem w dziedzinie energetyki. Pracują tam głównie naukowcy. SEPI i CIEMAT sprawują nadzór właścicielski nad ENRESA w dziedzinie zarządzania i finansów. Przedstawiciele tych organizacji zasiadają więc w Radzie Dyrektorów.

Pod względem bezpieczeństwa jądrowego i radiacyjnego ENRESA jest wspomagana i zależna od Rady Bezpieczeństwa Narodowego CSN (*Consejo de Seguridad Nuclear*). ENRESA, podobnie jak inne instytucje zajmujące się technikami związanymi z promieniowaniem, podlega panującym w tej dziedzinie regulacjom prawnym i licencjonowaniu oraz kontroli dawek wykonywanej przez CSN. W zakresie ochrony środowiska kontrolę sprawuje Ministerstwo Rolnictwa, Żywności i Środowiska.

ENRESA opracowała i działa na podstawie Generalnego Planu Postępowania z Odpadami Promieniotwórczymi PGRR (*Plan General de Residuos Radiactivos*). Jest to szczegółowy dokument zawierający strategię, sposoby i opisy wdrożonego postępowania, jak również specyfikacje i wymagania techniczne oraz uzgodnienia ekonomiczne i finansowe przedstawiane w różnych aspektach czaso-



Rys. 1. Instytucjonalne zależności ENRESA. SEPI – State Society of Industrial Shares; CIEMAT – Spanish Centre for Energy-Related, Environmental and Technological Research (na podstawie strony internetowej ENRESA <http://www.enresa.es/eng/> oraz materiałów TECNATOM S.A.).

¹ Sprawozdanie finansowe za 2015 ENRESA: http://www.enresa.es/documentos/enresa+informe+2015_LR.pdf

wych, w horyzoncie krótko-, średnio- i długoterminowym. PGRR opracowany jest na okresy 4-letnie, a następnie przedstawiany do akceptacji kolejno Ministerstwu Energii, Przemysłu i Turystyki oraz Radzie Ministrów. Następnie rząd prezentuje zaakceptowany dokument na forum parlamentu. Aktualnie obowiązuje szóste wydanie dokumentu, a wstępna wersja wydania siódmego została przesłana do Ministerstwa Energii, Przemysłu i Turystyki do akceptacji w 2013 roku.

Warto zwrócić uwagę, że zarówno system gospodarki odpadami promieniotwórczymi, jak i ENRESA powstały kilkadziesiąt lat po uruchomieniu pierwszych elektrowni jądrowych. Dlaczego? Otóż wypalone elementy paliwowe najpierw trzeba „wygasić” przez okres 5–10 lat, co zazwyczaj odbywa się w basenach z wodą usytuowanych obok reaktora. Jeżeli po 10 latach nie ma dla nich innego miejsca, mogą one dalej być przechowywane w basenach, co działo się w Hiszpanii. Dopiero po kilkadziesięciu latach powstał „System”. Dlaczego tak późno? Wcześniej nie był potrzebny, SF znajdowały się w basenach, a inne RW były gromadzone w nieczynnych kopalniach uranu w El Cabril. Również instytucjonalnie i koncepcyjnie taki system po prostu nie był jeszcze wymyślony. Pierwsze publikacje Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (IAEA) w tej materii datują się dopiero na lata 90. XX wieku.

W Polsce nie powstała jeszcze elektrownia atomowa, natomiast instytucja analogiczna do ENRESA, czyli ZUOP (Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych), już istnieje. Powstał również system gospodarki RW zapisany w Prawie Atomowym, jak i w dokumencie „Krajowy plan postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym”. Pod względem organizacyjnym wyprzedzamy zatem Hiszpanię o trzy długości. Podstawy finansowe ZUOP-u są różne od ENRESA. ZUOP za swoje usługi pobiera opłaty, ale stanowią one tylko część budżetu organizacji. Pozostałą część dopłaca budżet państwa w formie dotacji podmiotowych i celowych. ZUOP podlega Ministerstwu Energii (wcześniej podlegał Ministerstwu Gospodarki). Jeżeli powstanie w naszym kraju elektrownia jądrowa i w budżecie ZUOP pojawią się pieniądze przeznaczone na gospodarkę RW, to w Polsce, podobnie jak w Hiszpani, powinien zostać stworzony system ochrony tych funduszy, tak aby nie były one dostępne, jeżeli pojawią się inne wydatki budżetowe.

4. Finansowanie systemu

W kraju, w którym energia jądrowa wykorzystywana jest na skalę przemysłową, ważne jest, aby zacząć gromadzić pieniądze na jej likwidację oraz przechowywanie RW i SF jeszcze w trakcie działania elektrowni. Inaczej wszelkie koszty zostaną przeniesione na społeczeństwo. Największym wydatkiem systemu gospodarki RW jest wspomniana

wielokrotnie likwidacja zamykanych obiektów jądrowych. Dodatkowo koszt ten musi zostać poniesiony w momencie, kiedy elektrownie nie przynoszą już dochodów. Chcąc zgromadzić dzisiaj pieniądze, które będą potrzebne za kilkadziesiąt lat, konieczne jest dobre planowanie i stabilizacja. W Hiszpanii ścieżka zbierania funduszy jest dokładnie opisana w Generalnym Planie Postępowania z Odpadami Radioaktywnymi (PGRR), który jest sukcesywnie uaktualniany. W planie tym podano nawet, że koszt wszystkich operacji związanych z RW i SF w latach 1985–2080 zamknie się w kwocie 16 800 mln euro. Plan jest bardzo dokładny, a poszczególne koszty rozpisane są na lata.

Do roku 2010 pieniądze na gospodarkę RW i SF pobierane były jako podatek od rachunków za prąd. Płacili więc wszyscy użytkownicy hiszpańskiego systemu energetycznego, niezależnie skąd prąd pochodził. W kolejnych latach ten skrajnie niesprawiedliwy system został zmieniony i obecnie większość pieniędzy pochodzi od elektrowni jądrowych oraz fabryki paliwa jądrowego, aczkolwiek powszechna danina w cenie prądu, chociaż znacznie zmniejszona, nie została zlikwidowana.

5. System gospodarki RW i SF

Za gospodarkę RW i SF odpowiedzialna jest ENRESA. System opiera się na 4 filarach:

- składowisku dla odpadów bardzo nisko (VLLW), nisko i średnio aktywnych (LILW) położonym w El Cabril w prowincji Kordoba;
- tymczasowych suchych przechowalnikach dla SF na terenie elektrowni jądrowych;
- centralnym tymczasowym obiekcie przechowywania SF i HLW, który jest budowany w Villar de Cañas, w prowincji Cuenca;
- planowanym składowisku geologicznym, które ma być otwarte do 2060 roku.

