

ISSN 2353-9062

1 (103) 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 1 (103) 2016
Warszawa

Spis treści

| | |
|--|----|
| Edward Raban Bezpieczeństwo źródeł promieniotwórczych instalowanych w przemysłowej aparaturze kontrolno-pomiarowej | 5 |
| Ernest Staroń, Szymon Suchcicki Obliczenia neutronowe z użyciem SCALE i PARCS | 13 |
| Maciej Kulig Incident radiologiczny w EJ Pakš w kwietniu 2003 roku – analiza przyczyn | 18 |
| Krzysztof Rzymkowski Zagrożenie systemów informatycznych elektrowni jądrowych. | 28 |
| Justyna Adamczyk Zarządzanie czynnikami ludzkimi i organizacyjnymi w celu poprawy bezpieczeństwa jądrowego . . . | 35 |
| Ludwik Dobrzyński, Krzysztof Wojciech Fornalski, Joanna Reszczyńska Ryzyko zdrowotne związane z niskimi dawkami promieniowania jonizującego | 42 |

Szanowni Państwo

Artykuły zamieszczane w naszym Biuletynie w większości poświęcone są różnym aspektom realizacji przez dozór jądrowy swych podstawowych funkcji: określania wymagań (ang. *rules setting*)*, wydawania zezwoleń i uprawnień (ang. *authorization*), kontroli i egzekwowania (ang. *inspection and enforcement*) oraz dozorowej oceny bezpieczeństwa (ang. *assessment*), jak również przygotowania do reagowania na zdarzenia radiacyjne (ang. *emergency preparedness and response*). Pierwszy tegoroczny numer poświęcamy różnym metodom i aspektom **oceny przez dozór** bezpieczeństwa działalności wymagających zezwolenia, tak w odniesieniu do zastosowań źródeł promieniowania jak i obiektów jądrowych, z uwzględnieniem sytuacji normalnych i awaryjnych.

Artykuł pana **Edwarda Rabana** zawiera omówienie wyników dodatkowych analiz i kontroli stanu ochrony radiologicznej i fizycznych zabezpieczeń źródeł promieniotwórczych stosowanych w przemyśle, podjętych przez dozór jądrowy PAA w wytypowanych zakładach, podobnych do jednego z zakładów w Poznaniu, gdzie w kwietniu 2015 roku z należącego do tego zakładu magazynu ukradziono kilkanaście źródeł promieniotwórczych. Autor przytacza wnioski, zawarte w raporcie z przeprowadzonych kontroli, analiz i oceny dozorowej, wskazujące środki naprawcze pozwalające zmniejszyć ryzyko wystąpienia podobnych zdarzeń w przyszłości. Artykuł panów **Ernesta Staronia** i **Szymona Suchcickiego** omawia ważny element oceny bezpieczeństwa, jakim są obliczenia neutronowe, prowadzone zarówno na etapie projektowania rdzenia reaktora, jak i w ocenie przez dozór jądrowy bezpieczeństwa reaktora w różnych stanach eksploatacyjnych i w analizach różnych sekwencji awaryjnych. Autorzy omawiają dostępne kody obliczeniowe systemu SCALE i program PARCS. Pozwalają one zintegrować obliczenia neutronowe z obliczeniami ciepło przepływowymi prowadzonymi kodem TRACE.

Artykuł pana **Macieja Kuliga** jest przykładem zastosowania przez autora nowoczesnych metod: tzw. *analizy źródłowej przyczyn* oraz *mapy przyczyn* (ang. *cause mapping*) m.in. do analizy zdarzeń radiacyjnych – na przykładzie wypadku do jakiego doszło podczas chemicznego czyszczenia paliwa w węgierskiej EJ Pakš w 2003 roku. Stosowanie tych metod – znakomicie ułatwiających określenie skutecznych środków naprawczych – w analizach rzeczywistych zdarzeń (które realnie miały miejsce) – zasługuje na szerokie rozpropagowanie, nie tylko w branży atomistyki.

Kolejne dwa artykuły poruszają istotny aspekt dozorowej oceny bezpieczeństwa (ang. *assessment*), jakim jest czynnik ludzki (ang. *human factor*), w sensie konieczności rozpatrzenia w analizach potencjalnych **skutków błędów** w postępowaniu lub zamierzonych **działań przestępczych** człowieka. Tym ostatnim poświęcony jest artykuł pana **Krzysztofa Rzymkowskiego** omawiający zasady i poziomy zabezpieczeń systemów informatycznych obiektów energetyki jądrowej przed cyber-atakami. Natomiast pani **Justyna Adamczyk** wskazuje w swoim artykule na potrzebę zarządzania czynnikami ludzkimi i organizacyjnymi w celu poprawy bezpieczeństwa, a także odpowiedniego ich modelowania w analizach bezpieczeństwa. Omawia także wpływ czynnika ludzkiego na największe awarie reaktorowe.

Biuletyn zamyka artykuł autorstwa panów **Ludwika Dobrzyńskiego**, **Krzysztofa W. Fornalskiego** i pani **Joanny Reszczyńskiej** polemizujący z niektórymi tezami artykułu pana S. Sommera, w kwestii szkodliwości małych dawek dla zdrowia ludzkiego, zamieszczonego w poprzednim numerze naszego Biuletynu.



Przewodniczący Rady Programowej
Maciej Jurkowski

* Ten obszar działania dozoru określane jest często terminem (*Regulations and Guides*). Urząd dozoru, jakim jest PAA uczestniczy w procesie tworzenia przepisów (ang. *regulations*) – określających wymagania bezpieczeństwa i wytycznych (ang. *guidelines*) – wskazujących oczekiwane, akceptowalne sposoby wykazania dozorowi przez wnioskującego do organu dozoru o autoryzacji jego działalności, że wymagania bezpieczeństwa zawarte w przepisach i warunkach zezwolenia są spełnione.

Bezpieczeństwo źródeł promieniotwórczych instalowanych w przemysłowej aparaturze kontrolno-pomiarowej

Edward Raban

Państwowa Agencja Atomistyki

1. Wstęp

Zaistniałe w 2015 roku wypadki kradzieży źródeł promieniotwórczych wywołały nie tylko zwrócenie wzmożonej uwagi na ich ochronę fizyczną¹ przez inspektorów dozoru jądrowego, ale także podjęcie na polecenie Prezesa PAA dodatkowych analiz i kontroli (tzw. stress testów) odporności na takie zdarzenia innych jednostek organizacyjnych prowadzących podobną działalność. W wyniku tych działań powstał raport przeglądu stanu ochrony radiologicznej i bezpieczeństwa fizycznego źródeł promieniotwórczych w jednostkach organizacyjnych instalujących urządzenia zawierające źródła promieniotwórcze w przemysłowych instalacjach aparatury kontrolno-pomiarowej. Omówienie ustaleń i wniosków tego raportu jest przedmiotem niniejszego artykułu.

Ze względu na specyfikę wykonywanej przez te jednostki działalności, obejmującej nie tylko instalowanie i demontaż urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze, ale także ich obsługę, czyli serwis, obrót tymi urządzeniami oraz transport i przechowywanie źródeł promieniotwórczych, postępowanie ze źródłami w tych jednostkach jest dość złożonym procesem. Dlatego też bezpieczeństwo tych źródeł nie zależy wyłącznie od zapewnienia im odpowiedniej ochrony fizycznej np. podczas ich przechowywania, ale zależy także od spełniania szeregu wymagań w zakresie ochrony radiologicznej określonych przepisami prawa i warunków wykonywania działalności określonych w zezwoleniu Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki.

2. Stan prawny

Zgodnie z przepisami ustawy – Prawo atomowe to kierownik jednostki organizacyjnej wykonującej działalność związaną ze źródłami promieniotwórczymi ma obowiązek zabezpieczyć je przed uszkodzeniem, kradzieżą lub dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych. Jednocześnie ustawa nie określa, jakie środki należy wprowadzić do ochrony tych źródeł, gdyż zawarta w ustawie delegacja dla Rady Ministrów do określenia, w drodze rozporządzenia, sposobu zabezpieczenia źródeł wysokoaktywnych przed uszkodzeniem, kradzieżą lub dostaniem się w ręce osób niepowołanych, mając na względzie konieczność zapobieżenia powstaniu zdarzenia radiacyjnego związanego z takim źródłem, nie została zrealizowana, gdyż nie było takiej konieczności. Do 2015 roku nie było przypadków kradzieży źródeł promieniotwórczych. Kradzież źródeł promieniotwórczych w wyniku włamania do magazynu źródeł w 2015 roku², jest pierwszym ze zdarzeń, w których istotną rolę w zabezpieczeniu źródeł promieniotwórczych może odgrywać poziom ich ochrony fizycznej. Natomiast zdarzające się do tej pory przypadki zaginięcia źródeł promieniotwórczych były zawsze następstwem zaniedbania obowiązków przy wykonywaniu działalności ze źródłami lub przy likwidacji jednostek wykonujących taką działalność, co doprowadzało do utraty kontroli nad źródłami. Powodem tych zaginięć nie był niewystarczający poziom ochrony fizycznej źródeł. Jednocześnie, chcąc uregulować wymagania ochrony fizycznej źródeł, należy zdawać sobie sprawę z różnorodności wykonywanych działalności ze źródłami promieniotwórczymi. Tylko w przypadku zamkniętych źródeł promieniotwórczych działalnością wykonywaną na podstawie zezwolenia Prezesa Państwowej

¹ Zob. artykuł w numerze Biuletynu BJ I OR Nr 3 (101)2015, str. 27.

² Włamanie do magazynu źródeł promieniotwórczych Polon Beta Sp. z o. o. w Poznaniu.

Agencji Atomistyki objęte jest ponad 12 tys. źródeł. Są to źródła stosowane w przemyśle, medycynie i badaniach naukowych, o aktywności nominalnej od 1 MBq do 500 000 000 MBq, zainstalowane głównie w urządzeniach pracujących w różnych warunkach nie tylko w budynkach, ale także poza nimi lub poza terenem jednostek organizacyjnych, gdzie niejednokrotnie są przechowywane „ad hoc”. Wobec takiej różnorodności zastosowań urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze, wielkości źródeł i miejsc ich stosowania trudno przyjąć jednolitą politykę w zakresie ochrony fizycznej źródeł. Ujednolicone przepisy w tym zakresie, nieuwzględniające specyfiki wykonywanych działalności ze źródłami, mogą ją tylko utrudnić lub wręcz uniemożliwić. Brak szczegółowych regulacji w zakresie ochrony fizycznej źródeł promieniotwórczych nie oznacza jednak, że obecnie nie zwraca się uwagi na poziom tej ochrony. Zgodnie z przepisami ustawy – Prawo atomowe wnioskodawca, składając wniosek o zezwolenie, niezależnie od rodzaju działalności związanej z narażeniem, w programie zapewnienia jakości działalności, której dotyczy wniosek, musi określić sposób zabezpieczenia źródeł promieniotwórczych przed uszkodzeniem, kradzieżą i dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych. Ponieważ program ten podlega ocenie merytorycznej organu wydającego zezwolenie, organ powinien ocenić właściwość przyjętych zabezpieczeń i okresowo sprawdzać ich poziom. Ponadto w programie zapewnienia jakości powinna być wyznaczona osoba odpowiedzialna za zabezpieczenie źródeł.

W zakresie reglamentacji działalności z urządzeniami zawierającymi źródła promieniotwórcze, ustawa – Prawo atomowe nie wymienia przechowywania urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze, wymienia jedynie działalności polegające na produkowaniu, instalowaniu, stosowaniu i obsłudze urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze. Nie oznacza to jednak, że przechowywanie takich urządzeń nie wymaga zezwolenia lub zgłoszenia. W tym przypadku przedmiotem reglamentacji jest źródło promieniotwórcze, a samo urządzenie spełnia jedynie funkcję pojemnika ochronnego. Podmiot odpowiedzialny za urządzenie ze źródłem promieniotwórczym i je przechowujący musi uzyskać zezwolenie na przechowywanie źródeł promieniotwórczych lub zgłosić taką działalność w przypadku źródeł o aktywności całkowitej nie większej niż ustalona przepisami. Zezwolenie takie lub zgłoszenie wymagane jest także wówczas, gdy źródła są przechowywane w magazynie innej jednostki organizacyjnej, w przypadku nieprzekazania tej jednostce odpowiedzialności za kontrolę i ewidencję tych źródeł.

Zgodnie z przepisami, źródła promieniotwórcze powinny być przechowywane w pomieszczeniach zlokalizowanych w budynkach zaliczonych co najmniej do klasy B odporności pożarowej, w sposób uniemożliwiający rozprzestrzenianie się skażeń promieniotwórczych, w miejscu odpowiednio oznakowanym i tam, gdzie nie przechowuje

się substancji łatwopalnych, o właściwościach wybuchowych, żrących i o właściwościach utleniających, a także gazów sprężonych. W razie konieczności magazynowania źródeł poza pracownią powinno się je przechowywać na terenie nadzorowanym, zabezpieczonym na zasadach określonych w przepisach przeciwpożarowych oraz zabezpieczonym przed zalaniem wodą i dostępem osób postronnych. W celu ograniczenia dawek otrzymywanych w wyniku przechowywania źródeł należy zadbać o to, aby stopień osłabienia promieniowania jonizującego przez ściany zewnętrzne i stropy magazynu zapobiegał otrzymaniu przez osoby z ogółu ludności w ciągu kolejnych 12 miesięcy dawki skutecznej promieniowania jonizującego, przekraczającej:

- a. 0,1 mSv w przypadku magazynu zlokalizowanego w budynku mieszkalnym albo w budynku zamieszkania zbiorowego,
- b. 0,3 mSv w pozostałych przypadkach.

Źródła promieniotwórcze podlegają obowiązkowi ewidencji i kontroli. Przepisy ustawy – Prawo atomowe określają sposób prowadzenia ewidencji i wzory kart ewidencyjnych źródeł promieniotwórczych. W przypadku działalności polegającej na przechowywaniu źródeł kluczowa jest ewidencja ruchu tych źródeł, a także obowiązek sporządzania na odrębnej karcie ewidencyjnej ewidencji posiadanych zamkniętych źródeł promieniotwórczych według stanu na dzień 31 grudnia danego roku oraz przesyłania kopii tej karty Prezesowi Państwowej Agencji Atomistyki w terminie do dnia 31 stycznia roku następnego. Przepisy określają także wymagany zakres kontroli źródeł promieniotwórczych, obejmującej kontrolę: zgodności stanu źródeł z dokumentami ewidencji źródeł, szczelności źródeł, warunków stosowania i przechowywania źródeł.

W zakresie postępowania awaryjnego przepisy ustawy – Prawo atomowe określają zakres zakładowego planu postępowania awaryjnego. Plan ten powinien zawierać między innymi zwięzły opis potencjalnych sytuacji awaryjnych, w tym pożaru, oraz procedur awaryjnych dla rutynowych procesów technologicznych, zależnych od rodzaju działalności w warunkach narażenia. W przypadku przechowywania źródeł promieniotwórczych wśród potencjalnych sytuacji awaryjnych nie powinno zabraknąć sytuacji związanych z uszkodzeniem, kradzieżą i dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych tych źródeł.

3. Przebieg przeglądu

Spośród 172 jednostek organizacyjnych instalujących urządzenia zawierające źródła promieniotwórcze w przemysłowych instalacjach aparatury kontrolno-pomiarowej do przeglądu stanu ochrony radiologicznej i bezpieczeństwa źródeł promieniotwórczych wytypowano 10 tych, które w ostatnich 5 latach przechowywały w magazynach znaczną liczbę źródeł promieniotwórczych.

Inspektorzy dozoru jądrowego przeanalizowali istniejącą w zasobach Państwowej Agencji Atomistyki dokumentację wytypowanych jednostek pod kątem:

- a. zakresu posiadanego zezwolenia Prezesa PAA;
- b. kompletności programu zapewnienia jakości w zakresie określenia sposobu zabezpieczenia źródeł promieniotwórczych przed uszkodzeniem, kradzieżą i dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych oraz podziału odpowiedzialności pomiędzy pracownikami jednostki;
- c. liczby i aktywności przechowywanych źródeł promieniotwórczych;
- d. wywiązywania się z obowiązków ewidencyjnych źródeł promieniotwórczych;
- e. procedur na wypadek utraty lub kradzieży źródeł w zakładowym planie postępowania awaryjnego.

Następnie rozesłano do wytypowanych jednostek ankietę mającą na celu ustalenie aktualnego:

- a. sposobu przechowywania źródeł promieniotwórczych i zarządzania tymi źródłami;
- b. poziomu przyjętego sposobu zabezpieczenia źródeł promieniotwórczych;
- c. sposobu przeprowadzania kontroli źródeł promieniotwórczych;
- d. przygotowania na wypadek utraty lub kradzieży źródeł i przypadków takich zdarzeń w przeszłości.

Ostatnim etapem przeglądu było przeprowadzenie przez inspektorów dozoru jądrowego kontroli w zakresie ochrony radiologicznej w wytypowanych jednostkach organizacyjnych pod kątem prawidłowości wykonywania działalności polegającej na przechowywaniu źródeł promieniotwórczych i ich bezpieczeństwa.

4. Metodyka przeglądu

Analizując ankiety i wyniki kontroli, podjęto próbę odpowiedzi na następujące pytania:

1. **Czy poddana przeglądowi jednostka** organizacyjna, wykonująca działalność związaną z narażeniem na promieniowanie jonizujące, polegającą na instalowaniu urządzeń zawierających zamknięte źródła promieniotwórcze, **powinna posiadać zezwolenie Prezesa PAA w zakresie przechowywania** źródeł promieniotwórczych? Kryteria oceny:
 - a. Jednostka powinna posiadać zezwolenie na przechowywanie źródeł, jeżeli:
 - i. jest właścicielem magazynu i przechowuje w nim źródła, za które jest odpowiedzialna,
 - ii. nie jest właścicielem magazynu, ale, przechowując źródła w wynajmowanej części tego magazynu, jest cały czas za nie odpowiedzialna.
 - b. Nie musi posiadać zezwolenia na przechowywanie źródeł jednostka, która każdorazowo przekazuje źródła do przechowywania innej uprawnionej jednostce wraz z odpowiedzialnością za kontrolę i ewidencję tych źródeł (np. właścicielowi magazynu).