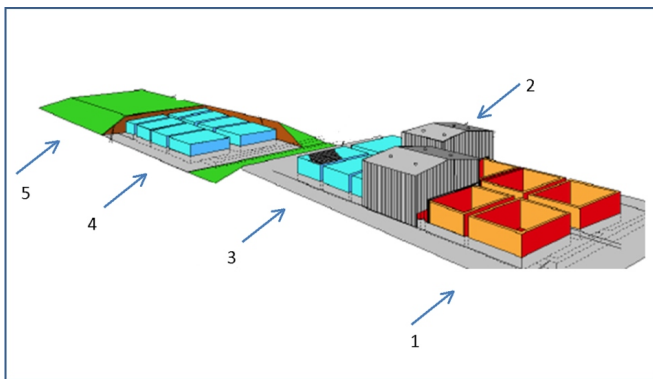
5.1. Składowisko dla odpadów bardzo nisko (VLLW), nisko i średnio aktywnych (LILW) w El Cabril koło Kordoby

Projekt El Cabril wystartował w 1986 roku, a więc zaledwie rok po utworzeniu ENRESA. Jest to miejsce położone w odległej, górskiej dolinie koło Kordoby, a wybrane zostało, gdyż istniała tam zamknięta kopalnia uranu oraz już wcześniej składowano tam odpady promieniotwórcze. Budowa LILW rozpoczęła się w 1990 roku, a w 1992 składowisko zostało otwarte. W 2000 roku ruszył projekt składowiska VLLW, a otwarto je osiem lat później.

Przed rozpoczęciem budowy przeprowadzono szerokie i długotrwałe konsultacje społeczne. Wydawało się, że sytuacja powinna być prosta, gdyż i tak wcześniej w tym miejscu składowano odpady promieniotwórcze, a projekt

dodatkowo dawał szansę powstania bezpiecznego składowiska z prawdziwego zdarzenia. Po za tym okoliczne gminy musiały zgodzić się na powstanie składowiska niezależnie od ich woli. Stworzono dla nich system rekompensat finansowych, a dodatkowo budowano szkoły (również inne obiekty) i zaspokajano inne potrzeby. Tak jak to jest zazwyczaj, zagwarantowano, że większość osób zatrudnionych w składowisku będzie pochodziła z okolicy. Do tej pory żywe są kontakty pomiędzy pracownikami działu komunikacji społecznej ENRESA a lokalnymi gminami, co pozwala prowadzić szereg projektów, których beneficjentami są okoliczni mieszkańcy. Obecnie na terenie składowiska znajduje się punkt informacyjny i muzeum. W miarę możliwości składowisko jest otwarte dla zwiedzających.

Składowisko dla LILW ma pojemność 100 000 m³ i jest wypełnione już w 70%. Na terenie El Cabril istnieją również laboratoria i warsztaty do przerobu RW. Odpady są tam segregowane, zmniejszana jest ich objętość, umieszczane są w specjalnych beczkach oraz zalewane cementem (rys. 3A). Beczki są następnie umieszczane w prostokątnych betonowych kontenerach, które ładowane są do komór zwanych kryptami (rys. 2 i 3). Dopóki krypta nie zostanie wypełniona, znajduje się pod dachem. Po wypełnieniu dach jest odsuwany, a krypta zasypywana ziemią. Przez następne 300 lat woda z drenażu pod kryptami będzie kontrolowana na obecność radioaktywnych izotopów. Należy podkreślić, że składowisko w El Cabril jest bardzo nowoczesne. Większość procesów jest zautomatyzowana, tak aby pracownicy byli jak najmniej narażeni na działanie promieniowania. Automatyczny jest również monitoring radiologiczny krypt i wszystkich pomieszczeń używanych do przygotowania RW do przechowywania. Ze względu na swoje zalety El Cabril może być wzorem dla przyszłego, nowo budowanego składowiska odpadów LILW w Polsce. Składowisko jako wzorcowe było wizytowane przez przedstawicieli PAA w 2015 roku.



Rys. 2. Schemat działania sekcji do przechowywania LILW na składowisku w El Cabril. 1 – puste krypty; 2 – w trakcie zapewniania krypt betonowymi kontenerami (rys. 3A, B i C), zawierającymi beczki z LILW, są one przykryte ruchomym dachem; 3 – po napełnieniu krypty zamykane są betonową pokrywą; 4, 5 – sekcja zamkniętych krypt przygotowana do pokrycia warstwą gleby (również rys. 3D) (schemat udostępniony przez TECNATOM S.A.).



Rys. 3. Zdjęcia składowiska LILW w El Cabril (udostępnione uczestnikom wyjazdu stażowo-szkoleniowego przez TECNATOM S.A.). A – przekrój betonowych kontenerów pokazujący sposób ułożenia beczek z LILW. B – napełnianie kontenerów beczkami z odpadami promieniotwórczymi odbywający się automatycznie. C – napełnianie krypt betonowymi kontenerami. D – widok sekcji krypt przygotowanych do pokrycia glebą.

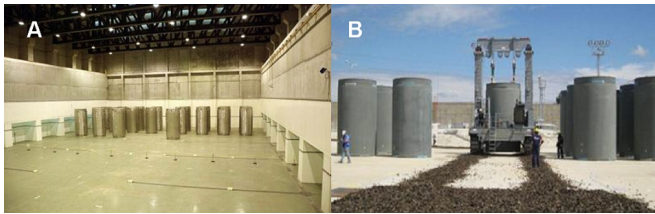
Zastosowanie odpowiednich barier inżynierskich dla składowania LILW jest kosztowne, dlatego jeżeli odpady przekraczają tylko minimalnie limity aktywności (gdy już są uznawane za radioaktywne, ale jeszcze nie są niebezpieczne dla ludzi i środowiska), mogą zostać uznane za VLLW (definicja jest dosyć skomplikowana). Tego typu odpady mogą być przechowywane z zastosowaniem mniejszej liczby barier, a więc taniej. Pochodzą one zwykle z procesu likwidacji elektrowni jądrowych, ale czasem również z likwidowanych kopalni uranu czy zakładów przygotowujących rudę uranową. W El Cabril przygotowano miejsce składowania dla 130 000 m³ VLLW i jest ono wypełnione w 20%. Radioaktywny materiał umieszczany jest w złożach ze specjalnie przygotowanym dnem składającym się ze żwiru, gliny i cienkiej warstwy betonitu. Po wypełnieniu złoża (które w trakcie wypełniania znajduje się pod dachem) jest ono przysypywane ziemią. Woda z drenującej warstwy żwiru będzie sprawdzana na obecność radionuklidów przez kolejne 80 lat.

Składowisko powinno być monitorowane przez 300 lat od wypełnienia. Poziom promieniowania zarówno na powierzchni ziemi, jak i zawartość radionuklidów w wodach gruntowych powinien być nie większy niż naturalne tło.

W trakcie stypendialnego pobytu w El Cabril hiszpańscy koledzy radzili nam wprowadzenie do Prawa atomowego kategorii odpadów VLLW, jeżeli jeszcze jej nie mamy w Polsce. Ogranicza to zdecydowanie koszty likwidacji elektrowni jądrowych, gdzie główna masa odpadów wchodzi w skład tej kategorii.

5.2. Tymczasowe suche przechowalniki SF w elektrowniach jądrowych

Pręty paliwowe po wypaleniu umieszczane są w basenach z wodą znajdujących się obok reaktora, najczęściej w budynku (osłonie reaktora). Przebywają tam co najmniej



Rys. 4. Tymczasowe suche przechowalniki SF w elektrowni jądrowych. A – elektrownia Trillo, pojemność 80 beczek, pozwolenie na 49 ton uranu. B – elektrownia Ascó, pojemność 32 beczki, pozwolenie na 55 ton uranu. Na terenie tej elektrowni przygotowany jest drugi obiekt przechowywania.

5–10 lat, aż do wygaszenia. Jeżeli nie ma co z nimi zrobić, a w basenach jest miejsce, to są tam pozostawiane na dłużej. Kiedy w hiszpańskich elektrowniach baseny się wypełniły, część SNF została wysłana do Francji oraz Wielkiej Brytanii w celu przerobu i dalszego przechowywania. To rozwiązanie okazało się drogie, a ENRESA do dzisiaj ponosi koszty przechowywania SNF w tych krajach. Dlatego przy niektórych elektrowniach (Trillo, José Cabrera i Ascó) powstały tymczasowe, suche przechowalniki. Znajdują się one na terenach elektrowni, a na ich otwarcie potrzebna była zgoda (licencja) CSN. Wyglądają one jak place albo hale, gdzie na betonowej powierzchni stoją beczki (pojemniki) ze zużyтыми kasetami paliwowymi. Teren objęty jest ochroną fizyczną i monitoringiem radiologicznym. Tego typu obiekty pozwalają na przechowanie SF przez kilkadziesiąt lat. Dla elektrowni jest to tańszy sposób przechowywania SF, niż w planowanym, centralnym, tymczasowym obiekcie przechowywania SF w Villar de Cañas. Przechowalniki zostały otworzone stosunkowo niedawno: w 2002 roku w Trillo, w 2009 roku w José Cabrera i w 2012 roku w Ascó. Jeżeli kolejne elektrownie będą planowały otwieranie tego typu przechowalników, co jest uzasadnione ekonomicznie, to pod znakiem zapytania stanie sens istnienia centralnego, tymczasowego obiektu przechowywania w Villar de Cañas, Cuenca.

5.3. Centralny tymczasowy obiekt przechowywania dla SF i HLW w Villar de Cañas, prowincja Cuenca

W latach 2004–2006 parlament Hiszpanii podjął decyzję o budowie centralnego, tymczasowego obiektu przechowywania dla SF i HLW. Wszyscy znamy problemy z lokowaniem tego typu inwestycji. Lokalne społeczności nie chcą nawet wstępnych badań geologicznych, a proces uzyskania akceptacji społecznej i włączenia lokalnej ludności we współdecydowanie jest zawsze długi i trudny. Pomimo wszystko jest on jednak wymagany przez prawo na podstawie konwencji z Aarhus ratyfikowanej przez wszystkie państwa należące do Unii Europejskiej. Tak więc wersja oficjalna wyboru lokalizacji brzmi, że w 2009 roku ENRESA przedstawiła parlamentowi listę 14 potencjal-

nych lokalizacji, w których lokalne społeczności wykazały zainteresowanie inwestycją. Spośród tych lokalizacji wybrano osiem, gdzie przeprowadzono badania geologiczne i środowiskowe. Do budowy przechowalnika wybrano niewielką miejscowość Villar de Cañas w prowincji Cuenca.

Nieoficjalna wersja wybrania tej lokalizacji, opowiedziana przez wykładowców z Hiszpanii², wyglądała inaczej. Po zainicjowaniu projektu przez parlament ENRESA starała się bezskutecznie znaleźć chociaż jedną gminę zainteresowaną ulokowaniem inwestycji. Następnie zatrudniono grupę socjologów, którzy pracując z lokalnymi społecznościami, wybrali czternaście gmin i ta lista została przedstawiona na forum parlamentu. Niestety szybko pojawiły się problemy polityczne. Hiszpania dzieli się na 8000 gmin, zgrupowanych w 50 prowincjach, które z kolei mogą łączyć się we wspólnoty autonomiczne (jest ich 17). Tak wrażliwa inwestycja jak składowisko RW musi zostać zaakceptowana na każdym szczeblu administracyjnym. Jeśli na poziomie gminy, prowincji albo wspólnoty autonomicznej rządziła opozycja, to blokowała proces lokalizacyjny. W trybie awaryjnym znaleziono Villar de Cañas, gdzie nie było problemów politycznych, a dla inwestycji udało się pozyskać lokalną wspólnotę. Dzięki temu to właśnie w tym miejscu, nie do zupełnie dobrego pod względem geologicznym (znowu informacja ustna), udało się rozpocząć budowę centralnego, tymczasowego obiektu przechowywania SF i HLW.

Inwestycja jest ogromna i obejmuje nie tylko sam przechowalnik, ale również centra naukowe, edukacyjne, park technologiczny i biznesowy, fabryki oraz warsztaty wytwarzające beczki na odpady itd. Koszt inwestycji wyceniany jest na prawie 900 mln euro. Prace rozpoczęto w 2012 roku, a planowane zakończenie to rok 2017. Czas pracy przechowalnika jest planowany na 60 lat, a do tego czasu ma być wybudowane głębokie, geologiczne, docelowe składowisko.