2. **Czy działalność** związana z przechowywaniem źródeł promieniotwórczych **jest zgodna z przepisami** i warunkami, na jakich zostało wydane zezwolenie? Kryteria oceny:

- a. Jednostka powinna przechowywać źródła zgodnie z wymaganiami **ochrony radiologicznej**.
- b. Jednostka powinna prowadzić **ewidencję ruchu przechowywanych źródeł** zgodnie ze wzorem określonym w przepisach. Powinna być wyznaczona osoba odpowiedzialnej za prowadzenie takiej ewidencji.
- c. Jednostka powinna **zabezpieczyć źródła**, za które jest odpowiedzialna, **przed uszkodzeniem, kradzieżą i dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych**:
 - i. przyjęty sposób zabezpieczenia źródeł powinien być określony w programie zapewnienia jakości,
 - ii. stan rzeczywisty zabezpieczenia źródeł powinien odpowiadać stanowi określone w programie zapewnienia jakości,
 - iii. powinna być wyznaczona osoba odpowiedzialna za zabezpieczenie źródeł,
 - iv. odpowiedzialność za stan i sposób zabezpieczenia przechowywanych źródeł jest ponoszona bez względu na posiadanie prawa własności magazynu, w którym źródła są przechowywane..
- d. Jednostka powinna w zakładowym **planie postępowania awaryjnego** uwzględnić sytuacje związane z uszkodzeniem, kradzieżą i dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych źródeł promieniotwórczych i posiadać opracowane procedury na wypadek takich zdarzeń.
- e. Wszelkie procedury związane z postępowaniem ze źródłami promieniotwórczymi powinny zawierać takie instrukcje postępowania ze źródłami, które **ograniczą do minimum możliwość sabotażu**, wyprowadzenia źródeł z jednostki czy też dostania się źródeł w ręce osób nieuprawnionych.

3. **Czy we właściwy sposób jest prowadzona ewidencja i kontrola** źródeł promieniotwórczych? Kryteria oceny:

- a. Jednostka powinna prowadzić ewidencje źródeł na kartach ewidencyjnych zgodnie ze wzorem określonym w przepisach. W karcie ewidencyjnej zamkniętego źródła promieniotwórczego powinna być wpisana data ostatniej kontroli szczelności źródła.
- b. Do każdego źródła jednostka powinna posiadać świadectwo producenta źródła oraz inne wymagane przepisami dokumenty identyfikacyjne źródła dla źródła wysokoaktywnego. W każdym przypadku jednostka powinna podać przyczyny braku świadectwa dla posiadanego źródła.
- c. Corocznie jednostka sporządza i przesyła Prezesowi PAA w terminie do 31 stycznia ewidencję posiadanych zamkniętych źródeł promieniotwórczych według stanu na dzień 31 grudnia roku poprzedniego. Warunkiem rzetelnego sporządzenia ww. ewidencji oraz wypełnienia obowiązku kontroli zgodności stanu źródeł z doku-

mentami ich ewidencji oraz kontroli warunków stosowania i przechowywania źródeł jest spis źródeł z natury.

d. Przy kontroli zgodności stanu przechowywanych źródeł z dokumentami ich ewidencji odczyt numeru pojemnika jest kluczowy dla identyfikacji źródła znajdującego się w pojemniku. Brak możliwości odczytu numeru pojemnika, spowodowany złym stanem technicznym pojemnika, może oznaczać, że coroczny spis źródeł z natury nie jest wykonywany.

4. Czy jednostka wykonuje czynności ze źródłami wykraczające poza zakres działalności określonej w zezwoleniu Prezesa PAA? Kryteria oceny:

- a. Wszystkie wykonywane czynności ze źródłami powinny być zgodne z przedłożonym przy wniosku o zezwolenie programem zapewnienia jakości. Należy zwrócić uwagę i odnotować te czynności, które nie zostały w ww. programie ujęte, nawet jeżeli nie wykraczają poza zakres działalności określonej w zezwoleniu. Należy wyjaśnić także sytuacje, w których wykonywane czynności ze źródłami zostały ujęte w ww. programie, ale nie znalazły odzwierciedlenia w zakresie posiadanego zezwolenia.
- b. Wykonywanie przeładunków źródeł z macierzystych pojemników ochronnych do innych pojemników jest działalnością polegającą na stosowaniu źródeł promieniotwórczych lub nawet przetwarzaniu odpadów promieniotwórczych i nie jest objęte działalnością polegającą na instalowaniu i obsłudze urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze (wymaga odrębnego zezwolenia). Istotne jest ustalenie przyczyn takiego postępowania.
- c. Przechowywanie zużytych zamkniętych źródeł promieniotwórczych wymaga zezwolenia Prezesa PAA na przechowywanie odpadów promieniotwórczych. Przechowywaniem odpadów nie będzie jedynie sytuacja, w której źródło przeznaczone na odpady zostanie niezwłocznie przekazane do ZUOP, czyli bez nieuzasadnionej zwłoki. W każdym przypadku nieprzekazania do ZUOP źródła przeznaczonego na odpady promieniotwórcze jednostka powinna podać uzasadnienie tej zwłoki.

5. Czy przyjęty poziom zabezpieczenia źródeł przed uszkodzeniem, kradzieżą i dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych jest zgodny z zaleceniami MAEA i czy istnieją obiektywne przesłanki do zwiększenia tego poziomu? Kryteria oceny:

- a. Osiągnięcie poziomu bezpieczeństwa zgodnego z zaleceniami MAEA:
 - i. zabezpieczenie źródeł w celu ich ochrony powinno być adekwatne do zagrożeń, jakie te źródła mogą spowodować (podejście stopniowane). W tym celu określono trzy poziomy bezpieczeństwa, kierując się rodzajem izotopu i poziomem aktywności źródeł promieniotwórczych. W konsekwencji do każdego poziomu bezpieczeństwa został przypisany

pożądany cel zabezpieczeń i środki bezpieczeństwa do jego realizacji,

- ii. na podstawie informacji o posiadanych przez jednostkę źródłach promieniotwórczych można wyznaczyć wskaźnik pozwalający na określenie wymaganego poziomu bezpieczeństwa w jednostce,
 - iii. na podstawie analizy przyjętych w jednostce środków bezpieczeństwa można porównać przyjęte środki bezpieczeństwa ze środkami zalecanymi przez MAEA dla określonego celu zabezpieczeń przy analogicznym jak w jednostce poziomie bezpieczeństwa i postawić diagnozę, czy stosowane zabezpieczenia są wystarczające.
- b. Analiza przyjętych zabezpieczeń z punktu widzenia zdarzeń i zapisów historycznych, a także innych uwarunkowań:
- i. dotychczasowa gospodarka źródłami, w szczególności zużytymi źródłami,
 - ii. wcześniejsze zalecenia w zakresie ochrony fizycznej źródeł promieniotwórczych,
 - iii. dotychczasowe zdarzenia związane z utratą lub możliwością utraty źródeł,
 - iv. uwarunkowania społeczno-środowiskowe.

5. Wyniki przeglądu

1. Z przebiegu dotychczasowej działalności wytypowanych jednostek organizacyjnych wynika, że **każda z nich powinna posiadać zezwolenie** Prezesa PAA na wykonywanie działalności polegającej na **przechowywaniu** zamkniętych źródeł promieniotwórczych. Mimo to, **trzy jednostki takiego zezwolenia nie posiadały**. W tych trzech przypadkach wykonujący działalność związaną z instalowaniem urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze uznali, że przekazanie źródeł do przechowywania właścicielowi magazynu, posiadającemu zezwolenie Prezesa PAA na przechowywanie źródeł promieniotwórczych, zwalnia ich z obowiązku uzyskania takiego zezwolenia. Nadal jednak jednostki te poczuwały się do obowiązku ewidencji i kontroli przekazanych źródeł, czego dowodem są złożone przez nich do Prezesa PAA wykazy posiadanych zamkniętych źródeł promieniotwórczych według stanu na dzień 31 grudnia każdego roku. Natomiast właściciele magazynów nie poczuwali się do obowiązku ewidencji i kontroli powierzonych im w ten sposób źródeł promieniotwórczych. Konsekwencją braku zezwolenia na przechowywanie źródeł promieniotwórczych są także braki w programach zapewnienia jakości w zakresie opisów przyjętych zabezpieczeń źródeł promieniotwórczych. W jednym z przypadków stwierdzono, że mimo posiadanego zezwolenia Prezesa PAA na przechowywanie źródeł promieniotwórczych, źródła były przechowywane w miejscu innym, niż wska-

- zane w zezwoleniu, na szczęście w magazynie jednostki organizacyjnej posiadającej zezwolenie na przechowywanie źródeł promieniotwórczych.
2. **W dziewięciu na dziesięć przypadków**, niezależnie od spełnienia formalnego wymogu posiadania zezwolenia Prezesa PAA na przechowywanie źródeł promieniotwórczych, **źródła promieniotwórcze przechowywane były zgodnie z wymaganiami technicznymi**, określonymi w przepisach ustawy – Prawo atomowe. Tylko w **jednym przypadku**, niezgodnie z ww. wymaganiami, **magazyn źródeł promieniotwórczych zlokalizowany był w budynku zaliczonym do klasy C odporności pożarowej**. Nie stwierdzono natomiast nieprawidłowości związanych z nieuwzględnieniem w zakładowych planach postępowania awaryjnego sytuacji związanych z uszkodzeniem, kradzieżą i dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych źródeł promieniotwórczych, a także brakiem, adekwatnych do zakresu posiadanego zezwolenia Prezesa PAA, procedur na wypadek takich zdarzeń. W zakresie zabezpieczenia źródeł przed sabotażem inspektorzy dozoru jądrowego nie odnotowali innych form zabezpieczeń, niż bariery fizyczne i spersonalizowany dostęp do przechowywanych źródeł.
 3. W czasie kontroli w **jednej z trzech jednostek, które nie posiadały zezwolenia na przechowywanie** źródeł promieniotwórczych, kontrolującym **nie udostępniono kart ewidencyjnych i protokołów kontroli** źródeł promieniotwórczych. W pozostałych, wytypowanych do przeglądu jednostkach organizacyjnych stwierdzono prowadzenie ewidencji źródeł promieniotwórczych na kartach ewidencyjnych zgodnie ze wzorem określonym w przepisach oraz wykonywanie corocznie kontroli tych źródeł, w tym kontroli szczelności. W **jednej z jednostek posiadających zezwolenie** na przechowywanie źródeł promieniotwórczych **stwierdzono brak świadectwa lub dokumentu identyfikacyjnego przechowywanego źródła**. Zgłoszono także wątpliwość co do rzetelności wykonywanej w tej jednostce kontroli zgodności stanu przechowywanych źródeł z dokumentami ich ewidencji i sporządzonej ewidencji posiadanych zamkniętych źródeł promieniotwórczych według stanu na dzień 31 grudnia 2014 r. **W czasie kontroli stwierdzono rozbieżność między stanem** przechowywanych źródeł a **ewidencją** przesłaną do Prezesa PAA.
 4. Poza jednostkami przechowującymi źródła bez wymaganego zezwolenia, w **trzech innych** wytypowanych do przeglądu **jednostkach odnotowano wykonywanie działalności wykraczającej poza zakres** działalności określonej w posiadanym zezwoleniu Prezesa PAA. Działalności te dotyczyły przechowywania zużytych zamkniętych źródeł promieniotwórczych, które powinny być niezwłocznie przekazane do ZUOP. Przechowywanie takich źródeł wymaga zezwolenia Prezesa PAA na działalność związaną z przechowywaniem odpadów promieniotwórczych.
 5. W celu obiektywnej oceny sposobu zabezpieczenia źródeł przed uszkodzeniem, kradzieżą i dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych ocenę przyjętego poziomu bezpieczeństwa źródeł promieniotwórczych w poszczególnych jednostkach przeprowadzono, kierując się zaleceniami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej ujętymi w opracowaniu: *Security of Radioactive Sources: implementing guide. IAEA Nuclear Security Series No. 11, Vienna (2009)*. Zgodnie z tą publikacją **dla każdej wytypowanej jednostki organizacyjnej wyliczono wskaźnik A/D**. Na jego podstawie określono wymagany poziom bezpieczeństwa w jednostce, kierując się w ten sposób wyłącznie aktywnością i rodzajem izotopu przechowywanych źródeł:

$$A/D = \frac{\sum_{i=1}^n A_i}{\sum_{i=1}^n D_i}$$
 n – liczba źródeł,
 A_i – aktywność i -tego źródła,
 D_i – wartość D odpowiadająca rodzajowi izotopu i -tego źródła.
 Należy tutaj podkreślić, że przy określaniu wymaganego poziomu bezpieczeństwa nie wzięto pod uwagę kategorii przechowywanych źródeł (tab. 1), mimo sformułowanej w zaleceniach MAEA zasady, że „*przechowywane źródła promieniotwórcze należy chronić zgodnie ze środkami przedstawionymi w niniejszej publikacji i zgodnie z kategoriami oraz poziomami bezpieczeństwa, do których przypisano źródło*”. W przypadku takiego podejścia wystarczającym poziomem bezpieczeństwa dla źródeł przechowywanych przez wytypowane jednostki byłby poziom bezpieczeństwa dla kategorii 4 źródeł (*Mierniki przemysłowe, które nie wykorzystują źródeł wysokoaktywnych*), czyli poziom zapewniony przez wymagania określone w ustawie – Prawo atomowe, takie jak np.: obowiązek ewidencji i kontroli źródeł promieniotwórczych, podstawowe wymagania dotyczące terenów kontrolowanych i nadzorowanych czy wymagania w zakresie planów postępowania awaryjnego w przypadku zdarzeń radiacyjnych.
 W przypadku czterech z wytypowanych jednostek wskaźnik A/D wynosił poniżej 1, co oznacza, że przy przestrzeganiu podstawowych norm ochrony radiologicznej będzie zapewniony wystarczający poziom bezpieczeństwa dla przechowywanych źródeł promieniotwórczych. W pozostałych przypadkach wartość wskaźnika nie przekraczała 10. Według oceny inspektorów dozoru jądrowego, dokonanej na podstawie analizy zabezpieczeń z punktu widzenia realizacji ich celu w zakresie: odstraszenia, wykrywania, opóźniania, reagowania i zarządzania bezpieczeństwem (tab. 2), w dziewięciu jednostkach zapewniono poziom „C” bezpieczeństwa przechowywanych źródeł, a w jednej poziom „B”. Tym samym uznano, że w poddanych przeglądowi jednostkach organizacyjnych przyjęty poziom zabezpieczeń jest wystarczający. Tylko w jednym

Tabela 1. Domyślne poziomy bezpieczeństwa dla powszechnie stosowanych źródeł.

| Kategoria | Źródło | A/D | Poziom bezpieczeństwa |
|-----------|--|----------------------------------|---|
| 1 | Generatory termoelektryczne (RTGs) Urządzenia radiacyjne Urządzenia do telegammaterapii (Bomby kobaltowe) Urządzenia do telegammaterapii (noże gamma) | A/D 1000 | A |
| 2 | Aparaty do radiografii przemysłowej (Defektoskopy) Urządzenia do brachyterapii HDR | 1000 > A/D 10 | B |
| 3 | Stacjonarne mierniki przemysłowe, które zawierają źródła wysokoaktywne (HASS) Sondy geofizyczne | 10 > A/D 1 | C |
| 4 | Urządzenia do brachyterapii LDR (z wyjątkiem aplikatorów ocznych i źródeł aplikowanych na stałe) Mierniki przemysłowe, które nie wykorzystują źródeł wysokoaktywnych Densytometry izotopowe kości Eliminatory ładunków elektrostatycznych | 1 > A/D 0,01 | Zastosować środki opisane w <i>Podstawowych normach bezpieczeństwa</i> : International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996) |
| 5 | Aplikatory oczne i źródła aplikowane na stałe Spektrometry izotopowe Detektory wychwyty elektronów Źródła do spektrometrii Mössbauera Źródła kontrolne do pozytonowej tomografii emisyjnej (PET) | 0,01 > A/D i A > wyłączone | |

Tabela 2. Poziomy bezpieczeństwa i cele ochrony.

| Funkcje zabezpieczeń fizycznych | Cele ochrony | | |
|--|---|--|---|
| | Cel poziomu bezpieczeństwa A: zabezpieczyć przed nieupoważnionym usunięciem ^a | Cel poziomu bezpieczeństwa B: minimalizacja prawdopodobieństwa nieupoważnionego usunięcia ^a | Cel poziomu bezpieczeństwa C: zmniejszenie prawdopodobieństwa nieupoważnionego usunięcia ^a |
| Wykrywanie | Natychmiastowe wykrywanie nieupoważnionego dostępu do chronionego obszaru/lokalizacji źródła | | |
| | Natychmiastowe wykrywanie próby nieupoważnionego dostępu do chronionego obszaru/lokalizacji źródła, w tym przez adwersarza wewnętrznego | Wykrywanie próby nieupoważnionego usunięcia źródła | Wykrywanie nieupoważnionego usunięcia źródła |
| | Natychmiastowa ocena wykrycia | | |
| | Natychmiastowe poinformowanie personelu reagowania | | |
| | Środki wykrywania utraty źródła za pomocą weryfikacji | | |
| Opóźnianie | Opóźnienie po wykryciu, które pozwala na przerwanie nieupoważnionego usunięcia przez personel reagowania | Opóźnienie minimalizujące prawdopodobieństwo nieupoważnionego usunięcia | Opóźnienie zmniejszające prawdopodobieństwo nieupoważnionego usunięcia |
| Reagowanie | Natychmiastowa reakcja na sprawdzony alarm za pomocą wystarczających środków, w celu przerwania nieupoważnionego usunięcia | Natychmiastowe rozpoczęcie reakcji w celu przerwania nieupoważnionego usunięcia | Wprowadzanie stosownego działania w przypadku nieupoważnionego usunięcia źródła |
| Zarządzanie bezpieczeństwem | Kontrola dostępu do lokalizacji źródła, która skutecznie ogranicza dostęp osób nieupoważnionych | | |
| | Zapewnienie wiarygodności osób upoważnionych | | |
| | Określenie i ochrona poufnych informacji | | |
| | Dostarczenie planu ochrony | | |
| | Umożliwienie zarządzania zagrożeniami bezpieczeństwa za pomocą awaryjnych planów bezpieczeństwa | | |
| Ustanowienie systemu zawiadamiania o zagrożeniach bezpieczeństwa | | | |

^a Osiągnięcie tych celów zmniejszy również prawdopodobieństwo skutecznego aktu sabotażu.

przypadku zalecono opracowanie procedur w zakresie comiesięcznych weryfikacji zabezpieczeń. Wcześniej żadna z tych jednostek organizacyjnych nie otrzymała zaleceń w zakresie ochrony fizycznej źródeł promieniotwórczych. Nigdy także nie było zdarzeń związanych z utratą lub możliwością utraty źródeł promieniotwórczych.

6. Wnioski

1. W latach 70. i 80. ubiegłego wieku jednostki organizacyjne instalujące urządzenia zawierające źródła promieniotwórcze w przemysłowych instalacjach aparatury kontrolno-pomiarowej, nazwane „uprawnionymi instalatorami”, stanowiły ważne ogniwo w zapewnieniu właściwego poziomu ochrony radiologicznej w Polsce. Wobec braków rejestrów komputerowych, przy znacznej ilości instalowanych wówczas przemysłowych urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze (urządzenia takie były instalowane praktycznie w każdej kotłowni osiedlowej), organy dozoru jądrowego dzięki współpracy z „uprawnionymi instalatorami” mogły lepiej realizować swoje zadania. Współpraca ta, siłą rzeczy, musiała być nacechowana dużym zaufaniem do tych jednostek, czego przejawem była między innymi forma wydawanych im zezwoleń na działalność związaną z narażeniem na promieniowanie jonizujące. Zezwolenia te dawały „uprawnionym instalatorom” i dają do dzisiaj dużą swobodę w gospodarowaniu powierzonymi im źródłami promieniotwórczymi. Przegląd stanu ochrony radiologicznej i bezpieczeństwa źródeł promieniotwórczych w wytypowanych jednostkach instalujących urządzenia zawierające źródła promieniotwórcze, a także kontrole przeprowadzone u innych „uprawnionych instalatorów” pokazują, że obecnie zaufanie dozoru jądrowego do tych jednostek musi ulec znacznemu ograniczeniu. Wskazują na to zarówno nieprawidłowości przy wykonywaniu działalności objętej zezwoleniem, jak i działania wykraczające poza zakres tego zezwolenia, takie jak:

- a. przechowywanie zużytych zamkniętych źródeł promieniotwórczych noszące znamiona działalności polegającej na **przechowywaniu odpadów** promieniotwórczych;
- b. przeładowywanie zużytych zamkniętych źródeł promieniotwórczych do jednego pojemnika w celu odzyskiwania pustych pojemników³, noszące znamiona działalności związanej z **przetwarzaniem odpadów** promieniotwórczych.

Częstym negatywnym skutkiem takich działań, prowadzących do coraz większej liczby przechowywanych źródeł i utraty nad nimi kontroli, jest nierzetelne wypełnienie obowiązku kontroli zgodności stanu źródeł z doku-

mentami ich ewidencji, co z kolei ma wpływ na wiarygodność przesyłanych Prezesowi PAA ewidencji posiadanych zamkniętych źródeł promieniotwórczych. Jednak nie w formie wydawanych zezwoleń należy dopatrywać się istniejącego, negatywnego stanu rzeczy. Wprowadzenie ograniczeń w wydawanych zezwoleniach np. poprzez wydawanie tym jednostkom jednorazowych zezwoleń na instalowanie urządzeń zawierających źródła promieniotwórcze mogłoby znacząco utrudnić działalność zarówno tym jednostkom, jak i organom dozoru jądrowego. Zezwolenie ograniczające liczbę lub aktywność całkowitą przechowywanych źródeł także nie jest dobrym rozwiązaniem. W ramach swojej działalności jednostki te często przechowują w depozycie źródła tymczasowo zdjęte z remontowanych instalacji oraz źródła ze zlikwidowanych instalacji, które mogą być jeszcze wykorzystane. W sytuacji, w której nie wiadomo, jaka będzie liczba lub aktywność takich źródeł, trudno postawić ograniczenia w ich przechowywaniu. Wydaje się, że najlepszym rozwiązaniem będzie rozszerzenie funkcjonującej w Departamencie Ochrony Radiologicznej: *Instrukcji przeprowadzania kontroli w zakresie ochrony radiologicznej przez inspektorów dozoru jądrowego (001/002/DOR)* o dodatkową listę pytań i podejmowanych czynności przy kontroli w tego rodzaju jednostkach. Materiał zawarty w IV części **omawianego** raportu (metodyka przeglądu) mógłby być w tym pomocny.

2. W zakresie bezpieczeństwa fizycznego (ochrony fizycznej) źródeł promieniotwórczych raport oparto na opinii siedmiu inspektorów dozoru jądrowego dokonujących przeglądu dokumentacji jednostek organizacyjnych, **a następnie** – ich kontroli. W niektórych przypadkach nie były to te same osoby. Mimo pewnych wątpliwości w interpretacji zaleceń MAEA „Bezpieczeństwo fizyczne źródeł promieniotwórczych”, należy wysoko ocenić ich starania w zakresie właściwej oceny poziomu bezpieczeństwa przechowywania źródeł w kontrolowanych jednostkach organizacyjnych. Niemniej jednak, w celu rozwiania wszystkich wątpliwości, jakie się pojawiały oraz ujednolicenia podejścia do zagadnienia bezpieczeństwa fizycznego (ochrony fizycznej) źródeł, niezbędne będzie szkolenie inspektorów dozoru jądrowego w tym zakresie. Ponadto, nabyte przez inspektorów doświadczenie w ocenie poziomu ochrony fizycznej źródeł poparte zaleceniami MAEA może być podstawą do opracowania i przedstawienia Prezesowi PAA projektu zaleceń technicznych w tej dziedzinie.

Podsumowując: przeprowadzony przegląd stanu ochrony radiologicznej i bezpieczeństwa fizycznego (ochrony fizycznej) źródeł promieniotwórczych w jednostkach organizacyjnych instalujących urządzenia zawierające źródła promieniotwórcze wykazał, że przyjęte w jednost-

³ Kontrole przeprowadzone w ramach przeglądu nie wykazały procedury przeładowywania zużytych zamkniętych źródeł promieniotwórczych, mimo że w ankiecie kierownik jednej z jednostek przyznał, że takie przeładunki są wykonywane.

kach standardy ochrony fizycznej źródeł nie odbiegają od zalecanych przez MAEA. Wśród wybranych do analizy i kontroli 10 jednostek tylko w jednym przypadku wskazano na uchybienia w obszarze zarządzania bezpieczeństwem. Natomiast stwierdzono szereg nieprawidłowości w spełnianiu wymagań ustawy – Prawo atomowe w obszarze ochrony radiologicznej, takich jak:

- a. wykonywanie działalności związanej z narażeniem na promieniowanie jonizujące w zakresie wykraczającym poza zakres działalności określony w posiadanym zezwoleniu Prezesa PAA (6 przypadków);
- b. brak opisu sposobu zabezpieczenia źródeł promieniotwórczych przed uszkodzeniem, kradzieżą i dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych w programie zapewnienia jakości (5 przypadków);
- c. prowadzenie ewidencji i kontroli źródeł promieniotwórczych w sposób niewłaściwy (3 przypadki);
- d. przechowywanie źródeł promieniotwórczych niezgodnie z wymaganiami technicznymi (1 przypadek).

Opisane przypadki stały się przedmiotem odpowiednich zaleceń inspektorów dozoru jądrowego, mających na celu

wdrożenie przez kontrolowane jednostki odpowiednich działań naprawczych. Wykryte nieprawidłowości będą przedmiotem szczególnej uwagi inspektorów dozoru jądrowego w prowadzonych przez nich przyszłych kontrolach w innych jednostkach organizacyjnych instalujących urządzenia zawierające źródła promieniotwórcze w przemysłowych instalacjach aparatury kontrolno-pomiarowej.

Notka o autorze

Edward Raban – inspektor dozoru jądrowego, wieloletni były dyrektor Departamentu Nadzoru Zastosowań Promieniowania Jonizującego (później DOR) Państwowej Agencji Atomistyki.

Literatura

Security of Radioactive Sources: implementing guide. IAEA Nuclear Security Series No. 11, Vienna (2009).

Obliczenia neutronowe z użyciem SCALE i PARCS

Ernest Staroń, Szymon Suchcicki
Państwowa Agencja Atomistyki

Streszczenie

W artykule przedstawiono opis wybranych zagadnień związanych z neutroniką, głównie dotyczących stosowanego oprogramowania oraz łączenia obliczeń neutronowych z ciepłno-przepływowymi. Przytoczono również fragmenty wymagań dozоровych odnoszących się do zagadnień neutronowych.

1. Wstęp

U podstaw energetyki jądrowej stoją zagadnienia fizyki. To reakcja rozszczepienia ciężkich jąder i wydzielająca się w tej reakcji energia stała się punktem wyjścia do zastosowań technicznych. Mimo to dzisiaj zagadnieniom fizycznym poświęca się nieco mniej czasu i wysiłku niż zagadnieniom cieplnym, przepływowym i materiałowym. Ma to swoje uzasadnienie w tym, że podstawy fizyki reaktorów są dobrze uzasadnione, dane niezbędne do obliczeń zostały zmierzone i zweryfikowane, a metody i programy obliczeniowe zostały rozwinięte i zwalidowane. Nadal jednak obliczenia neutronowe są trudne, żmudne i czasochłonne.

2. Zagadnienia fizyki neutronowej w przepisach dozoru jądrowego

W analizie bezpieczeństwa reaktorów jądrowych tematy związane z potencjalnymi problemami mającymi główne źródło w fizyce reaktorów zajmują istotne miejsce. Znajduje to również odzwierciedlenie w wymaganiach dozoru jądrowego zawartych w tzw. projektowym Rozporządzeniu Rady Ministrów [4]. Wymagania te często odnoszą się do pojęć fizyki reaktorowej pośrednio, są jednak również odwołania bezpośrednie. Na przykład w §51 punkt 1: „Reaktor i związane z nim systemy projektuje się w taki sposób, żeby:

- 1) nie posiadały właściwości, które mogłyby spowodować znaczny wzrost reaktywności podczas przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych lub w warunkach awaryjnych,
- 2) była zapewniona stabilność i samoregulacja reaktora tak, żeby łączny efekt fizycznych sprzężeń zwrotnych ograniczał wzrost mocy reaktora,

- 3) wahania mocy reaktora mogące prowadzić do przekroczenia określonych granicznych parametrów projektowych paliwa jądrowego były wykluczone albo mogły być niezawodnie oraz niezwłocznie wykryte i stłumione”.

Jak ważne są zagadnienia związane z projektem rdzenia opartym na dobrze opracowanych rozwiązaniach z fizyki neutronowej, pokazała niestety awaria w EJ w Czarnobylu. Stąd każdy nowy projekt reaktora jest wnikliwie analizowany przez wielu ekspertów, a w razie wątpliwości sprawdzany eksperymentalnie.

Osobną grupą są analizy awarii koncentrujące się przede wszystkim na zagadnieniach neutronowych. Odnosząc się do projektu reaktora – chodzi o kategorię zdarzeń określanych jako anomalie w dystrybucji reaktywności i mocy. W zaleceniach MAEA nie ma szczegółowej listy tego typu zdarzeń, natomiast w regulacjach US NRC można taką listę znaleźć i obejmuje ona [12]:

- niekontrolowane wysunięcie kasety regulacyjnej w warunkach podkrytycznych lub rozruchu na niskiej mocy,
- niekontrolowane wysunięcie kasety regulacyjnej w warunkach pracy na pełnej mocy,
- błędne operacje z kasetami regulacyjnymi,
- niezamierzone błędne operacje z kasetami paliwowymi,
- awarie związane z wystrzeleniem kasety regulacyjnej.

Wymienione zdarzenia oczywiście nie wyczerpują zastosowań neutroniki w analizach bezpieczeństwa, bowiem w trakcie każdej awarii zaburzenia w odbiorze ciepła prowadzą do zaburzeń w gęstości strumienia neutronów.

Oprócz obliczeń związanych z analizą bezpieczeństwa reaktora temat obliczeń neutronowych jest ważnym elementem normalnej eksploatacji reaktora, gdy dochodzą do głosu zagadnienia optymalnego ustawiania kaset paliwowych, tak by praca reaktora była jak najbardziej wydajna

i tania. To zagadnienie pojawi się oczywiście dopiero w momencie uruchamiania elektrowni.

Dokładność przewidywanych wartości parametrów fizycznych reaktora w warunkach normalnej eksploatacji jest względnie duża. Większość danych niezbędnych do obliczeń jest dostępna i potwierdzona, zaś programy obliczeniowe wielokrotnie sprawdzone i zwalidowane. Często poszczególne programy odnoszą się do dość wąskiego obszaru zastosowań, gdyż są mocno wyspecjalizowane i w konsekwencji liczba wykorzystywanych programów jest duża. W odniesieniu do analiz bezpieczeństwa obliczenia obejmujące fizykę neutronową uwzględnione są zazwyczaj, z różną dokładnością, w kodach ciepło-przepływowych. Spośród dostępnych programów w polu zainteresowania Wydziału Analiz Obiektów Jądrowych PAA znalazły się te programy, które są wykorzystywane przez US NRC. Są to SCALE i PARCS, które łączą się z kodem ciepło-przepływowym TRACE i tworzą w razie potrzeby połączoną grupę obliczeniową.

3. System SCALE

System kodów SCALE został stworzony w Oak Ridge National Laboratory (ORNL). Jego nazwa jest skrótem od słów *Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*. Program jest dość szeroko wykorzystywany na świecie, choć dostęp do niego podlega ograniczeniom.

Program SCALE służy do przeprowadzania obliczeń m.in. współczynnika mnożenia neutronów, gęstości strumienia neutronów, przekrojów czynnych, składu izotopowego paliwa oraz aktywności produktów rozszczepienia w funkcji wypalenia paliwa jądrowego.

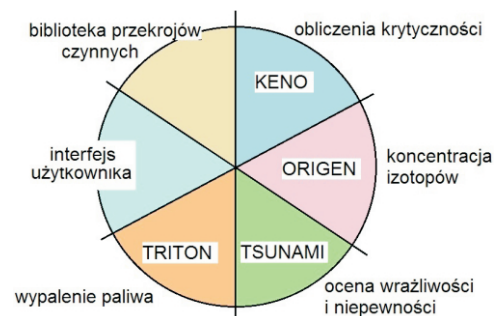
SCALE ma budowę modułową [2] i nieustannie jest poszerzany o nowe elementy. Prawie każdy moduł jest zbudowany na podstawie programów, które istniały jako oddzielne, samodzielne programy. Przykładem tego jest program ORIGEN, który istnieje jako oddzielny program, ale jednocześnie został zaadaptowany do środowiska SCALE i występuje w nim jako zintegrowany moduł programowy. Moduły są połączone i przy wykonywaniu obliczeń tworzą zautomatyzowaną sekwencję. Krótki opis poszczególnych modułów zamieszczono poniżej.

- Bardzo ważną częścią SCALE jest blok zawierający biblioteki przekrojów czynnych o ciągłym i wielogrupowym widmie energii. Jest ona dość obszerna, zaś biblioteka wielogrupowa obejmuje 238 grup.
- Następną częścią SCALE są kody KENO V.a i KENO-VI wykorzystujące do obliczeń krytyczności metodę Monte Carlo. Uzupełnienie kodów KENO stanowi dodatek KENO3D umożliwiający operatorowi programu interaktywną wizualizację obliczeń.
- Istotną częścią SCALE jest program ORIGEN-S, oparty na niezależnym programie ORIGEN (stworzonym również w ORNL), służący do obliczeń m.in. koncentracji i aktywności izotopów w paliwie. Obecnie

ORIGEN-S potrafi uwzględnić 1119 produktów rozszczepienia na bazie najbardziej aktualnych bibliotek z danymi jądrowymi.

- Kolejnym modulem programu jest TSUNAMI, który obejmuje obliczenia wrażliwości i niepewności w analizie krytyczności. Obliczenia uwzględniają wyniki obliczeń porównawczych, tzw. benchmarków wykonywanych do walidacji różnych kodów obliczeniowych.
- Następnym istotnym modulem SCALE jest TRITON, który kontroluje obliczenia procesu wypalania paliwa, wykorzystując m.in. program NEWT do obliczeń transportu neutronów. Moduł łączy bibliotekę przekrojów czynnych z programem NEWT lub KENO i programem ORIGEN-S. Bardzo ważną cechą kodu TRITON jest możliwość generowania kilkugrupowych przekrojów czynnych dla kaset paliwowych, uwzględniających różne warunki pracy reaktora, niezbędnych do obliczeń wykonywanych z użyciem symulatorów pracy całego rdzenia reaktora, takich jak np. PARCS, NESTLE i SIMULATE5.

Poglądowe podsumowanie poszczególnych modułów SCALE umieszczono na rysunku 1.

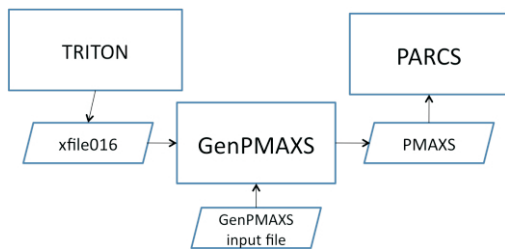


Rys. 1. Schemat najważniejszych modułów systemu SCALE (źródło: opr. własne na podstawie [2]).

4. Program PARCS

Program PARCS łączy w sobie obliczenia ciepło-przepływowe i rozwiązania równań neutronowych. Nazwa programu jest skrótem od *Purdue Advanced Reactor Core Simulator*. Wykorzystywany jest przez US NRC, inne dozory jądrowe na świecie oraz liczne laboratoria i uniwersytety pracujące w obszarze analiz bezpieczeństwa elektrowni jądrowych. Program [3] wykonuje obliczenia neutronowe i służy do przewidywania zachowania rdzenia dla stanów ustalonych i nieustalonych dla określonego wypalenia paliwa. PARCS rozwiązuje równania transportu i dyfuzji neutronów w geometrii trójwymiarowej w celu określenia odpowiedzi reaktora na zmiany reaktywności spowodowane ruchem prętów regulacyjnych, zmianą koncentracji boru lub zmianą parametrów chłodziwa w rdzeniu reaktora. Kod PARCS jest przystosowany do reaktorów PWR i BWR z prostokątnymi i sześciokątnymi kasetami paliwowymi. Główne możliwości kodu PARCS

to zdolność obliczania współczynnika mnożenia neutronów, stanów przejściowych reaktora, ciepła powyłączeniowego, zawartości ksenonu i samaru oraz zdolność przeprowadzania obliczeń wypaleniowych [8]. Do obliczeń program wymaga znajomości przekrojów czynnych dla danych warunków pracy reaktora i w związku z tym współpracuje z programami przygotowującymi tego typu dane, jak HELIOS, CASMO czy będący częścią pakietu SCALE kod TRITON. Ostatni z wymienionych kodów tworzy pliki przekrojów czynnych xfile016, które trzeba następnie przekonwertować za pomocą programu GenPMAXS na pliki PMAXS, aby mogły być odczytane przez kod PARCS. Proces ten został schematycznie przedstawiony na rysunku 2.