5.4. Planowane składowisko geologiczne

Cykl paliwowy energetyki jądrowej w Hiszpanii jest cyklem otwartym. SF nie jest przerabiane na paliwo nadające się do ponownego wykorzystania, ale jest odpadem i dlatego musi być gdzieś składowane. Według aktualnej wiedzy najlepszym miejscem do tego celu jest głębokie składowisko geologiczne. Budowa takiego składowiska jest już planowana, ale priorytetem pozostaje możliwie jak najszybsze i terminowe otwarcie centralnego, tymczasowego obiektu przechowywania dla SF i HLW w Villar de Cañas. Czas życia tymczasowego przechowalnika projektowany jest na 60 lat i dopiero po tym okresie, a więc około roku 2070, będzie potrzebne docelowe składowisko geologiczne. Istnieje już mapa drogowa budowy głębokiego składowis-

² Kurs TECNATOM S.A. w 2015 roku, informacje głównie od Maritxell Martell założycielki firmy Merience, <http://www.merience.eu/en/home/>, zajmującej się problemami komunikacji i zaangażowania społecznych interesariuszy w lokowanie skomplikowanych ekologicznie inwestycji.

ka, ale po pierwsze może się ona zmienić, a po drugie rozważane są alternatywy, np. transmutacje SF. Rozpatruje się budowę w pokładach gliny albo w pokładach granitów i obie opcje zostaną rozważone. Ponadto w programie przewidziano prace badawcze w zagranicznych podziemnych laboratoriach.

6. Zakończenie

Opisany powyżej system gospodarki RW w Hiszpanii jest naszym zdaniem spójny i opracowany na miarę potrzeb. Zawiera on wszystkie potrzebne elementy (patrz punkt 5). Finansowany jest z opłat ponoszonych w większości przez elektrownie jądrowe. Oprócz samych składowisk obejmuje szereg laboratoriów i warsztatów, gdzie RW i SF są przetwarzane i zabezpieczane. Istnieje szansa, że w przypadku likwidacji energetyki jądrowej w Hiszpanii jedyną jej pozostałością będzie bezpieczne składowisko geologiczne,

a same tereny elektrowni, jak i tymczasowe składowiska zostaną doprowadzone do stanu sprzed ich wybudowania. Polska gospodarka RW na pewno może wzorować się na przykładzie Hiszpanii.

Chcielibyśmy bardzo podziękować Pani Beacie Zarzyckiej-Sommer za życzliwą korektę.

Notka o autorach

Dr Sylwester Sommer – absolwent Wydziału Biologii Uniwersytetu Warszawskiego, od 2000 roku pracuje w Instytucie Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie. Jest specjalistą w radiobiologii, a w szczególności dozymetrii biologicznej.

Tomasz Wojsa – absolwent Uniwersytetu Warszawskiego (2013) oraz łączonych studiów magisterskich w dziedzinie energetyki jądrowej prowadzonych przez Politechnikę Warszawską oraz francuską *École nationale supérieure des mines de Nantes* (2015). Były pracownik największej w Unii Europejskiej siłowni jądrowej zlokalizowanej w Gravelines. Obecnie zatrudniony w Departamencie Rozwoju Rynków i Spraw Konsumentekich Urzędu Regulacji Energetyki.

Zagrożenia obiektów jądrowych cyberatakami

Justyna Adamczyk
Państwowa Agencja Atomistyki

Niezwykle istotnym zagadnieniem bezpieczeństwa obiektów infrastruktury energetycznej jest zagrożenie potencjalnym atakiem terrorystycznym w elektrowniach jądrowych. Obecnie nowoczesne elektrownie jądrowe III generacji stosują różne technologie cyfrowe, z nowymi technologiami, takimi jak sieci czujników bezprzewodowych, jednakże z natury zagrożone cyberatakami.

Artykuł przedstawia przegląd popularnych systemów SCADA (ang. *supervisory control and data acquisition*), środki stosowane w celu zapewnienia cyberochrony i ochrony fizycznej systemów oraz analizę luk w bezpieczeństwie systemu. Na zakończenie zostanie przedstawiona analiza trzech cyberzdarzeń, które wystąpiły w amerykańskich obiektach jądrowych w latach 2003 i 2008.

Systemy sterowania procesami

Historycznie infrastruktury krytyczne w elektrowniach jądrowych stosowały dwa rodzaje systemów kontroli i sterowania: **nadzoru** nad sterowaniem procesem i zbierania danych (SCADA) oraz **sterowania** przebiegiem procesu czy szeregiem procesów technologicznych bądź produkcyjnych. W przypadku kilku procesów mamy do czynienia z tzw. rozproszonymi systemami sterowania (DCS – ang. *distributed control systems*), które odpowiadają za sterowanie i wizualizację procesu przemysłowego. Nadzoruje je jeden system SCADA. Jego główne funkcje obejmują zbieranie aktualnych pomiarów, ich wizualizację, sterowanie procesem, alarmowanie oraz archiwizację danych [1]. Przykład systemu SCADA z rozproszonymi systemami sterowania DCS przedstawiono na rysunku 1.