Rys. 2. Schemat generacji przekrojów czynnych (źródło: [9]).

W ostatnich latach pojawiła się możliwość przeprowadzania analiz bezpieczeństwa najlepszego oszacowania łączących trójwymiarowy model rdzenia reaktora z kodami systemowymi ciepło-przepływowymi. Metoda ta jest stosowana szczególnie dla skomplikowanych stanów przejściowych reaktora, w których zachodzi silny związek między termo-hydrauliką i kinetyką [1].

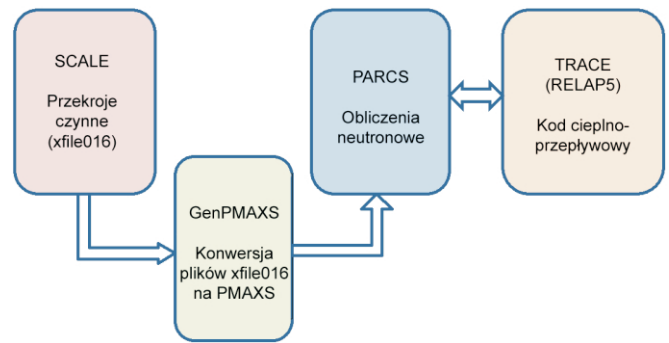
Program PARCS może przeprowadzać obliczenia dla stanów przejściowych reaktora jądrowego wspólnie z kodem ciepło-przepływowym TRACE (lub RELAP5), który:

- oblicza wartości parametrów chłodziwa i paliwa,
- przesyła do kodu PARCS temperaturę moderatora, gęstości wody i pary, objętościową zawartość pary, koncentrację boru, średnią i maksymalną temperaturę paliwa oraz temperaturę na powierzchni koszulki paliwowej,
- używa mocy, uzyskanej z kodu neutronowego, jako źródła ciepła dla przewodnictwa.

Kod PARCS natomiast:

- używa wartości parametrów chłodziwa i paliwa dla lokalnych warunków węzłowych,
- aktualizuje makroskopowe przekroje czynne na podstawie lokalnych warunków węzłowych,
- oblicza strumień neutronów w geometrii trójwymiarowej,
- przesyła do kodu TRACE węzłowy rozkład mocy.

Programy SCALE, PARCS i TRACE tworzą system sprzężonych ze sobą kodów, co schematycznie przedstawiono na rysunku 3.



Rys. 3. System sprzężonych kodów neutronowych i ciepło-przepływowych wykorzystywanych przez US NRC (źródło: opr. własne).

5. Przykłady zastosowania kodów SCALE i PARCS

Obliczenie składu izotopowego i aktywności promieniotwórczej rdzenia reaktora

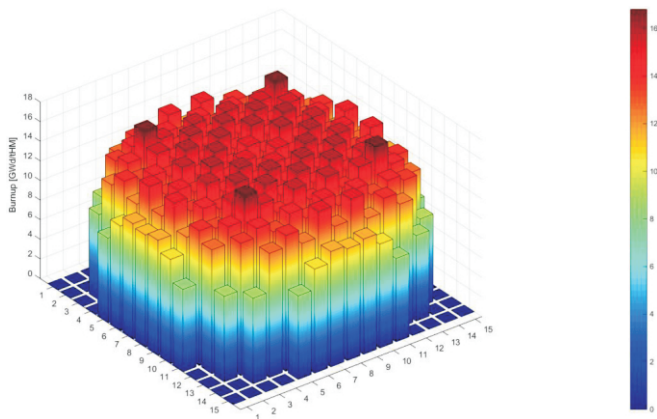
Za pomocą programów SCALE i PARCS można określić ilość wybranych nuklidów i aktywność promieniotwórczą rdzenia reaktora jądrowego dla dowolnego czasu jego pracy. W ramach zamówienia zleconego przez PAA Instytutowi Techniki Ciepłej Politechniki Warszawskiej została wykonana praca, której celem było przedstawienie metodologii określenia składu i aktywności rdzenia reaktora jądrowego na przykładzie reaktora II generacji typu PWR opisanego w międzynarodowym benchmarku „BEAVRS” [5]. Reaktor ten składa się ze 193 kaset paliwowych podzielonych na 9 typów. Obliczenia wykonano dla trzech długości cyklu pracy reaktora, tj. 33%, 66% i 100%, zaś wyniki aktywności rdzenia zamieszczono w tabeli 1.

Tabela 1. Aktywności rdzenia dla różnych chwil cyklu. FP49 – grupa najistotniejszych 49 produktów rozszczepienia wybranych na podstawie rozdziału 15.4 Pre-Construction Safety Report reaktora UK EPR, FP200 – grupa 200 najbardziej aktywnych produktów rozszczepienia – zawiera też niektóre nuklidy z grupy FP49 (źródło: [6])

| Aktywność | Aktywność [Bq] | | |
|-------------------------------|----------------|------------|------------|
| | 33% cyklu | 66% cyklu | 100% cyklu |
| Całkowita w rdzeniu | 7,2164E+20 | 7,2834E+20 | 7,3353E+20 |
| Aktywnowce | 1,4368E+20 | 1,4711E+20 | 1,5190E+20 |
| Produkty rozszczepienia FP49 | 1,5915E+20 | 1,6409E+20 | 1,6461E+20 |
| Produkty rozszczepienia FP200 | 5,5689E+20 | 5,5917E+20 | 5,5852E+20 |

Obliczenia wykonane w ramach pracy składały się z trzech etapów. Pierwszy etap polegał na zamodelowaniu w programie SCALE dziewięciu typów kaset paliwowych omawianego reaktora, przeprowadzeniu obliczeń wypaleniowych, w trakcie których otrzymano skład izotopowy

i aktywność dla każdej kasy w funkcji wielkości wypalenia oraz na wygenerowaniu dwugrupowych przekrojów czynnych. Drugi etap to zamodelowanie całego rdzenia reaktora w programie PARCS i obliczenie wielkości wypalenia każdej kasy paliwowej w rdzeniu dla określonego czasu pracy. Na rysunku 4 przedstawiono trójwymiarową mapę wypalenia dla 327 dni pracy, co odpowiada 100% długości cyklu. Trzeci etap polegał na przeliczeniu – za pomocą specjalnie stworzonego w środowisku MATLAB programu – składu izotopowego i aktywności dla każdej kasy na podstawie uzyskanych z programu SCALE danych i wielkości wypalenia otrzymanych z programu PARCS oraz na zsumowaniu mas i aktywności nuklidów dla całego rdzenia reaktora.



Rys. 4. Trójwymiarowa mapa wypalenia rdzenia dla końca cyklu (źródło: [6]).

Awaria polegająca na rozerwaniu głównego rurociągu parowego elektrowni PWR

Opis analizy takiej awarii zamieszczono w rozdziale 15.1 końcowego raportu bezpieczeństwa amerykańskiej wersji reaktora EPR [11]. Jest ona symulowana z użyciem sprzężonych kodów neutronowych i ciepłno-przepływowych, jak np. SCALE, PARCS i TRACE. Sytuacja, w której doszłoby do rozerwania głównego rurociągu parowego, charakteryzuje się znacznymi efektami czaso-przestrzennymi w rdzeniu reaktora spowodowanymi niesymetrycznym chłodzeniem po wyłączeniu reaktora [7]. W opisywanej analizie założono, że w głównym rurociągu parowym powstanie otwór o wielkości $0,1598 \text{ m}^2$ poza budynkiem reaktora, powyżej głównego zaworu odcinającego dopływ pary do turbiny, na końcu cyklu pracy reaktora i dla stanu gorącego na mocy zerowej (Hot Zero Power), przy dostępnym zewnętrznym zasilaniu. Rozerwanie rurociągu zwiększyłoby szybkość oddawania ciepła przez obieg chłodzenia reaktora i zmniejszyłoby temperatury i ciśnienia w tym obiegu. Początkowo prędkość przepływu pary przez uszkodzony rurociąg wzrosłaby, natomiast z upływem czasu obniżałaby się z powodu spadku ciśnienia pary. Jednocześnie wskutek obniżenia temperatury w obiegu chłodzenia reaktora wzrosłaby reaktywność.

Awaria związana z nagłym wyłączeniem turbiny w elektrowni BWR

Symulację tego typu awarii wykonuje się również z użyciem sprzężonych kodów neutronowych i ciepłno-przepływowych. Sytuacja, w której doszłoby do wyłączenia turbiny, byłaby spowodowana nagłym zamknięciem głównego zaworu odcinającego turbinę. Może ono być zainicjowane przez wiele uszkodzeń układu turbiny lub układu jądrowego. Sygnałem inicjującym mogą być np. silne drgania, zamknięcie głównego zaworu odcinającego turbinę przez operatora, niska próżnia skraplacza lub wysoki poziom wody w reaktorze. Zamknięcie głównego zaworu odcinającego turbinę powoduje nagłe zmniejszenie przepływu pary, co skutkuje zwiększeniem ciśnienia w układzie jądrowym. Zamknięcie zaworu odcinającego turbinę w trakcie pracy na wysokiej mocy powoduje wyłączenie reaktora, otwarcie zaworu obejściowego turbiny i w niektórych elektrowniach natychmiastowe wyłączenie pompy recyrkulacyjnej. Stan przejściowy związany z opisywanym wyłączeniem turbiny w elektrowni typu BWR jest uważany za jedno z najbardziej złożonych zdarzeń, ponieważ wymaga analizy bardzo szybko zmieniających się parametrów związanych z rdzeniem reaktora, granicą ciśnieniową obiegu chłodzenia reaktora, zaworami i rurociągami. Szczegółowy opis przedstawionej tu awarii znajduje się w benchmarku „Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark” [10].

Wystrzelenie kasy regulacyjnej z rdzenia reaktora PWR

Awaria związana z wystrzeleniem kasy regulacyjnej jest zdefiniowana jako uszkodzenie osłony mechanizmu napędowego prętów regulacyjnych, które powoduje całkowite wyrzucenie kasy regulacyjnej z rdzenia reaktora. Konsekwencją takiego zdarzenia jest nagły wzrost reaktywności i lokalny wzrost mocy połączony z początkowym wzrostem ciśnienia w obiegu chłodzenia reaktora. Nagły skok mocy wynikający z wystrzelenia kasy regulacyjnej jest szybko równoważony przez efekt Dopplera zachodzący w paliwie, kiedy temperatura paliwa zaczyna rosnąć i może być zakończony przez wyłączenie reaktora. Sygnałem powodującym wyłączenie może być w takiej sytuacji wysokie tempo przyrostu, krótki okres podwojenia lub wysoka wartość gęstości strumienia neutronów. Wielkość reaktywności wprowadzonej pod wpływem takiej awarii i zmiana mocy zależą m.in. od głębokości zanurzenia kasy regulacyjnej, wielkości wypalenia paliwa i od sposobu rozmieszczenia paliwa w rdzeniu. Podobnie jak dwie opisywane wcześniej awarie, tę analizuje się również z wykorzystaniem kodów neutronowych i ciepłno-przepływowych. Opis analizy takiej awarii zamieszczono w rozdziale 15.4 końcowego raportu bezpieczeństwa amerykańskiej wersji reaktora EPR [11].

6. Podsumowanie

Nieodłączną częścią analiz bezpieczeństwa reaktorów jądrowych są obliczenia z dziedziny neutroniki wykorzystujące zaawansowane narzędzia obliczeniowe. Z punktu widzenia dozoru jądrowego bardzo duże znaczenie ma możliwość przeprowadzania analiz wykorzystujących sprzężone kody neutronowe i ciepłno-przepływowe. Połączenie tych dwóch rodzajów kodów daje niewątpliwie dokładniejszy obraz przebiegu awarii, w których istotny wpływ ma kinetyka reaktora.

W Państwowej Agencji Atomistyki są podejmowane różnego rodzaju prace obliczeniowe mające na celu zdobycie doświadczenia w obsłudze kodów obliczeniowych

z obszaru neutroniki, co – biorąc pod uwagę światowe tendencje – jest niezbędne w ramach przygotowywania się dozoru jądrowego do oceny raportu bezpieczeństwa planowanej pierwszej elektrowni jądrowej w Polsce.

Notka o autorach

Dr inż. Ernest Staroń – absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, Naczelnik Wydziału Analiz Obiektów Jądrowych, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki (ernest.staron@paa.gov.pl).

Mgr inż. Szymon Suchcicki – absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, specjalista w Wydziale Analiz Obiektów Jądrowych, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki (szymon.suchcicki@paa.gov.pl).

Literatura

1. Bousbia-Salah A., D'Auria F., *Sensitivity Analyses of the Peach Bottom Turbine Trip 2 Experiment*, International Conference – Nuclear Energy for New Europe, Portoroz, September 2003.
2. Bowman S.M., *Overview of the SCALE Code System*, 2007.
3. Downar T., Lee D., Xu Y., Kozłowski T., Staudenmier J., *PARCS v.2.6, User Manual*, 2004.
4. Dz. Ustaw z dnia 20 września 2012 poz. 1048, Rozporządzenie RM z dnia 31 sierpnia 2012 *W sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględnić projekt obiektu jądrowego*.
5. Horelik N., Herman B., Forget B., Smith K., *Benchmark for Evaluation and Validation of Reactor Simulations (BEAVRS)*, v.1.0.1. Proc. Int. Conf. Mathematics and Computational Methods Applied to Nuc. Sci. & Eng., Sun Valley, Idaho, 2013.
6. Instytut Techniki Ciepłej Politechniki Warszawskiej. Praca zbiorowa wykonana dla Państwowej Agencji Atomistyki, *Obliczenia gęstości atomowych, masy oraz aktywności promieniotwórczej produktów rozszczepienia dla wybranego reaktora energetycznego przy użyciu specjalistycznych programów obliczeniowych*, Warszawa, listopad 2015.
7. Ivanov K., Beam T., Baratta A., Irani A., Trikouros N., *PWR Main Steam Line Break Benchmark*, Volume 1: Final Specifications, NEA/NSC/DOC(99)8, Nuclear Energy Agency, April 1999.
8. Kozłowski T., Miller R.M., Downar T.J., Barber D.A., Joo H.G., *Consistent Comparison of the Codes RELAP5/PARCS and TRAC-M/PARCS for the OECD MSLB Coupled Code Benchmark*, Nuclear Technology, VOL. 146, April 2004.
9. *SCALE/TRITON Primer: A primer for Light Water Reactor Lattice Physics Calculations*, US NRC, NUREG/CR-7041, ORNL/TM-2011/21, November 2012.
10. Solis J., Ivanov K., Sarikaya B., Olson A., Hunt K.W., *Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark*, Volume 1: Final specifications, NEA/NSC/DOC (2001)1, Nuclear Energy Agency, February 2001.
11. *US EPR Final Safety Analysis Report* (<http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/epr/reports.html#fsar>) (dostęp: 11.03.2016).
12. US NRC Regulatory Guide 1-206 *Combined License Applications for Nuclear Power Plants*, Appendix C.I.15-A.

Incydent radiologiczny w EJ Pakš w kwietniu 2003 roku – analiza przyczyn

Radiological incident in Pakš NPP in April 2003 – analysis of the causes

Maciej Kulig
Konsultant ENCONET Consulting

Przedmiotem analizy jest incydent, jaki miał miejsce 10 kwietnia 2003 roku w węgierskiej elektrowni jądrowej Pakš, w czasie operacji chemicznego oczyszczania podzespołów paliwowych [1]. Incydent ten doprowadził do poważnego uszkodzenia paliwa znajdującego się poza obudową bezpieczeństwa reaktora. Choć nie spowodował on poważnych skutków radiacyjnych, to był przedmiotem zainteresowania ze strony opinii publicznej, dozorców jądrowych, operatorów elektrowni, a także producentów urządzeń.

Zdarzenie to, ze względu na potencjalne skutki radiacyjne, zostało sklasyfikowane w skali INES (0–8) jako poważny incydent kategorii 3 [1]. Incydent ten stał się przedmiotem szerokiego zainteresowania międzynarodowego środowiska związanego z energetyką jądrową, a także opinii publicznej w kraju i za granicą.

Warto w tym miejscu podkreślić, że energetyka jądrowa ma istotne znaczenie w gospodarce Węgier, która z braku własnych źródeł energii opiera się w dużej mierze na imporcie paliw. Blisko 40% krajowego zapotrzebowania na energię elektryczną jest dostarczane przez EJ Pakš.

Opisywany tu incydent wystąpił w trakcie wykonywania planowych prac obsługowo-remontowych w bloku nr 2, który był wyłączony w celu przeprowadzenia przeładunku paliwa. W wyniku zdarzenia nastąpiło całkowite zniszczenie 30 podzespołów paliwowych oczyszczanych z produktów korozji metodą chemiczną w specjalnej instalacji znajdującej się poza obudową bezpieczeństwa.

Niniejsza analiza została wykonana w kilkanaście lat po tym zdarzeniu. W analizie wykorzystano informacje zgromadzone w procesie badania incydentu przez operatora EJ Pakš, węgierskiego dozoru jądrowego, a także międzynarodowy zespół ekspertów¹. Należy zauważyć, że badanie

istotnych faktów związanych z tym incydem przeprowadzone z inicjatywy operatora i węgierskiego dozoru jądrowego koncentrowało się głównie na aspektach technicznych. Dostępne informacje nie pozwalają na dogłębne zbadanie wszystkich potencjalnych przyczyn incydentu, ponieważ nie wszystkie istotne kwestie były przedmiotem tych badań. Zakres i sposób badania istotnych faktów nie sprzyjał szerokiemu spojrzeniu na problemy, jakie ujawniły się w kontekście tego zdarzenia. Pomimo ograniczonego charakteru dostępnych informacji, analiza przyczyn przeprowadzona przez autora wskazuje na szereg potencjalnych niedociągnięć i słabości natury systemowej, zarówno po stronie operatora elektrowni, jak i dozoru jądrowego.