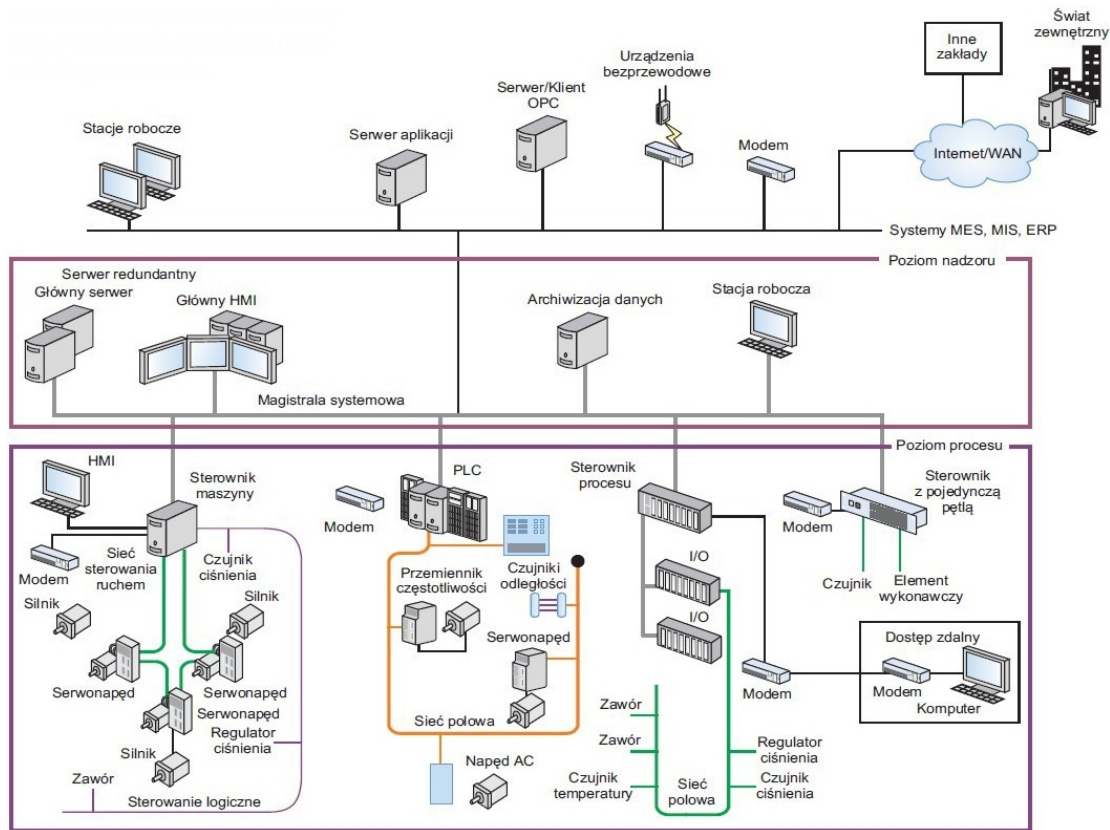
Z głównego serwera magistralą systemową HMI (ang. *human machine interface*) do stacji operatorskich oraz rozproszonych stacji procesowych przesyłane są w nim informacje niezbędne do realizacji funkcji nadzoru i sterowania. Poszczególne sterowniki sterują elementami wykonawczymi i przetwarzają wyniki pomiarów z czujników i innych elementów. System obejmuje przy tym stacje procesowe różnych typów. Wśród nich znajduje się na

przykład: sterownik PLC, procesowy, sterownik maszyny oraz regulator z pojedynczą pętlą. Ten ostatni komunikuje się z sensorami oraz z elementami wykonawczymi przez połączenie punkt-punkt, natomiast pozostałe komunikują się ze sobą za pośrednictwem sieci [2].

Systemy SCADA pozwalają na uzyskanie szybkiego wglądu w faktyczny stan urządzeń produkcyjnych i wykonawczych. Są one doskonałym sposobem nie tylko na zamianę języka maszyn na język ludzi, ale także umożliwiają szybką lokalizację alarmów, podstawowe logowanie danych czy też automatyczną reakcję na określone sygnały pochodzące z urządzeń. System SCADA w warstwie graficznej odpowiada za jednoznaczne zaprezentowanie dynamicznie zmieniającej się informacji. Jednocześnie zdefiniowane przez użytkownika algorytmy logiczne przyspieszają i wspomagają operatora w jego pracy. System SCADA jest także podstawowym źródłem danych dla systemów nadrzędnych i przemysłowych baz danych [3].

Długość eksploatacji SKADA

Zamówienie, montaż i uruchomienie systemu SCADA to czasochłonny i kapitałochłonny proces. W rezultacie rzadko są przeprowadzane wszelkie znaczne aktualizacje i zmiany. Średnia długość eksploatacji systemu SCADA to typowo 8–15 lat, co koresponduje z oczekiwanym okresem eksploatacji sprzętu komputerowego. Wyjątkiem są systemy SCADA stosowane w przemyśle jądrowym. Wiele obiektów jądrowych ciągle korzysta z oryginalnego systemu sterowania, który może mieć nawet od 20 do 30 lat. Wiele z tych systemów (w szczególności dotyczy to systemów awaryjnego wyłączenia reaktora) wciąż korzysta z technologii analogowej nie przechodząc na nowszy sprzęt cyfrowy. Mnogość wymagań, jakie muszą być spełnione dla wymiany systemu sterowania oraz złożona struktura systemu powodują, że operatorzy obiektów jądrowych decydują się raczej na pozostanie przy starych systemach niż na aktualizację. Szczególnie tyczy się to elektrowni, którym kończy się zezwolenie na eksploatację [4].



Rys. 1. Przykład rozproszonego systemu sterowania [2].

Bezpieczeństwo elektroniczne

Niewątpliwie ataki na systemy elektroniczne stały się zagrożeniem dla wielu firm i przedsiębiorstw. Raport ISACA: State of Cybersecurity z 2016 roku zawiera przegląd cyber-ataków w firmach [5]. Badaniu poddano 842 respondentów, których obowiązki służbowe są związane z zapewnieniem bezpieczeństwa informatycznego w ich firmach. Choć badanie nie skupia się na przedstawicielach z przemysłu energetycznego, to może stanowić podstawę do identyfikacji typów popełnianych ataków oraz wyrządzonych szkód przez nieupoważnionych użytkowników. Znaczna grupa respondentów (15%) to pracownicy administracji rządowej. Choć ataki są coraz bardziej wyrafinowane, a stojące za nimi motywacje rozwijają się z dnia na dzień, można dość jednoznacznie sklasyfikować sprawców. Badanie z 2015 i 2016 roku jednoznacznie pokazuje, że sprawcy zagrożeń to głównie cyberprzestępcy, hakerzy i niezłośliwi włamywacze, których celem są naruszenia prowadzące do uzyskania korzyści finansowych, kradzieży własności intelektualnej, kradzieży danych niejawnych, kradzieży danych osobowych i zakłócenia pracy. Badanie pyta również respondentów, jakie typy ataków doprowadzają do penetracji systemu. Odpowiedzi wskazują, że najbardziej rozpowszechnione udane ataki zależą od czynnika ludzkiego. Według respondentów rodzaje ataków, które najczęściej były wykorzystane w ich organizacji, to *phishing* (metoda oszustwa, w której przestępca podszywa się pod inną osobę lub instytucję, w celu wyłudzenia określonych

informacji (np. danych logowania, szczegółów karty kredytowej) lub nakłonienia ofiary do określonych działań [6], *malware* (ang. *malicious software*) – złośliwe oprogramowanie oraz socjotechnika – zestaw metod mających na celu uzyskanie niejawnych informacji przez cyberprzestępcę [7].