Analiza źródłowych przyczyn wypadku przedstawiona w tej pracy została wykonana z użyciem metody znanej szeroko jako metoda mapy przyczyn (ang. *Cause Mapping*). Należy ona do grupy metod dedukcyjnych wykorzystujących drzewa przyczyn. Metody te polegają na skonstruowaniu drzewa logicznego (nazywanego również mapą przyczyn) przedstawiającego wszystkie zidentyfikowane przyczyny rozpatrywanego zdarzenia/problemu i ich zależności przyczynowo-skutkowe. Reprezentacja taka znakomicie ułatwia wybranie skutecznych środków naprawczych. Przedstawienie zidentyfikowanych związków przyczynowo-skutkowych w postaci graficznej jest również bardzo wygodnym sposobem prezentacji i dokumentacji rezultatów analiz.

Publikacja ta powstała w odpowiedzi na sugestie Państwowej Agencji Atomistyki, która była zainteresowana w przeprowadzeniu rzetelnej i niezależnej analizy tego incydentu. Analiza ta stanowi również praktyczną ilustrację zastosowanej tu metody analizy przyczyn źródłowych, która zdaniem autora jest warta szerszego spopulary-

¹ Badania incydentu zostały przeprowadzone w ramach projektu badawczego sponsorowanego przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej (IAEA) oraz Organizację Współpracy Gospodarczej i Rozwoju (OECD).

zowania². Autor ma nadzieję, że publikacja ta pomoże w osiągnięciu obu tych zamierzeń.

Informacje techniczne związane z incydem

Podstawowe cechy konstrukcyjne elektrowni Pakš

Elektrownia jądrowa Pakš składa się z czterech bloków jądrowych z reaktorami wodno-ciśnieniowymi typu WWER-440/213 o mocy 440 MWe każdy, zaprojektowanych i wyprodukowanych w ZSRR przez firmę OKB Gidropress. Bloki te zostały zbudowane i uruchomione w latach 1983–1987 [1]. W chwili obecnej pracuje 16 takich jednostek na Węgrzech (4), w Czechach (4), Słowacji (4) oraz Rosji (2) i Ukrainie (2) [2]. Elektrownia ta jest bliźniaczo podobna do elektrowni Żarnowiec, która miała być uruchomiona w Polsce na początku lat 1990.

Blok reaktora WWER-440/213 jest wyposażony w 6 niezależnych pętli pierwotnych, każda z nich zawiera wytwornicę pary typu poziomego i główną pompę cyrkulacyjną. Wytwornice pary produkują parę nasyconą o ciśnieniu 4,4 MPa, zasilającą dwie turbiny o mocy 220 MWe.

Rdzeń reaktora składa się z 349 podzespołów paliwowych (EP). Paliwo w postaci pastylek UO_2 ma wzbogacenie 2,2–4,4% ^{235}U . Podzespół paliwowy zawiera 126 prętów paliwowych o średnicy zewnętrznej 9,1 mm i długości 2,5 m. Koszulki prętów paliwowych oraz sześciokątne kasety podzespołów paliwowych są wykonane z cyrkonu. Trzysta dwanaście podzespołów paliwowych (tzw. podzespołów roboczych) ma stałą pozycję w rdzeniu reaktora, 37 EP jest sprzężonych z podzespołami regulacyjnymi (te EP stanowią przedłużenie podzespołów regulacyjnych i w czasie normalnej pracy reaktora dolna część tych EP może znajdować się pod rdzeniem). Konstrukcja tych EP różni się nieznacznie od pozostałych „roboczych” EP, co miało pewien związek z incydem, jaki zdarzył się w EJ Pakš 10 kwietnia 2003 roku.

Zdarzenia poprzedzające incydent

Incydent ma ścisły związek z nienormalnym poziomem stałych zanieczyszczeń w obiegu pierwotnym reaktorów nr 1, 2 i 3 (głównie tlenków żelazowo-żelazawych znanych jako hematyt). Zanieczyszczenia te osadzały się w podzespołach paliwowych, ograniczając swobodną powierzchnię kanałów przepływowych, co utrudniało chłodzenie rdzenia reaktora i prowadziło do zmniejszenia osiągalnej mocy elektrowni.

Problem ujawnił się po raz pierwszy w bloku nr 2 w 1996 roku. W roku 1998 poziom tych zanieczyszczeń był tak znaczny, że zmusił operatora do wymiany całego wsadu

paliwowego reaktora nr 2 na nowe elementy. Do roku 2000 problem ten pojawił się w trzech blokach (nr 1, 2, 3). W lutym 2003 roku operator był zmuszony do wcześniejszej wymiany całego rdzenia w bloku nr 3. Ostre wymagania dotyczące natężenia przepływu chłodziwa przez rdzeń zmusiły również do modyfikacji oprzyrządowania pomiarowego rdzenia reaktorów [1].

Problem zanieczyszczeń w obiegu pierwotnym był związany z wymianą dystrybutorów wody zasilającej (obiegu wtórnego) w wytwornicach pary, dokonywaną na początku lat 1990. w wielu elektrowniach tego typu. Dystrybutory te były oryginalnie wykonane ze stali węglowej podatnej na korozję o podłożu erozyjnym [1]. Wymiana tych dystrybutorów wymagała dostępu personelu do wnętrza zbiornika wytwornicy. Dla zmniejszenia poziomu radiacji przeprowadzona została chemiczna dekontaminacja wnętrza rurek wytwornicy. Ta metoda została zastosowana jedynie w blokach nr 1, 2, i 3. W bloku nr 4 zastosowano odpowiednie osłony przed promieniowaniem (w bloku tym nie obserwowano nadmiernego poziomu zanieczyszczeń korozyjnych, jaki pojawił się w blokach 1–3).

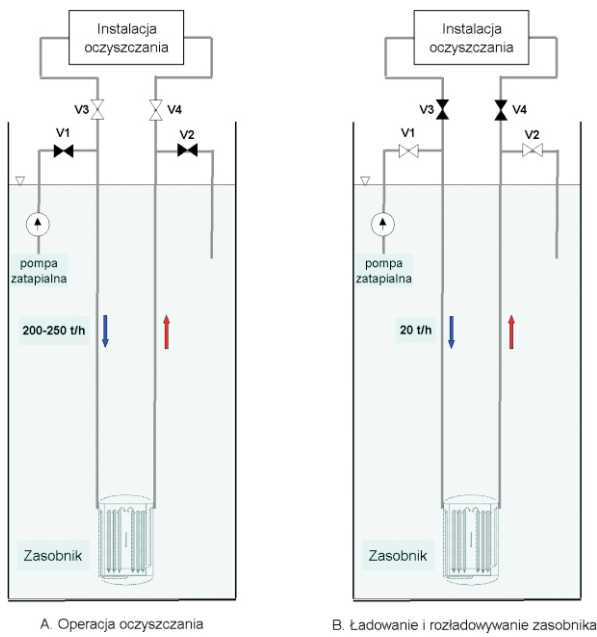
W tej sytuacji EJ Pakš zdecydowała się na oczyszczanie podzespołów paliwowych (EP) metodą chemiczną. Pierwsze operacje oczyszczania EP zostały przeprowadzone bez problemów w latach 2000–2001 (w sumie 170 EP) przy użyciu urządzenia zaprojektowanego i dostarczonego przez firmę Siemens KWU, w której możliwe było jednoczesne oczyszczanie 7 EP. Instalacja ta była również zaakceptowana przez Gidropress – głównego dostawcy urządzeń i paliwa. Warto nadmienić, że EP poddane tej operacji były wyjęte z rdzenia reaktora przed dwoma laty i w związku z tym cechowały się stosunkowo niskim poziomem mocy powyłączeniowej.

W listopadzie 2002 roku EJ Pakš zleciła firmie AREVA zaprojektowanie i wykonanie większej instalacji do oczyszczania paliwa, która miała przyspieszyć wykonanie tej operacji. Personel tej firmy miał również prowadzić eksploatację tej instalacji na miejscu w EJ Pakš. Nowa instalacja AMDA (skrót od niemieckiej nazwy: *Automatyczne, Przenośne Urządzenie do Dekontaminacji*) miała umożliwić jednoczesne oczyszczanie 30 EP. Urządzenie zostało dostarczone do elektrowni na początku 2003 roku. Operacje oczyszczania pierwszej partii 30 EP rozpoczęto 20 marca. Pierwsze partie EP (1., 2. i 4.) zawierały elementy przechowywane przez kilka lat w basenie wypalonego paliwa, 3. i 5. partia – EP wyladowane z reaktora kilka dni temu, a więc o stosunkowo wysokim poziomie mocy.

Cechy konstrukcyjne instalacji AMDA

Schemat instalacji chemicznego oczyszczania podzespołów paliwowych AMDA jest przedstawiony na rysunku 1. Zasobnik tej instalacji, do którego są ładowane podzespoły

² Metoda ta była również wykorzystana przez autora do badania przyczyn źródłowych katastrofy w EJ Fukushima, jaka miała miejsce w 2011 roku. Analizy te są przedstawione we wcześniejszej publikacji autora zamieszczonej w Biuletynie nr 2(100)2015.

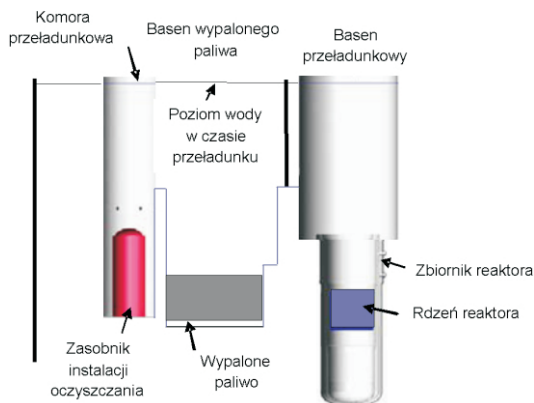


Rys. 1. Schemat instalacji AMDA, wg [1].

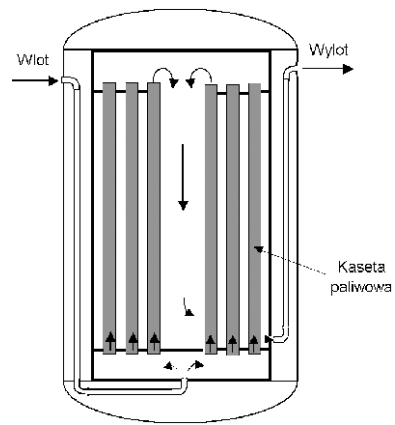
paliwowe, jest umieszczony na dnie komory przeładunkowej. Komora ta łączy się z basenem wypalonego paliwa oraz basenem przeładunkowym znajdującym się nad zbiornikiem ciśnieniowym reaktora (rys. 2). W warunkach przeładunku paliwa te trzy przestrzenie, po napełnieniu wodą z dodatkiem kwasu borowego, są połączone.

Podzespoły paliwowe są ładowane do zasobnika i rozładowywane z niego po zakończeniu operacji oczyszczania z użyciem maszyny używanej normalnie przy przeładunku reaktora. W pracy instalacji należy wyróżnić dwa reżimy eksploatacyjne – operację oczyszczania „A” (rys. 1A) oraz chłodzenie pośrednie „B” w obiegu otwartym stosowane po zakończeniu oczyszczania, ale przed otwarciem pokrywy zasobnika, a także w czasie ładowania i rozładowywania zasobnika (rys. 1B).

W reżimie oczyszczania roztwór kwasu szczawiowego, stanowiący równocześnie czynnik aktywny chemicznie i chłodziwo, jest przetłaczany przez zasobnik w obiegu zamkniętym przy użyciu pompy o wydajności 200–250 t/h (zawory V1 i V2 są zamknięte, V3 i V4 – otwarte). Pompa i wymiennik ciepła pozwalający na odprowadzenie ciepła



Rys. 2. Usytuowanie zasobnika AMDA w EJ Pakš (blok nr 2), wg [1].



Rys. 3. Schemat konstrukcyjny zasobnika AMDA, wg [1].

powyłączeniowego są integralną częścią instalacji usytuowanej na poziomie hali przeładunkowej.

Na rysunku 3 pokazano sposób przepływu czynnika we wnętrzu zasobnika AMDA. Jest on doprowadzony do górnej części zasobnika, przepływa przewodem rurowym umieszczonym w przestrzeni między zewnętrznym i wewnętrznym płaszczem do dolnej komory, skąd jest rozprowadzany do poszczególnych EP. Czynnik przepływa do góry wewnątrz zespołu paliwowego, a następnie w dół, omywając zewnętrzne osłony EP. Otwór wylotowy znajduje się w dolnej części przestrzeni paliwowej zasobnika.

W reżimie chłodzenia pośredniego „B” zasobnik jest chłodzony w obiegu otwartym wodą z komory przeładunkowej przy użyciu zatapialnej pompy małej wydajności (zawory V1 i V2 są otwarte, V3 i V4 – zamknięte). W ten sposób zasobnik jest również chłodzony w czasie załadunku i rozładunku paliwa.

Konfiguracja zasobnika przyjęta w projekcie AMDA miała zapobiec gromadzeniu się osadów na dolnej płycie zasobnika. Problem taki obserwowano wcześniej w mniejszej instalacji zaprojektowanej przez firmę Siemens (przystosowanej do oczyszczania 7 EP) [1]. Czynnik odprowadzany z zasobnika przepływa przewodem rurowym do zespołu filtrującego, w którym następuje wychwycenie z roztworu rozpuszczonych osadów tlenków żelaza.

Opis incydentu

Blok nr 2 EJ Pakš został wyłączony w celu przeprowadzenia operacji przeładunku paliwa 29 marca 2003 roku. Prace te obejmowały chemiczne oczyszczenie EP za pomocą instalacji AMDA zlokalizowanej w komorze przeładunkowej tego reaktora. Operacja oczyszczania została pomyślnie przeprowadzona dla 5. partii paliwa. Chłodzenie zasobnika w obiegu otwartym (rys. 1B) było stosowane jedynie w krótkich okresach potrzebnych na rozładunek zasobnika (zasobnik był otwarty wkrótce po zakończeniu oczyszczania).

W dniu 10 kwietnia przeprowadzono oczyszczenie partii nr 6 zawierającej 30 EP o łącznej mocy powyłączeniowej

241 KW. Oczyszczanie zakończono o godz. 16:00. Chłodzenie w obiegu otwartym (konfiguracja „B”) zostało rozpoczęte o 16:40. Otwarcie zasobnika odłożono na później, ponieważ dźwig był zajęty przy innych operacjach [1].

Po godz. 19:00 zarejestrowano niewielkie zwiększenie poziomu wody w obiegu pierwotnym, które odpowiadało zwiększeniu objętości wody w systemie o około 4 m³. Woda ta została najprawdopodobniej wypchnięta z zasobnika przez zawór odpowietrzający.

Pierwsze objawy wskazujące na uszkodzenie paliwa zostały zarejestrowane w systemie wentylacji o godz. 21:50 (wzrost aktywności spowodowanej przez krypton ⁸⁵Kr). Operatorzy instalacji zdecydowali się na otwarcie zasobnika, aby zbadać przyczynę tej anomalii. Zamknięcie hydrauliczne zasobnika zostało zwolnione o godz. 2:15. Z wnętrza zasobnika wydobył się duży pęcherz gazowy, a detektory zainstalowane w hali reaktora i w kominie wentylacyjnym zarejestrowały wysoką aktywność gazów szlachetnych. O godz. 4:20 dokonano próby zdjęcia pokrywy, jednak, na skutek zerwania się jednej z lin urządzenia dźwigowego, pokrywy nie udało się podnieść. Zasobnik pozostał tylko częściowo otwarty. Aktywność wody w basenie wypalonego paliwa wzrosła do wartości 10⁷–10⁸ Bq/l. Pokrywa zasobnika została usunięta dopiero 16 kwietnia.

Wizualne badanie zasobnika przeprowadzone z użyciem kamer wideo wykazało, że większość podzespołów paliwowych uległa poważnym uszkodzeniom. Zauważono również, oznaki silnego utlenienia elementów wykonanych z cyrkonu. Znaczna liczba EP uległa fragmentacji. Niektóre z pastylek paliwowych wypadły z koszulek. Znaczna ilość fragmentów prętów, kawałki kaset paliwowych, a także pojedyncze pastylki paliwowe znalazły się na dnie zbiornika.

Incydent nie miał znaczących skutków radiacyjnych. Chwilowy wzrost aktywności powietrza był głównie rezultatem uwolnienia gazów szlachetnych. Pomiary w terenie otaczającym elektrownię pozwoliły stwierdzić, że incyident ten nie spowodował mierzalnego zwiększenia poziomu skażeń w środowisku [4]. W wyniku incydentu nastąpiła kontaminacja twarzy jednego z pracowników; spowodowana tym dawka była niewielka (nie przekroczyła dopuszczalnej granicy dla rocznej dawki indywidualnej) [1].

Uszkodzone paliwo zostało w całości usunięte z zasobnika i przeładowane do szczelnych pojemników, które były przechowywane w basenie wypalonego paliwa. W 2014 roku paliwo to zostało przewiezione do Rosji w celu przerobu.

Analiza problemu

Analiza problemu została przeprowadzona metodą mapy przyczyn. Materiał faktograficzny dotyczący incydentu, użyty w niniejszej analizie, został zaczerpnięty z końcowe-

go raportu IAEA [1] oraz innych dostępnych publikacji dotyczących tego wypadku [2]–[4].

Zdefiniowanie problemu

Zwięzła definicja problemu przygotowana zgodnie z formatem zalecanym przez amerykańską firmę konsultacyjną „Think Reliability”³ jest przedstawiona w tabeli 1.

Tabela 1. Zdefiniowanie problemu.