Kolejne wymienione rodzaje włamań to:

- próby hakierskie oraz utrata urządzenia mobilnego (należy wspomnieć, że w stosunku do 2014 roku zanotowano 13% spadek utraty telefonów komórkowych przez pracowników),
- kradzież informacji poufnych,
- *SQL injection* – czyli metoda ataku komputerowego wykorzystująca lukę w zabezpieczeniach aplikacji polegającą na nieodpowiednim filtrowaniu lub niedostatecznym typowaniu danych użytkownika, które to dane są później wykorzystywane przy wykonaniu zapytań (SQL) do bazy danych [8],
- *'Watering hole'* – jest to strategia ataku, w którym ofiarą jest szczególna grupa, organizacja, fabryka przemysłowa lub region; atakujący obserwuje lub zgaduje witryny internetowe, które najczęściej są używane przez daną grupę, po czym infekuje jedną lub więcej z nich złośliwym oprogramowaniem (*malware*),
- *'Man in the middle'* – atak kryptologiczny polegający na podsłuchu i modyfikacji wiadomości przesyłanych pomiędzy dwiema stronami bez ich wiedzy [9].

Udane rodzaje ataków na podstawie przeprowadzonego badania przedstawiono na rysunku 2.



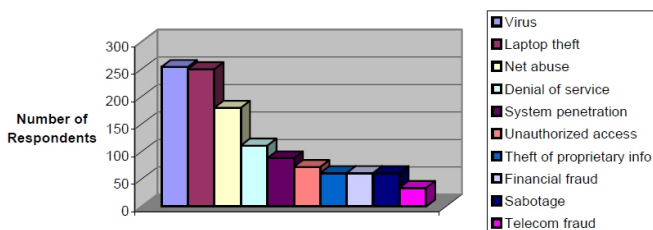
Rys. 2. Udane przeprowadzone rodzaje ataków na podstawie badania ISACA [5] (źródło własne).

Dodatkowo, bazując na przeglądzie systemów SCADA stworzonym przez Idaho National Laboratory (INL) [4], 70% klientów z przemysłu energetycznego firmy Ripstech (obecnie własność firmy Symantec) dostarczającej produkty antywirusowe i zabezpieczenia internetowe doświadczyło przynajmniej jednego poważnego ataku na systemy, zaledwie w pierwszej połowie 2002 roku. Wśród ataków i nadużyć wyróżnia się wirusy, kradzież laptopa, spam, penetracja systemu teleinformatycznego oraz blokada usług DoS (ang. *denial of service*) – atak na system komputerowy lub usługę sieciową w celu uniemożliwienia działania. Na rysunku 3 przedstawiono typy ataków na podstawie badania przeprowadzonego przez Federalne Biuro Śledcze FBI (ang. *Federal Bureau of Investigation*) w 2003 roku.

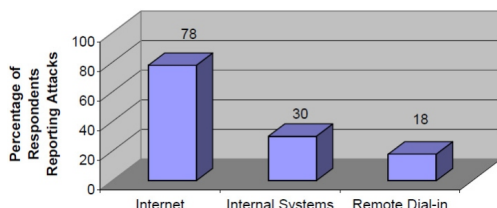
Analizując badanie, można zauważyć, że ataki typu DoS i penetracja systemu informatycznego mają tendencję wzrostową. Te dwa rodzaje ataków razem z wirusami zwykle korzystają z Internetu jako źródła do przeprowa-

dzenia nieupoważnionych działań. Rzeczywiście badania ISACA i FBI wykazują, że wzrasta tendencja ataków internetowych w stosunku do ataków na systemy wewnętrzne lub prób sabotażu.

Operatorzy systemów sterowania procesami z założenia są przekonani, że są one niepodatne na żaden atak cybernetyczny z dwóch głównych powodów. Pierwszym powodem jest założenie, że rozproszone systemy sterowania są odizolowane od Internetu, drugim, że zazwyczaj używają one własnych protokołów i specjalistycznego sprzętu komputerowego niekompatybilnego z tradycyjnymi komputerami i protokołami sieciowymi, takimi jak Ethernet i TCP/IP. Jednakże wielu operatorów skłoniło się ku stosowaniu otwartych protokołów i sprzętu *off-the-shelf* (wykonywanego według znormalizowanego formatu, a nie na zamówienie), czasami niechęć podłączając system do Internetu. Fakt ten został zidentyfikowany i wielokrotnie potwierdzony przez testerów penetracyjnych zatrudnionych do oceny bezpieczeństwa cybernetycznego w infrastrukturze krytycznej. Podczas konferencji Black Hat w 2006 roku prezeszy z zespołu *X-Force IBM Internet Security Systems* przedstawili test penetracyjny¹ w bezmiejscowej elektrowni. Podczas spotkania z kierownictwem zakładu w sali konferencyjnej zespół znalazł niezabezpieczony punkt dostępu w sieci bezprzewodowej i użył go, aby uzyskać dostęp do sieci biznesowej, a stamtąd dostał się do sieci sterowania w elektrowni, używając 10-letniego programu *Exploit* (oprogramowanie zaprojektowane, aby wykorzystać lukę w systemie komputerowym, zazwyczaj do szkodliwych celów, takich jak instalowanie złośliwego oprogramowania). Jedynie znajomość popularnych protokołów internetowych wystarczyła do zakłócenia pracy komputerów. Z doświadczenia grupy *X-Force* każdy haker, który chciałby podjąć następne kroki, aby poznać protokoły komputerów, mógł znaleźć odpowiednie specyfikacje przez Internet [10].



Rys. 3. Media wykorzystywane do ataków [4].



Rys. 4. Trzy typy ataków [4].

¹ Test penetracyjny – proces polegający na przeprowadzeniu kontrolowanego ataku na system teleinformatyczny, mający na celu praktyczną ocenę bieżącego stanu bezpieczeństwa tego systemu, w szczególności obecności znanych podatności i odporności na próby przełamania zabezpieczeń (definicja Wikipedia).

Narzędzia ataków

Osoba atakująca (haker, cyberprzestępca) nie musi być znakomitym programistą, aby spenetrować sieciowy system operacyjny lub komputer. Są dostępne narzędzia zarówno do uzyskania dostępu, jak i uzyskania wiedzy o systemie wyznaczonym do ataku. Niżej przedstawiono kilka z nich [4].

Password Crackers – to programy do złamania haseł; ich celem jest wykonanie kilku prób logowania zwykle z użyciem jednej z dwóch metod: algorytm słownikowy lub algorytm siłowy. Narzędzia do ataku słownikowego używają popularnych słów często używanych w hasłach, natomiast algorytmy siłowe po prostu próbują każdej możliwej kombinacji znaków, która może być wykorzystana w hasło dostępu. Algorytmy siłowe konsumują zatem zdecydowanie więcej czasu, ale mają za to możliwość złamania większej liczby haseł. Znaczna ilość programów do łamania haseł jest dostępna w Internecie bezpłatnie.