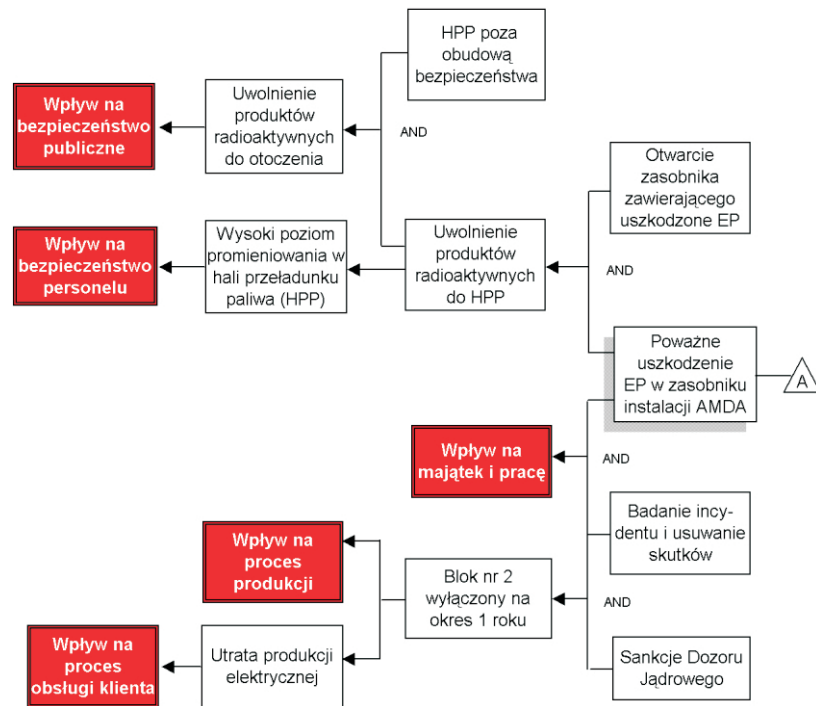
| | | |
|--|---------------------------|--|
| Co | Problem | Poważne uszkodzenie 30 podzespołów paliwowych |
| Kiedy | Data | 10 kwietnia 2003 roku |
| | Nietypowe warunki | Prace obsługowe związane z przeładunkiem paliwa |
| Gdzie | Fizyczna lokalizacja | Elektrownia jądrowa Pakš, blok nr 2 |
| | Realizowane zadanie | Chemiczne oczyszczanie podzespołów paliwowych |
| Wpływ na realizację celów organizacji | | |
| | Bezpieczeństwo publiczne | Uwolnienie produktów radioaktywnych do otoczenia |
| | Bezpieczeństwo personelu | Zwiększone dawki dla personelu |
| | Proces produkcji | Wyłączenie bloku na okres 1 roku |
| | Wpływ na obsługę klientów | Utrata produkcji energii elektrycznej |
| | Straty finansowe | Uszkodzenie 30 zespołów paliwowych |
| | | Koszty badania i usuwania skutków incydentu |
| | Częstotliwość | Incydent zdarzył się po raz pierwszy |

Analiza przyczyn źródłowych

Proces konstruowania mapy przyczyn rozpoczyna się od rozpatrzenia istotnych celów działalności EJ Pakš, których realizacja została zakłócona przez ten incyident. Cele te są wyszczególnione w tabeli 1. Na rysunku 4 przedstawiono rezultaty początkowego etapu budowy mapy przyczyn.

Bezpieczeństwo publiczne zostało narażone ze względu na potencjalne skutki zdrowotne dla ludzi znajdujących się w otoczeniu elektrowni. Uwolnienia pewnych ilości produktów radioaktywnych do atmosfery mogło stanowić również zagrożenie dla środowiska. Przyczyną tych uwolnień było poważne naruszenie integralności koszulek paliwowych (przyczyna A) w instalacji chemicznego oczyszczania EP usytuowanej poza obudową bezpieczeństwa.

³ Strona internetowa <http://www.thinkreliability.com>



Rys. 4. Mapa przyczyn dla incydentu w EJ Pakš – część 1.

Zdarzenie to miało również pewien wpływ (niewielki, jak wykazały pomiary, [1]) na dawki promieniowania uzyskane przez personel uczestniczący w pracach przeładunkowych.

Incydent ten miał bezpośredni wpływ na majątek firmy i zapotrzebowanie na pracę, proces produkcji energii elektrycznej oraz obsługę klientów. Całkowitemu zniszczeniu uległo 30 podzespołów paliwowych. Badanie i usuwanie skutków zdarzenia wiązało się z dodatkowymi nakładami finansowymi, spowodowało również przestój bloku nr 2 przez 1 rok. Ten przestój miał istotny wpływ na proces produkcji energii i efekty finansowe firmy.

Przyczyny poważnego uszkodzenia wsadu paliwowego w instalacji AMDA (przyczyna A) są analizowane szczegółowo na rysunku 5. W sytuacji, jaka wystąpiła w latach 1990. w blokach nr 1, 2 oraz 3, w związku z wysokim poziomem produktów korozji w obiegu pierwotnym, chemiczne oczyszczanie podzespołów paliwowych, które pracowały w tych reaktorach, stało się konieczne. Osadzenie się stałych zanieczyszczeń korozyjnych w kanałach przepływowych EP miało poważne konsekwencje z punktu widzenia osiągalnej mocy reaktorów i czasu trwania kampanii [1].

Poważne uszkodzenie EP znajdujących się w zasobniku instalacji AMDA 10 kwietnia 2003 roku nastąpiło na skutek silnego przegrzania EP. Na podstawie przeprowadzonych symulacji, a także oceny stanu elementów po awarii stwierdzono, że maksymalne temperatury koszulek paliwowych osiągnęły 1200–1300°C [1].

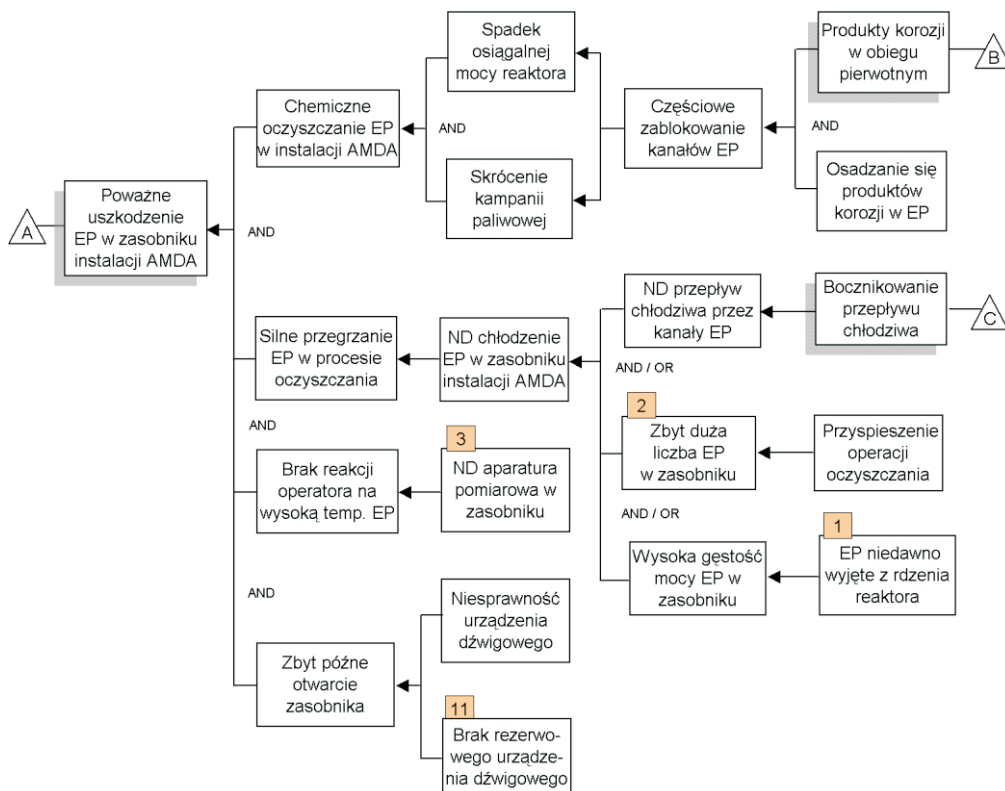
Personel operacyjny AMDA nie zdawał sobie sprawy z rzeczywistej sytuacji, ponieważ zasobnik nie posiadał odpowiedniej aparatury pomiarowej (przyczyna 3) ani sygna-

lizacji, która mogłaby ostrzec operatora o zbyt wysokiej temperaturze koszulek paliwowych. Jednym z czynników potęgujących rozmiar uszkodzeń była niedostępność urządzenia dźwigowego, która opóźniła otwarcie zasobnika po zakończeniu oczyszczania, oraz brak rezerwowego urządzenia dźwigowego (przyczyna 11).

Na podstawie oględzin zniszczonego paliwa oraz wyników symulacji przeprowadzonych przez kilka niezależnych zespołów ekspertów [1] uważa się, że zasadniczą przyczyną przegrzania paliwa była niewłaściwa dystrybucja czynnika chłodzącego w zasobniku. Była ona spowodowana bocznikowaniem przepływu chłodziwa na wlocie do kanałów paliwowych, co doprowadziło do zmniejszenia natężenia przepływu w wewnętrznych kanałach podzespołu. Przyczyny tego bocznikowania analizowane są na rysunku 7.

Dodatkowymi czynnikami była stosunkowo duża moc powyłaczeniowa wsadu paliwowego w tej partii EP. Nowa instalacja mieściła 30 elementów (czterokrotnie więcej niż poprzednio używana instalacja), które zostały wyjęte z reaktora przed kilkoma dniami i w związku z tym cechowały się stosunkowo wysoką gęstością mocy (przyczyny 1 i 2).

Mapa przyczyn przedstawiona na rysunku 6 koncentruje się na przyczynach, które doprowadziły do problemów korozyjnych o takim nasileniu, że wpływały one w istotny sposób na parametry eksploatacyjne reaktorów 1, 2, i 3. Bardzo prawdopodobną przyczyną tego problemu była dekontaminacja wewnętrznych powierzchni rurek wytwornic pary dokonana na początku lat 1990., w związku z wymianą dystrybutorów wody zasilającej. Za słuszością tej hipotezy przemawia fakt, że podobne problemy korozyjne nie wystąpiły w bloku nr 4, w którym takiej dekontaminacji nie przeprowadzono. Należy podkreślić, że inne,



Rys. 5. Mapa przyczyn dla incydentu w EJ Pakš – część 2.

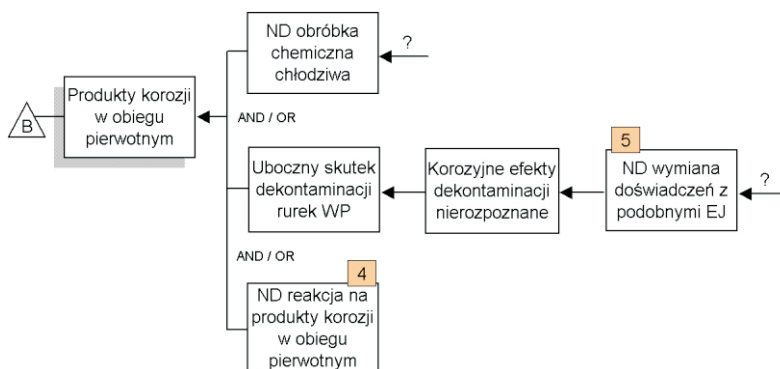
możliwe przyczyny problemów korozji w obiegu pierwotnym nie były analizowane.

Powstaje jednak pytanie, dlaczego negatywne efekty związane z chemiczną dekontaminacją rurek wytwornicy nie były znane wcześniej. EJ Pakš z pewnością mogła skorzystać z doświadczeń innych operatorów elektrowni typu WWER, którzy przeprowadzali wymianę dystrybutorów wody zasilającej. Wymiana taka była prowadzona w wielu elektrowniach typu WWER na początku lat 1990. [1]. Może to świadczyć o niedoskonałości programu wymiany doświadczeń eksploatacyjnych z elektrowniami zagranicznymi czy producentami urządzeń (przyczyna 5). Zasadne staje się również pytanie, czy operator mógł wcześniej zareagować na podwyższoną zawartość produktów korozji w chłodziwie obiegu pierwotnego, w taki sposób, aby nie dopuścić do sytuacji ograniczającej parametry eksploatacyjne (przyczyna 4).

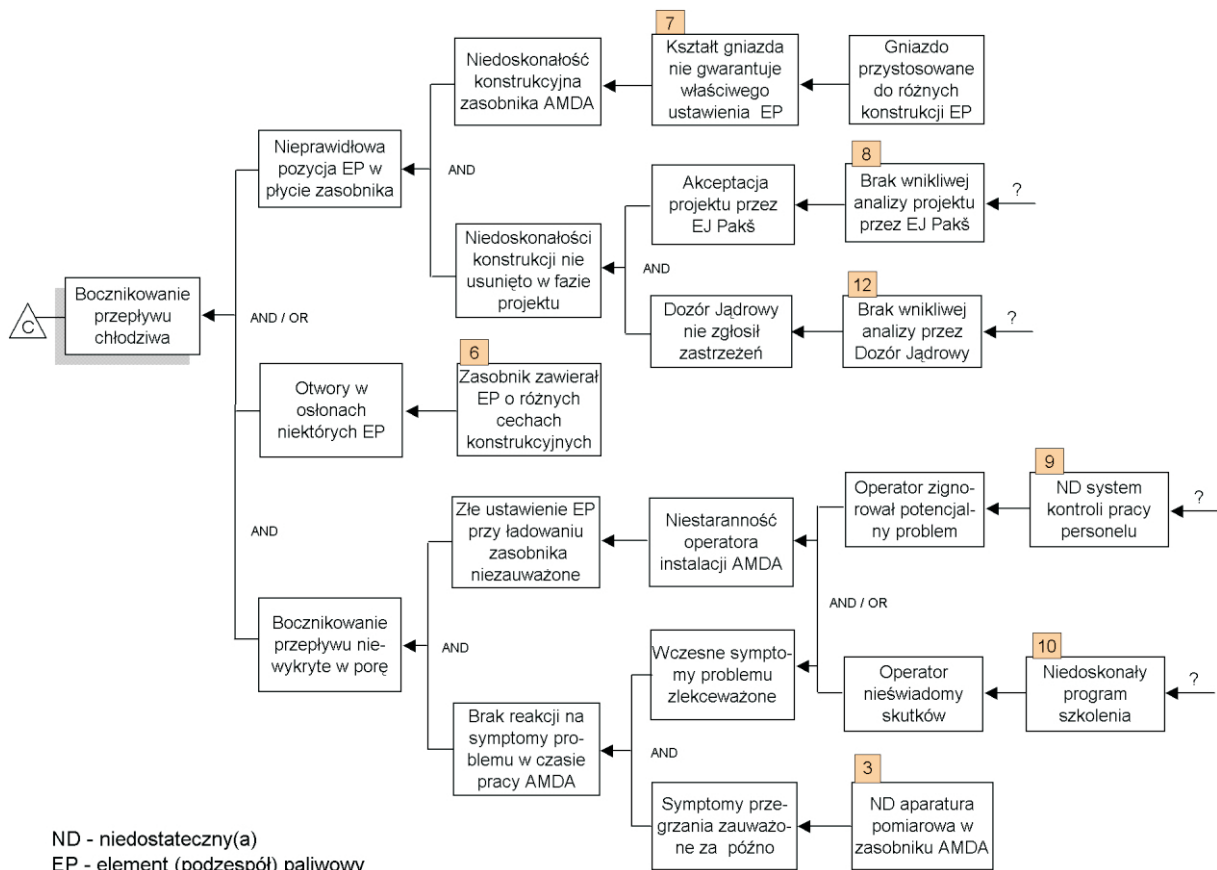
Mapa przyczyn przedstawiona na rysunku 7 koncentruje się na wyjaśnieniu kwestii związanej z bocznikowaniem przepływu chłodziwa powodującej pogorszenie warunków chłodzenia podzespołów paliwowych i w efekcie przegrzanie paliwa.

Analizy wskazują na dwa potencjalne źródła takiego zjawiska: (1) istnienie otworów w dolnej części osłony podzespołu paliwowego, przez które czynnik mógł przedostać się bezpośrednio do otworu wylotowego zasobnika usytuowanego w dolnej jego części, oraz (2) nieprawidłowa pozycja jednego (lub kilku) EP w gnieździe dolnej płyty zasobnika, która była źródłem „fałszywego” przepływu czynnika.

Wsad EP w „krytycznej” partii załadowanej do zasobnika AMDA 10 kwietnia 2003 roku zawierał 11 podzespołów „stacjonarnych” oraz 19 podzespołów „ruchomych” (sprzężonych z podzespołami regulacyjnymi). Osłony pod-



Rys. 6. Mapa przyczyn dla incydentu w EJ Pakš – część 3.

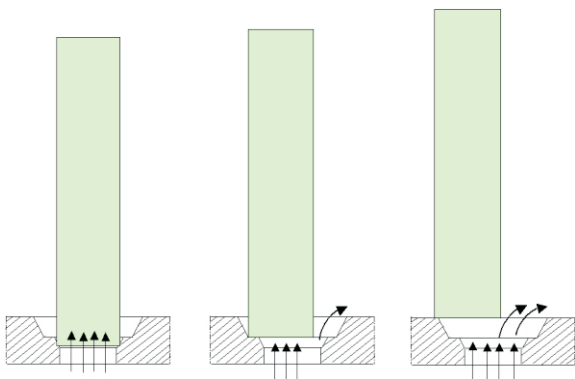


ND - niedostateczny(a)
EP - element (podzespoł) paliwowy

Rys. 7. Mapa przyczyn dla incydentu w EJ Pakš – część 4.

zespołów „stacjonarnych” miały po 12 otworów o średnicy 9 mm w dolnej i górnej części podzespołu, w osłonach podzespołów „ruchomych” nie było takich otworów. Ten fakt mógł spowodować nierównomierności rozdziału chłodziwa pomiędzy poszczególne EP, a także „fałszywy” przepływ na zewnątrz osłony podzespołu kosztem zmniejszenia przepływu wewnątrz tej osłony (przyczyna 6).

Efekt bocznikowania spowodowany nieprawidłową pozycją podzespołu w gnieździe płyty dolnej wyjaśniono na rysunku 8. Nieprawidłowe osadzenie EP w dolnym gnieździe ma związek z kształtem tego gniazda, które zostało przystosowane do dwóch różnych typów EP (kształt oraz wymiary końcówki EP „stacjonarnego” i „ruchomego” są odmienne). Możliwość nieprawidłowej pozycji EP w dol-



Rys. 8. Usytuowania EP w gnieździe i jego wpływ na bocznikowanie przepływu.

nym gnieździe jest spowodowana przez to, że EP jest prowadzony jedynie przez górną płytę zasobnika. Wykrycie nieprawidłowej pozycji podzespołu paliwowego jest utrudnione (przyczyna 7).

Opisana wyżej niedoskonałość projektu nie została usunięta w fazie projektu. Projekt został zaakceptowany przez EJ Pakš (przyczyna 8). Również węgierski dozór jądrowy nie wnosił zastrzeżeń w tej kwestii (przyczyna 12). Nie wiadomo, czy podobny scenariusz był przedmiotem analiz na etapie projektowania i czy znalazł on odpowiednie odniesienie w dokumentacji bezpieczeństwa instalacji AMDA.