War-dialer – to program komputerowy służący do identyfikacji numerów telefonów, które mogą nawiązać połączenie z modemem komputerowym. Program automatycznie wybiera określony zakres numerów telefonów i dopisuje w bazie danych te numery, które z powodzeniem łączą się z modemem. Niektóre programy mogą także zidentyfikować konkretny system operacyjny działający na komputerze, a także mogą prowadzić automatyczne testy penetracyjne. W takich przypadkach w próbie uzyskania dostępu do systemu *war-dialer* działa według zdefiniowanej listy powszechnych nazw użytkowników i haseł [11].

Ping sweep i skaner portów – programy działają podobnie do *war-dialer*, przy czym zamiast numerów telefonów pobierają one zakres adresów IP, aby określić, które adresy IP oraz jakie porty są używane [12,13].

Packet Sniffers i analizatory protokołów – to programy komputerowe lub urządzenia, których zadaniem jest przechwytywanie i ewentualnie analizowanie danych przepływających w sieci. Pakiety danych są wyodrębnione i przedstawione w prostej formie czytelnej dla człowieka, co pozwala na przeprowadzenie skutecznej analizy wszelkich danych przekazywanych za pośrednictwem interfejsów sieciowych komputera.

Prawdopodobne scenariusze ataków

Jak wykazano, istnieje szereg sposobów, aby uzyskać dostęp do systemu sieciowego. Jeżeli już system został zaatakowany, haker ma kilka możliwości do wyboru, gdy jego celem stanie się elektrownia lub dostawca energii elektrycznej. Prawdopodobne zdarzenie to:

- Przejęcie bezpośredniej kontroli nad stacjami elektroenergetycznymi lub elektrownią, powodujące zamknięcie tych obiektów.
- Wprowadzenie złośliwego kodu lub oprogramowania bądź tak zwanej bomby logicznej, która wykonuje zakłócenia systemu przez określony czas.
- Zmiana danych, na przykład informacji o rachunkach, rozliczeniach dla odbiorców, tak aby zakłócić proces operacji finansowych.
- Przeprowadzenie ataku „*man in the middle*” w celu przechwycenia i zmiany danych tak, aby oszukać operatora systemu, dając informację o tym, że system jest w stanie, w którym realnie nie jest (na przykład podanie informacji o przeciążeniu sieci elektroenergetycznej). Operator może zatem podjąć niepotrzebne lub nawet szkodliwe działania w celu złagodzenia tego stanu.
- Haker może zainicjować atak DoS (blokadę usługi) lub atak DDoS (ang. *distributed denial of service* – rozproszona odmowa usługi)², który praktycznie łączy wszystkie źródła dostępu do sieci i uniemożliwia normalny ruch za jej pośrednictwem.

Przykłady poważnych ataków

Elektrownia jądrowa Davis-Besse w stanie Ohio, Stany Zjednoczone

W dniu 25 stycznia 2005 roku robak *SQL Slammer* zainfekował serwery Microsoft SQL na całym świecie. W ciągu 10 minut zaraził 75 tysięcy serwerów na całym świecie – 90% podatnych hostów³. Projekt robaka był stosunkowo prosty, nie zapisywał się na twardym dysku i nie usuwał plików w celu osiągnięcia kontroli systemu użytkownika. Zamiast tego zapisywał się w pamięci systemowej i szukał innych hostów do zainfekowania. Usuwanie robaka było proste i polegało na restarcie serwera i zamknięciu portu 1434, czyli punktu wejścia robaka. Chociaż robak nie wykonywał żadnej niebezpiecznej czynności, to w dalszym ciągu spowodował poważne zakłócenia, szukał nowych hostów, skanując losowe adresy IP. Ten sposób działania umożliwił robakowi generowanie gigantycznego ruchu w sieci, rzędu wielu gigabajtów na sekundę, co w konsekwencji spowodowało „zapchanie” sieci. W wyniku wypuszczenia robaka zostały wyłączone terminale w centrum powiadamiania ratunkowego w Bellevue, stanie Waszyngton, zamknięto 13 tysięcy bankomatów i zmuszono linie lotnicze Continental Airlines do anulowania kilku lotów z powodu awarii internetowego systemu biletów.

Slammer SQL zainfekował również komputer w elektrowni Davis-Besse w 2003 roku. Robak zainfekował sieć

² DDoS jest odmianą ataku DoS polegającą na zaatakowaniu ofiary z wielu miejsc jednocześnie. Do przeprowadzenia ataku służą najczęściej komputery, nad którymi przejęto kontrolę, używając specjalnego oprogramowania (różnego rodzaju tzw. boty i trojany). Na dany sygnał komputery zaczynają jednocześnie atakować system ofiary, zasypując go fałszywymi próbami skorzystania z usług, jakie oferuje.

³ Host – dowolna maszyna (komputer, karta sieciowa, modem itp.) uczestnicząca w wymianie danych lub udostępniająca usługi sieciowe poprzez sieć komputerową za pomocą protokołu komunikacyjnego TCP/IP oraz posiadająca własny adres IP (definicja Wikipedii).

konsultanta, po czym rozprzestrzenił się do sieci korporacyjnej operatora First Energy Nuclear Operating Company (FENOC) – licencjodawcy elektrowni Davis-Besse, a następnie do sieci sterowania w elektrowni. Ruch generowany przez robaka zatkał sieć korporacyjną i system SCADA elektrowni, przez 4 godziny i 50 minut personel elektrowni nie mógł uzyskać dostępu do systemu wyświetlania parametrów bezpieczeństwa, który pokazuje dane o rdzeniu reaktora z systemów chłodzenia, czujników temperatury i detektorów promieniowania, a zatem komponentów, które w pierwszej kolejności informują o wrzeniu wody w reaktorze. Wprawdzie w chwili zdarzenia reaktor w Davis-Besse był od prawie roku wyłączony. Ponadto chociaż ruch skanowania wywołany przez robaka zablokował odczyty cyfrowe z czujników sterowania, to nie zainfekował on analogowych odczytów z komponentów, a zatem technicy elektrowni mogliby w dalszym ciągu otrzymywać wiarygodne dane z czujników, osobiście podchodząc do komponentów w systemach bezpieczeństwa. Niemniej takie działanie jest jednak znacznie wolniejsze, niż automatyczne pobieranie danych z sieci.