Nieprawidłowa pozycja EP 10 kwietnia 2003 roku nie została zauważona (i skorygowana) przez pracownika dokonującego załadunku paliwa do zasobnika AMDA. Mogło to być spowodowane niestarannością lub też mogło wynikać z niewiedzy – pracownik mógł nie zdawać sobie sprawy z potencjalnych konsekwencji takiego błędu. Przyczyną źródłową mogą być nieprawidłowości w systemie kontroli pracy personelu lub niedoskonałości programu szkolenia (przyczyny 9 i 10), zarówno po stronie inwestora (EJ Pakš), jak i kontraktora (AREVA).

Bocznikowanie przepływu nie zostało wykryte odpowiednio wcześnie, aby zapobiec znacznemu przegrzaniu paliwa. Instalacja nie posiadała odpowiedniego systemu pomiarowego ani sygnalizacji ostrzegawczej (przyczyna 3). Operator nie zareagował również na pierwsze niepokojące symptomy w fazie chłodzenia zasobnika w obiegu otwar-

tym, jakim było podniesienie się poziomu wody w systemie. Może to świadczyć o niestaranności lub niewiedzy (przyczyny 9 i 10). W tym momencie było już wprawdzie za późno na uniknięcie poważnego przegrzania koszulek, ale nie doszłoby do katastrofalnego zniszczenia całego wsadu, gdyby zasobnik nie pozostawał zamknięty przez tak długi okres.

Istotny wpływ na genezę tego incydentu miał fakt, że formalnie instalacja była obsługiwana przez zespół pracowników firmy AREVA – projektanta i producenta tego urządzenia, prawdopodobnie przy czynnym udziale pracowników elektrowni. W takiej sytuacji kompetencje i odpowiedzialności mogą nie być precyzyjnie określone, a zasady podziału zadań ściśle przestrzegane, co może prowadzić do nieporozumień. Sytuacja taka musiała również wpływać na zachowania agencji dozoru, która miała do czynienia z renomowanym producentem urządzeń jądrowych.

Identyfikacja rozwiązań

Przyczyny, które mogą być przedmiotem działań naprawczych (tzw. przyczyny naprawialne) zostały oznaczone na mapie przyczyn numerami (1–12). Przyczyny te zostały uporządkowane według trzech grup: (1) cechy konstrukcyjne i proces projektowania instalacji, (2) kontrola korozji w obiegu pierwotnym przez EJ Pakš oraz (3) organizacja zadań związanych z procesem chemicznego oczyszczania paliwa.

Cechy konstrukcyjne i proces projektowania instalacji

- Znaczne zwiększenie liczby EP w zasobniku (przyczyna 2)
- Brak oprzyrządowania pomiarowego w zasobniku (przyczyna 3)
- Kształt gniazda, który nie gwarantował prawidłowej pozycji EP (przyczyna 7)
- Brak wnikliwej analizy projektu przez EJ Pakš (przyczyna 8)
- Brak wnikliwej analizy projektu przez dozór jądrowy (przyczyna 12)

Kontrola korozji w obiegu pierwotnym przez EJ Pakš

- Niedostateczna reakcja na produkty korozji w obiegu pierwotnym (przyczyna 4)
- Niedostateczna wymiana doświadczeń z podobnymi EJ (przyczyna 5)

Organizacja pracy związanej z chemicznym oczyszczaniem paliwa

- Oczyszczanie podzespołów niedawno wyjętych z rdzenia reaktora (przyczyna 1)
- Wsad zasobnika zawierający EP o różnych cechach konstrukcyjnych (przyczyna 6)

- Niedostateczny system kontroli pracy personelu (przyczyna 9)
- Niedoskonały program szkolenia operatora (przyczyna 10)
- Brak rezerwowego urządzenia dźwigowego (przyczyna 11).

Możliwe rozwiązania, które mogą wpłynąć na eliminację wymienionych wyżej przyczyn lub złagodzenie związanych z nimi skutków, są omówione poniżej.

Cechy konstrukcyjne i proces projektowania instalacji

Rozwiązanie konstrukcyjne instalacji AMDA powinno być zrewidowane, a ujawnione problemy usunięte.

Podstawową kwestią, która powinna być rozwiązana, jest wyposażenie zasobnika w odpowiednią aparaturę pomiarową, a przynajmniej w układ sygnalizacji (przyczyna 3). Sprawa monitorowania parametrów ciepło-przepływowych w zasobniku instalacji nabiera istotnego znaczenia w związku z kształtem gniazda w dolnej płycie zasobnika, które nie gwarantuje prawidłowego osadzenia EP, oraz zwiększoną liczbą EP w zasobniku, która przesądza o wysokiej mocy powyłączeniowej (przyczyny 2 i 7). Celowe wydaje się zapewnienie środków weryfikacji, czy EP załadowany do zasobnika został prawidłowo osadzony w swoim gnieździe.

Należy podkreślić, że problem bocznikowania przepływu wywołanego przez nieprawidłowe posadowienie EP w gnieździe dolnej płyty i związane z tym skutki ciepło-przepływowe mają charakter lokalny – problem niedostatecznej wymiany ciepła jest związany z jednym (lub z wieloma) z 30 EP. To utrudnia zastosowanie skutecznego systemu pomiarowego, który pozwoliłby wykryć problem we wczesnej fazie chłodzenia podzespołu w reżimie „B”. Jedną z realnych możliwości może być detekcja wrzenia pęcherzykowego i pojawienie się fazy parowej.

Dodatkowym środkiem zmniejszającym „wrażliwość” instalacji na takie błędy byłoby zwiększenie wydajności zatopionej pompy stosowanej przy chłodzeniu zasobnika w obiegu otwartym (po zakończeniu fazy oczyszczania). Celowe wydaje się również zapewnienie rezerwowania zatopionej pompy używanej w otwartym obiegu chłodzenia (reżim „B”).

Niezależnie od wprowadzonych zmian konstrukcyjnych należy zaostrzyć wymagania dotyczące weryfikacji projektu, zarówno w fazie formułowania założeń technicznych, jak i sprawdzenia prawidłowości konkretnych rozwiązań projektowych (przyczyny 8 i 12). Zalecenie to odnosi się do wszystkich uczestników procesu projektowania (inwestora, projektanta i producenta instalacji oraz agencji dozoru).

Kontrola korozji w obiegu pierwotnym przez EJ Pakš

EJ Pakš powinna poprawić monitorowanie parametrów chemicznych chłodziwa w obiegu pierwotnym i wcześniej reagować na ewentualne zmiany (przyczyna 4). Incydent wykazał, że skutki ingerencji w gospodarkę chemiczną

(dekontaminacja metodą chemiczną) mogą wywołać negatywne zmiany parametrów fizycznych chłodziwa pierwotnego, objawiające się z pewnym opóźnieniem.

Ważnym elementem tej filozofii jest przewidywanie ewentualnych skutków w „sytuacjach nietypowych”. Efektywne wykorzystanie doświadczeń innych operatorów, stosujących podobne technologie, jest w tym kontekście koniecznością (przyczyna 5).

Organizacja pracy związanej z chemicznym oczyszczaniem paliwa

Kompletowanie wsadu zasobnika AMDA powinno zmieścić do zminimalizowania mocy powyłaczeniowej. Należałoby unikać oczyszczania elementów świeżo wyładowanych z rdzenia reaktora (przyczyna 1). Mieszanie EP o różnych cechach konstrukcyjnych (EP „stacjonarnych” i „ruchomych”) zwiększa również możliwość nierównomiernego rozdziału chłodziwa pomiędzy poszczególne podzespoły (przyczyna 6). W takich sytuacjach operatorzy instalacji powinni zachować daleko idącą ostrożność i staranność.

Operatorzy powinni do minimum ograniczyć chłodzenie zamkniętego zasobnika w reżimie „B”. Należy zapewnić możliwość otwarcia zasobnika w przypadku niepokojących symptomów wskazujących na zakłócenie procesu wymiany ciepła. Z tego względu niezbędne jest rezerwowanie urządzenia dźwigowego (przyczyna 11). Warto zauważyć, że proces tworzenia się fazy parowej w górnej części zasobnika, który poprzedzał nadmierne przegrzanie EP, wystąpił po około 100 min od rozpoczęcia chłodzenia w reżimie „B”⁴. W tej sytuacji otworzenie zbiornika przed upływem tego czasu zapobiegłoby uszkodzeniom paliwa, nawet w niekorzystnych warunkach chłodzenia, jakie były w opisywanym tu przypadku.

Niezwykle ważnym elementem o charakterze prewencyjnym jest poprawienie programu szkolenia operatorów uczestniczących w operacji oczyszczania (przyczyna 10) oraz wzmocnienie systemu kontroli pracy personelu (przyczyna 12).

Podsumowanie

Opisany wyżej incydent był przedmiotem szczegółowych badań mających na celu odtworzenie wszystkich istotnych okoliczności zdarzenia. Badania te koncentrowały się na aspektach technicznych, ale obejmowały również ustalenie przyczyn źródłowych [1].

Grupa ekspertów powołanych na prośbę rządu węgierskiego przez IAEA zwróciła uwagę na zbyt małą wydajność pompy używanej w reżimie „B” i brak rezerwy dla tej pompy, a także niedostatki w istniejącej aparaturze pomiarowej. Stwierdzono również, że projektant instalacji liczył się wprawdzie z możliwością bocznikowania przepływu na skutek nieprawidłowego osadzenia EP w gnieździe zasob-

nika, ale nie wziął pod uwagę przy projektowaniu instalacji potencjalnych skutków takiego zdarzenia.

W raporcie IAEA [1] wspomniano również o rekomendacjach dotyczących licencjonowania nowych metod i technologii, poprawienia kultury bezpieczeństwa, programów wykorzystania doświadczeń eksploatacyjnych oraz szkolenia personelu, a także niedostatków w komunikowaniu się operatora EJ z organami dozoru jądrowego. Zwrócono również uwagę na niedostateczny nadzór operatora EJ nad firmą zewnętrzną realizującą powierzone jej zlecenie.

Należy zaznaczyć, że grupa ekspertów IAEA badających przyczyny incydentu nie ustosunkowuje się do kwestii związanych z chemiczną gospodarką chłodziwa obiegu pierwotnego, które mogły mieć związek z wysokim poziomem stałych zanieczyszczeń w chłodziwie obiegu pierwotnego (przyczyna 4). Jak wynika z informacji uzyskanych przez autora tego artykułu od operatora EJ Pakš [5], wysoki poziom zanieczyszczeń w chłodziwie obiegu pierwotnego został wyeliminowany, dzięki czemu nie ma już potrzeby chemicznego oczyszczania EP. Warto zauważyć, że w ostatnich latach gospodarka chemiczna chłodziwa obiegu pierwotnego EJ Pakš została zmieniona; nie wiadomo jednak, czy i na ile miało to związek z opisywanym incydentem.

W świetle istniejących faktów wydaje się, że operator elektrowni mógł nie dopuścić do pojawienia się problemów korozyjnych związanych z chemiczną gospodarką chłodziwa obiegu pierwotnego, a przynajmniej odpowiednio wcześniej rozwiązać te problemy. To pozwoliłoby uniknąć (lub ograniczyć zakres) wielu kłopotliwych i kosztownych działań, związanych z chemicznym oczyszczaniem elementów paliwowych, które w efekcie doprowadziło do opisywanego wyżej incydentu.

Przedstawiona analiza umożliwiła zidentyfikowanie wielu potencjalnych przyczyn problemu i wskazanie skutecznych środków naprawczych pozwalających uniknąć podobnych problemów w przyszłości. Przytoczony przykład ilustruje wielkie zalety mapy przyczyn zarówno w identyfikacji skutecznych środków naprawczych, jak i zaprezentowaniu rezultatów badania zdarzenia w sposób logiczny i przejrzysty. Proces budowania mapy przyczyn w naturalny sposób sprzyja identyfikacji przyczyn, które mogłyby być niezauważone lub zignorowane.

Notka o autorze

Dr inż. Maciej Kulig – absolwent Wydziału Mechaniczno-Konstrukcyjnego Politechniki Warszawskiej, wieloletni pracownik byłego IBI, później Instytutu Energii Atomowej w Świerku, a następnie zespołu dozoru jądrowego w CLOR, kierownik wydziału analiz w Państwowym Inspektoracie Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej i departamencie GIDJ PAA, ekspert MAEA, konsultant (aktualnie konsultant współpracujący) w firmie Enconet Consulting GmbH, Kolingasse 12/7, 1090 Vienna, Austria, w zakresie specjalności: energetyka jądrowa, bezpieczeństwo jądrowe, zarządzanie ryzykiem.

⁴ Oceny te są oparte na wynikach symulacji przedstawionych w raporcie [1].

Literatura

1. International Atomic Energy Agency, “*OECD-IAEA Pakš Fuel Project*”, IAEA, Vienna (2010). Publikacja dostępna na stronie: (dostęp 2015): http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TDL-002_web.pdf
2. Katona J.T., “*Long-Term Operation of VVER Power Plants*”, w: *Nuclear Power – Deployment, Operation and Sustainability*, publikacja dostępna na stronie: https://www.academia.edu/6377922/Long-Term_Operation_of_VVER_Power_Plants_Chapter_7
3. International Atomic Energy Agency, “*IAEA Contribution to Assessment and Management of Steam Generator Ageing*”, w: *The 8-th International Seminar on Horizontal Steam Generators, OKB Hidropress, Podolsk, Russia 19–21 May 2010*.
4. Bodnár R., Germán E., „*The effects of the fuel cleaning incident at the Pakš nuclear power plant on the radionuclide concentrations of the environmental samples*”, w: “*Radiation Technology*”, Vol. 3, No. 2 (2004) ss. 209–216.
5. Bokor L., EJ Pakš, informacje uzyskane w kontaktach prywatnych, 2015-10-12.

Zagrożenie systemów informatycznych elektrowni jądrowych

Krzysztof Rzymkowski
Stowarzyszenie Ekologów na Rzecz Energii Nuklearnej

Wstęp

Aktywność organizacji terrorystycznych, zmanifestowana atakiem na World Trade Center 11 września 2001 w Nowym Jorku, zwróciła uwagę organów bezpieczeństwa wielu państw na możliwość dokonania podobnego zamachu na obiekty, w których znajdują się materiały jądrowe. Ponieważ celem działań terrorystycznych przeciwko obiektom jądrowym jest przede wszystkim bezprawne uzyskanie materiałów jądrowych potrzebnych do wywołania wybuchu lub skażenia środowiska, szczególną uwagę zwracano na ich fizyczną ochronę.

Dodatkowym efektem zamachu terrorystycznego np. na elektrownie jądrowe może być dezorganizacja sieci energetycznej kraju lub regionu. Dokonując zamachu na systemy informatyczne elektrowni jądrowej, można wpływać na jej działanie, zatrzymać pracę reaktora, pracę turbin, wyłączyć system chłodzenia, wyłączyć oczyszczalnię ścieków lub nawet spowodować awarię prowadzącą do katastrofy. Podobnie można wpływać na procesy produkcyjne w innych obiektach przemysłu jądrowego (zakładach wzbogacania, produkcji czy przerobu paliwa). Każde z tych działań może prowadzić do skażenia środowiska.

Wyraźne przyspieszenie prac mających na celu zwiększenie bezpieczeństwa systemów informatycznych w energetyce jądrowej nastąpiło zaraz po zamachu na WTC. Na polecenie Komisji Dozoru Jądrowego (*Nuclear Regulatory Commission – NRC*) w Stanach Zjednoczonych przygotowano zalecenia ochrony systemów informatycznych (10 CFR 73.54) opublikowane w 2009 roku. Powstały również odpowiednie dokumenty przygotowane przez międzynarodowe organizacje normalizacyjne, np. ISO/IEC 27 000 [1], ISO/IEC 27001 [2], ISO/IEC 27002 [3], jak i przez MAEA. Ponieważ rozwój informatyki jest bardzo dynamiczny, są one stale uaktualniane.

Należy podkreślić, że odpowiedzialność za bezpieczeństwo korzystania z materiałów jądrowych ponosi państwo,

na którego terenie się one znajdują. Podpisane traktaty nakładają na kraje określone obowiązki, jak np. konieczność prowadzenia ewidencji materiałów jądrowych zawierającej informacje o ich rodzaju, ilości i miejscu składowania. Szczegółowe rozwiązania realizujące te zobowiązania leżą w gestii państwa.

Bezpieczeństwo jądrowe, ochrona fizyczna i zabezpieczenia materiałów jądrowych

Bezpieczeństwo jądrowe, zgodnie z definicją, podaną w ustawie Prawo Atomowe (Dz.U. 2014 r. poz.1512 z późn. zm.) opracowanej w Państwowej Agencji Atomistyki, tożsamą z podaną w IAEA Safety Glossary 2007 Edition, to **osiągnięcie odpowiednich warunków eksploatacji, zapobieganie awariom i łagodzenie ich skutków, czego wynikiem jest ochrona pracowników i ludności przed zagrożeniami wynikającymi z promieniowania jonizującego z obiektów jądrowych**. W języku angielskim określane jest terminem *safety* w odróżnieniu od terminu angielskiego *security*, często w mowie potocznej określanego w języku polskim także mianem „bezpieczeństwo”, zdefiniowanego jednak we wspomnianej wyżej publikacji MAEA (inaczej niż *safety*!) jako **zapobieganie, wykrywanie i reagowanie na kradzież, sabotaż, nieautoryzowany dostęp, nielegalne przekazywanie lub inne akty przestępcze dotyczące materiałów jądrowych lub innych substancji promieniotwórczych, lub związanych z nimi obiektów**. Tak zdefiniowanemu w publikacjach MAEA angielskiemu terminowi *security* najbliższe jest polskie określenie **ochrona fizyczna**, zdefiniowane w ustawie Prawo Atomowe jako **całokształt przedsięwzięć organizacyjnych i technicznych, mających na celu skuteczne zabezpieczenie materiałów jądrowych i obiektów jądrowych przed aktami terroru, dywersji,**

sabotażu i kradzieży¹. O ile państwowy dozór bezpieczeństwa jądrowego (*safety*) jest niemal wyłączną domeną Prezesa PAA, o tyle nadzór nad ochroną fizyczną (*security*) wymaga współdziałania ze strony szefa Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego i organów ścigania. W zakresie zabezpieczeń materiałów jądrowych (*safeguards*), stosowanych w pokojowej działalności przed ich wykorzystaniem do wytwarzania broni jądrowej, innych jądrowych urządzeń wybuchowych lub do celów nieznanymi, w zakresie nadzoru konieczne jest współdziałanie Prezesa PAA z organizacjami międzynarodowymi na poziomie europejskim (EURATOM) i światowym (MAEA). Te trzy wymienione wyżej obszary (*safety*, *security*, *safeguards*) składają się na **szeroko pojęte bezpieczeństwo jądrowe**, za które niezbywalną **odpowiedzialność ponoszą posiadacze odpowiednich zezwoleń** prowadzący działalność z materiałami i obiektami jądrowymi. Natomiast nadzór nad nimi, w zakresach odpowiednio określonych w ustawie Prawo atomowe, układach i porozumieniach międzynarodowych oraz przepisach wydanych na ich podstawie, sprawują organy państwowego dozoru jądrowego wspomagane przez inne organy Państwa i organizacje międzynarodowe.