Elektrownia Davis-Besse miała zaporę sieciową chroniącą sieć korporacyjną przed szerszym dostępem do Internetu, a jej konfiguracja chroniła przed zainfekowaniem robakiem. Jednak jeden z konsultantów stworzył połączenie z siecią biurową firmy konsultingowej poza zaporą sieciową, w rezultacie robak mógł ominąć zaporę i zainfekować sieć korporacyjną firmy First Energy, a stamtąd nie było już żadnej przeszkody na drodze do sieci sterującej w elektrowni. Firma First Energy skonfigurowała zaporę sieciową pomiędzy siecią korporacji a siecią elektrowni. Incydent w Davis-Besse wykazał, że poprzez wyposażenie elektrowni w system SCADA do zdalnego monitorowania procesów operator nieświadomie połączył system sterujący elektrownią do Internetu z sieci firmowej [10, 14].

Elektrownia jądrowa Browns Ferry

W październiku 2006 roku zamknięto Unit 3 w elektrowni jądrowej Browns Ferry w stanie Alabama. Unit 3 został wyłączony manualnie po awarii obu pomp recyrkulacji oraz demineralizatora kondensatu. Kontroler demineralizatora kondensatu to rodzaj sterownika PLC, a praca pompy recyrkulacji zależy od napędu zmiennej częstotliwości (VFD) do modulowania prędkości obrotowej silnika. Oba rodzaje urządzeń mają wbudowane mikroprocesory, które przesyłają dane przez Ethernet, obecnie najpopularniejszą technologię używaną do budowy sieci lokalnej LAN. Urządzenie transmittuje pakiet danych do każdego innego urządzenia w sieci lokalnej. Urządzenie odbierające pakiet danych musi zidentyfikować, czy pakiet danych został adresowany do tego urządzenia, czy nie.

Wydaje się, że sieć sterująca w Browns Ferry wyprodukowała więcej ruchu, niż sterownik PLC i napęd VFD mógł odebrać, jest również możliwe, że sterownik PLC został uszkodzony i „zalał” sieć lokalną fałszywym ruchem, co spowodowało wyłącznie napędu VFD, jednak testy przeprowadzone po zdarzeniu były niejednoznaczne.

Niepowodzenie w działaniu tych sterowników nie było wynikiem ataku cybernetycznego, jednakże demonstruje, jaki wpływ może mieć jeden komponent na całą sieć sterowni oraz na poszczególne urządzenia.

W połączeniu z infekcją w elektrowni Davis-Besse zamknięcie bloku 3 w Browns Ferry przedstawia możliwy realny scenariusz ataku cybernetycznego. Jeżeli *Slammer SQL* zaatakowałby sieć sterowania w działającym reaktorze i zdołał rozprzestrzenić się za pośrednictwem sieci lokalnej, w konsekwencji mógłby wyłączyć pompy recyrkulacji, a także czujniki służące do alarmowania personelu elektrowni w przypadku problemu [10].

Automatyczne wyłączenie reaktora w elektrowni Hatch

Ze względu na rosnącą ilość połączeń sieciowych między systemami kontroli i komputerów biurowych, nawet pozornie proste czynności mogą mieć nieoczekiwane rezultaty. W dniu 7 marca 2008 roku blok 2 elektrowni Hatch w stanie Georgia doznał automatycznego wyłączenia reaktora po zainstalowaniu przez jednego z inżynierów aktualizacji oprogramowania do pojedynczego komputera w sieci biznesowej elektrowni. Komputer był używany do zbierania danych diagnostycznych z sieci sterowania. Aktualizacja została zaprojektowana, aby zsynchronizować dane z obu sieci – biznesowej i sterowania. Kiedy inżynier zrestartował komputer, program synchronizujący zresetował dane w sieci sterującej. Systemy sterowania zinterpretowały to jako nagły spadek poziomu wody w zbiorniku reaktora, co doprowadziło do automatycznego wyłączenia. Ten cyberincydent jest najmniej krytyczny ze wszystkich tu przedstawionych, dlatego że doprowadził do zaktywowania systemów bezpieczeństwa, a nie zakłócał ich pracy, natomiast pokazuje, jakie konsekwencje może mieć niewinna pomyłka. Przykład demonstruje, że operatorzy elektrowni nie do końca rozumieją zależności pomiędzy urządzeniami sieciowymi oraz jak złośliwi hakerzy poprzez proste zmiany w sieci biznesowej mogli mieć wpływ na systemy krytyczne w elektrowni, nawet jeśli nie było to ich pierwotnym zamiarem [10].

Notka o autorze

Justyna Adamczyk – absolwentka Akademii Górniczo-Hutniczej w Krakowie oraz ENSTA ParisTech w Paryżu na kierunku Nuclear Plant Design, specjalista w Wydziale Kontroli Obiektów Jądrowych Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego PAA.

Literatura

1. Wikipedia – <https://pl.wikipedia.org/wiki/SCADA>
 2. <http://automatykab2b.pl/tematmiesiaca/6782-rozproszone-systemy-sterowania-wybor-integracja-i-migracja-#.V9aUqZiLTIU>
 3. <http://www.astor.com.pl/produkty/oprogramowanie-przemyslowe/systemy-scada.html>
 4. K. Barnes, B. Johnson, R. Nickelson *Review of Supervisory Control And Data Acquisition (SCADA) Systems*.
 5. State of Cybersecurity Implications for 2016 An ISACA and RSA Conference Survey.
 6. Wikipedia – [https://pl.wikipedia.org/wiki/Inżynieria_społeczna_\(informatyka\)](https://pl.wikipedia.org/wiki/Inżynieria_społeczna_(informatyka))
 7. Wikipedia – https://pl.wikipedia.org/wiki/SQL_injection
 8. Wikipedia – https://pl.wikipedia.org/wiki/Atak_man_in_the_middle
 9. B. Kesler *The Vulnerability of Nuclear Facilities to Cyber Attack*.
 10. <http://searchsecurity.techtarget.com/definition/war-dialer>
<http://www.radmin.pl/products/utilities.php>
- Wikipedia – <https://pl.wikipedia.org/wiki/Phishing>
Wikipedia – https://en.wikipedia.org/wiki/Ping_sweep
<http://www.securityfocus.com/news/6767>

Szanowni Czytelnicy

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

Szczegółowe informacje dla autorów na stronach PAA.

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