Szeroko rozumiane bezpieczeństwo obiektu jądrowego polega zatem m.in. na zapobieganiu, wykrywaniu i odpowiednim reagowaniu na przestępczą lub celową nieautoryzowaną działalność związaną bezpośrednio z materiałami jądrowymi lub innymi materiałami promieniotwórczymi, obiektami jądrowymi lub na inne celowe działania, które mogą spowodować bezpośrednio lub pośrednio zagrożenia dla ludzi i środowiska.

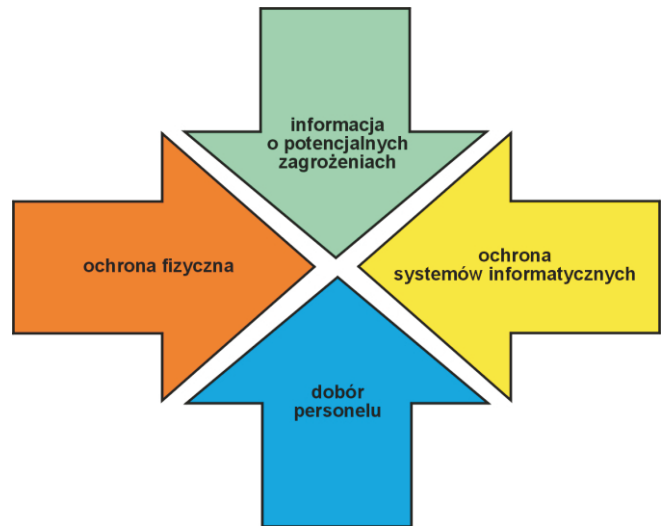
Obiektami jądrowymi, z punktu widzenia Konwencji o ochronie fizycznej materiałów jądrowych i obiektów jądrowych, są obiekty (budynki wraz z wyposażeniem), w których są produkowane, przetwarzane, wykorzystywane, przemieszczane, przechowywane lub usuwane materiały jądrowe, jeśli ich uszkodzenie lub inne oddziaływanie na taki obiekt może doprowadzić do uwolnienia znaczących ilości promieniowania lub materiałów promieniotwórczych.

Z punktu widzenia zabezpieczeń (*safeguards*) materiałami jądrowymi nazywane są materiały, które mogą być użyte do produkcji broni jądrowej lub innych jądrowych środków wybuchowych.

Podstawową rolą organów państwowych jest przygotowanie aktów prawnych określających wymagania dotyczące bezpieczeństwa jądrowego, ochrony fizycznej i zabezpieczeń materiałów jądrowych oraz prowadzenie kontroli przestrzegania tych wymagań. Rolę tę w Polsce pełni Państwowa Agencja Atomistyki. Akty prawne powinny być nowelizowane m.in. ze względu na postęp techniczny, by odpowiadały nowym warunkom powstawania zagrożeń. Zdaniem autora nowelizacje ustawy Prawo atomowe po-

winny uwzględniać w szerokim zakresie podniesienie poziomu bezpieczeństwa systemów informatycznych wykorzystywanych w polskich ośrodkach jądrowych.

System szeroko pojętego bezpieczeństwa jądrowego opiera się na koordynacji różnych działań zabezpieczających dostosowanych do spodziewanego poziomu zagrożenia. Na rysunku 1 przedstawiono zbiór elementów tworzących system ochrony obiektu jądrowego z punktu widzenia zagrożeń działalnością przestępczą.



Rys. 1. Elementy systemu ochrony obiektu jądrowego (K. Rzymkowski).

System ochrony obiektu jądrowego przed działalnością przestępczą musi być odporny na próby zniszczenia, zrujnowania, dekonspiracji, modyfikacji, wyłączenia, kradzieży, uzyskania nieautoryzowanego dostępu lub wykorzystania nielegalnych danych, a w szczególności na akty sabotażu, tzn. na bezpośrednie i zamierzone działanie w celu unieruchomienia obiektu, pozyskania materiału jądrowego w procesie jego wykorzystywania, transportu, które może zagrozić zdrowiu i bezpieczeństwu personelu, ludności, środowisku i uwolnić substancje promieniotwórcze.

Jednym z najważniejszych elementów systemu jest ochrona systemów informatycznych.

Ochrona systemów informatycznych

Przy obecnym rozwoju technologii bezpieczeństwo systemów informatycznych sterujących i nadzorujących procesy produkcyjne, systemy kontroli zapobiegające kradzieży materiałów jądrowych, sabotażowi lub innym działaniom ma zasadnicze znaczenie dla realizacji założeń szeroko rozumianego bezpieczeństwa obiektu jądrowego. Wymagania dotyczące bezpieczeństwa systemów informatycz-

¹ W definicji tej nie wymieniono „innych substancji promieniotwórczych”, które w rozumieniu definicji MAEA obejmują zarówno materiały promieniotwórcze, jak i odpady promieniotwórcze, z którymi działalność wymaga autoryzacji ze strony dozoru jądrowego. Polska ustawa Prawo atomowe nie pozostawia mimo to wątpliwości co do obowiązku zabezpieczenia ich przed uszkodzeniem, kradzieżą lub dostaniem się w ręce osób nieuprawnionych, nakładając za to odpowiedzialność na posiadaczy odpowiednich zezwoleń.

nych w obiektach jądrowych muszą być znacznie ostrzejsze niż w wielu innych gałęziach przemysłu.

Atakiem – napadem na obiekty jądrowe jest każde działanie będące próbą zniszczenia, zrujnowania, dekonspiracji, modyfikacji, wyłączenia systemu zabezpieczeń, kradzieży, uzyskania nieautoryzowanego dostępu lub wykorzystania nielegalnych danych.

Systemy informatyczne obiektów jądrowych są przed wszystkim narażone na próby zniszczenia, zrujnowania, dekonspiracji, modyfikacji, wyłączenia systemu zabezpieczeń, kradzieży danych eksploatacyjnych, uzyskania nieautoryzowanego dostępu lub wykorzystania nielegalnych danych. Cele te mogą być realizowane poprzez:

- zbieranie danych o systemie w celu przygotowania działań w złej woli (nieprzyjacielskich), np. wprowadzenie modyfikacji programów,
- atak polegający na wyłączeniu jednego lub kilku komputerów wybranego systemu obiektu,
- atak polegający na wyłączeniu jednego lub kilku komputerów w połączeniu z innymi wrogimi działaniami.

Systemy informatyczne opracowywane dla obiektów jądrowych mają zwykle unikatowe, niestandardowe rozwiązania technologiczne związane z ich architekturą, strukturą, wydajnością. Posiadają rozbudowane systemy dostępu, alarmów włamań odnoszące się do bezpieczeństwa i ochrony oraz reagowania kryzysowego. Stosowane zabezpieczenia systemu muszą być wielostopniowe, tak by pokonanie jednej bariery lub kilku barier przez przypadek lub zorganizowane działanie zapewniało jak najmniejsze prawdopodobieństwo uszkodzenia systemu.

Każdy system musi być zatwierdzony i wprowadzony do użytku przez naczelnego dyrektora obiektu. Krajowy dozór bezpieczeństwa jądrowego powinien przeprowadzać weryfikację okresowych ocen możliwych zagrożeń, szczególnie systemów informatycznych obiektów, nie tylko ze strony organizacji przestępczych, ale i innych nieprzewidzianych zdarzeń. Prowadzone w obiekcie okresowe analizy powinny obejmować między innymi: identyfikację i klasyfikację uzyskanych informacji o ewentualnych zagrożeniach, ocenę ryzyka, zgodność z procedurami oraz wprowadzenie korekt lub uzupełnień, ocenę wpływu zagrożeń na działalność operacyjną. Wprowadzenie i zatwierdzenie korekt oraz uzupełnień elementów systemu informatycznego, zalecenie szkoleń itd. odbywa się na podstawie analizy zdarzeń w systemie informatycznym, sprawozdawczości o tych zdarzeniach.

Organizacja ochrony obiektowych systemów informatycznych

Bezpieczeństwo obiektowych systemów informatycznych ma decydujący wpływ na szeroko pojęte bezpieczeństwo obiektu jądrowego, ponieważ są one powiązane z każdym działaniem w obiekcie. Nawet przejście z jednego pomiesz-

czenia do innego jest nadzorowane przez jeden z systemów. Sprawne działanie systemu ochrony zależy od dobrej organizacji systemu bezpieczeństwa informatycznego. W ogólnych zarysach organizacja systemu bezpieczeństwa obiektu jądrowego jest podobna do organizacji systemów informatycznych w innych gałęziach przemysłu. W obiekcie jądrowym działa kilka wyspecjalizowanych systemów informatycznych opracowanych indywidualnie dla danego obiektu. Skuteczność ochrony bezpieczeństwa obiektowych systemów informatycznych, jak i ich stan są kontrolowane przez organ państwowy – krajowy urząd dozoru bezpieczeństwa jądrowego.

Za wprowadzenie, działanie i nadzór działania obiektowych systemów informatycznych odpowiedzialna jest dyrekcja obiektu. Do jej obowiązków należy określenie: poziomu bezpieczeństwa obiektu i związanego z tym ryzyka, celów systemu ochrony, jego organizacji oraz określenie obowiązków osób odpowiedzialnych za działanie każdego z systemów na terenie obiektu. Dyrekcja koordynuje komunikację pomiędzy odrębnymi systemami i jest odpowiedzialna za wykonywanie okresowych ocen bezpieczeństwa i szkolenie personelu.

Każdym systemem informatycznym działającym w obiekcie zarządza indywidualnie kierownik systemu podległy zależnemu bezpośrednio od dyrekcji głównemu informatykowi. Główny informatyk powinien, oprócz doskonałej wiedzy i znacznej praktyki w zabezpieczaniu systemów informatycznych, posiadać znajomość zasad bezpieczeństwa jądrowego. Jego zadaniem jest kierowanie zespołem informatyków, nadzór całości systemu, jego rozbudowa, wprowadzanie koniecznych zmian, okresowe przeglądy systemu, ocena jego wydajności, przeprowadzanie analizy zdarzeń rejestrowanych przez system itd. Główny informatyk powinien rozbudowywać system reagowania na wykryte zdarzenia dostosowany do sytuacji awaryjnych we współpracy z odpowiednimi wewnętrznymi oddziałami i współpracą z organizacjami zewnętrznymi, zapewniając bezpieczeństwo obiektu. Do jego zadań należy również przeprowadzenie analizy i oceny zdarzeń oraz opracowanie koniecznych, wynikających z tego, korekt systemu. Powinien być inicjatorem nowych rozwiązań.

Zadaniem kierowników poszczególnych systemów jest utrzymywanie bezawaryjnej pracy systemów.

Wszyscy członkowie zespołu informatyków powinni brać udział w okresowych szkoleniach organizowanych przez dyrekcję lub krajowy dozór jądrowy.

Poziomy ochrony informacji w obiektowych systemach informatycznych

Ochrona informacji w obiektowych systemach informatycznych powinna być dostosowana do poziomu jej wrażliwości na działanie systemu bezpieczeństwa i możliwości jej wykorzystania do przeprowadzenia ataku na systemy infor-

matyczne, tzw. cyberataku, tj. każdego działania polegającego na zniszczeniu systemu, jego modyfikacji, wyłączeniu, unieruchomieniu, kradzieży jego elementów czy uzyskaniu nieautoryzowanego dostępu do systemu informatycznego i jego wykorzystywaniu.

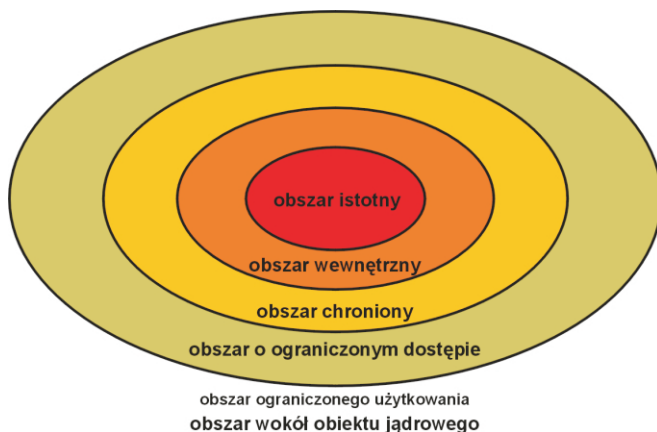
W celu optymalizacji wysiłku ochrony przed atakiem wprowadzono kategoryzację obiektowych systemów informatycznych, przyjmując jako podstawę podziału obszary (strefy) chronione obiektu definiowane wg zaleceń wpływających z ochrony fizycznej materiałów jądrowych i ich wykorzystania w obiekcie. Na rysunku 2 przedstawiono obszary chronione obiektu. Najbardziej chronione są materiały jądrowe nadające się do szybkiego wytworzenia jądrowych środków wybuchowych i wszelkie związane z nimi czynności. Znajdują się one wewnątrz obszaru chronionego w wydzielonym obszarze istotnym. Drugim elementem kategoryzacji jest przeznaczenie i wykorzystanie urządzeń obiektu. Dzieli się je na urządzenia mające i nie mające wpływu na jego bezpieczeństwo. Urządzenia mające wpływ na bezpieczeństwo podzielono na:

- związane bezpośrednio z bezpieczeństwem jądrowym obiektu: systemy sterowania i kontroli pracy reaktora, systemy bezpieczeństwa i zasilania awaryjnego,
- nie mające bezpośredniego wpływu na bezpieczeństwo: systemy sterowania procesami i informowania, automatyka i systemy alarmowe i informatyczne sterowni, obsługa przeładunku paliwa, alarmy i systemy przeciwpożarowe, systemy kontroli dostępu do poszczególnych obszarów i pomieszczeń w obiekcie, systemy rozgłaszania i przesyłania danych itd.

W obiekcie wykorzystywane są również urządzenia i systemy pomocnicze, np. systemy wykorzystywane w administracji, kontrolujące pracę np. systemu dekontaminacji, oczyszczalni ścieków itd. Zwykle odrębną grupę stanowią systemy do komunikacji zewnętrznej nie połączone z wewnętrznymi systemami informatycznymi.

Uwzględniając przeznaczenie systemu informatycznego, wprowadzono pięć poziomów ochrony informacji.

Wszystkie poziomy ochrony informacji powinny spełniać wspólne następujące wymagania ogólne.



Rys. 2. Obszary chronione obiektu (K. Rzymkowski).

Procedury bezpieczeństwa opracowane indywidualnie dla każdego poziomu powinny być wydrukowane i dostarczone wszystkim użytkownikom systemu. Do obsługi systemu mogą być dopuszczone tylko wysoko wykwalifikowane osoby po przeprowadzeniu procedur sprawdzających, umożliwiających ich autoryzację do wykonywania poufnych zadań. Dostęp upoważnionych osób powinien być ograniczony tylko do jednego systemu informatycznego związanego z wykonywaną pracą. System powinien być wyposażony w oprogramowanie potwierdzające autoryzację personelu do dostępu i oraz alarmu wykrytych nieprawidłowości. Wykryte niedostatki systemu powinny być monitorowane i usuwane. System powinien być okresowo kontrolowany. System powinien posiadać oprogramowanie tworzenia kopii zapasowej, odtwarzania stanu i przywracania ustawień początkowych. Fizyczny dostęp do systemu powinien być ograniczany zgodnie z jego przeznaczeniem.

Poziom I

Poziom I ochrony informacji jest najwyższym poziomem zabezpieczeń i musi obejmować przede wszystkim system mający decydujące znaczenie dla działania obiektu i znajdujący się w obszarze istotnym. System jest odizolowany od wszystkich innych systemów informatycznych obiektu o niższym poziomie zabezpieczeń, tzn. nie może być przepływu żadnych danych, sygnalizacji, potwierdzeń pochodzących z tych systemów. Dopuszczalna jest tylko jednokierunkowa, ściśle zdefiniowana i nadzorowana komunikacja polegająca na wysłaniu sygnału z systemu bez potwierdzenia odbioru. Niedopuszczalne jest stosowanie zdalnego sterowania elementów systemu. Fizyczny dostęp do systemu jest ograniczony. Liczba zatrudnionych osób powinna być ograniczona do absolutnego minimum. Konieczne jest stosowanie tzw. zasady dwóch osób, tj. procedury wymagającej obecności minimum dwóch wyspecjalizowanych i autoryzowanych osób do kontrolowania działań dotyczących zmian i modyfikacji systemu. Każde wejście tak do systemu, jak i do pomieszczeń, w których on się znajduje, musi być zarejestrowane i monitorowane.

Poziom II

W II poziomie ochrony informacji jest dopuszczalna jednokierunkowa komunikacja z systemami znajdującymi się w III poziomie, z możliwością wysłania przez nie potwierdzenia odbioru informacji lub sygnałów sterujących. Dopuszczalne jest zdalne sterowanie na ściśle zdefiniowanych zasadach i przez określony czas. W tym czasie muszą być stosowane dodatkowe środki zabezpieczające. Fizyczny dostęp do systemu musi być kontrolowany. Należy przeprowadzać ciągłą ocenę wrażliwości systemu na różne zagrożenia od chwili jego powstawania i trakcie eksploatacji.

Poziom III

Zabezpieczenia ochrony informacji na poziomie III są wykorzystywane do systemów informatycznych w ich rzeczywistym czasie pracy. Na tym poziomie niedozwolony jest, tak jak i na wyższych poziomach, dostęp do sieci internetowej. W najważniejszych – kluczowych punktach systemu prowadzona musi być kontrola dostępu i połączeń z tych punktów. Wejścia systemu muszą być zabezpieczone przed niekontrolowanym przepływem informacji z poziomu IV. Fizyczne połączenia systemu muszą być kontrolowane. W szczególnych przypadkach dopuszczalna jest zdalna obsługa systemu pod ściśle określonymi, kontrolowanymi warunkami. Obserwowana jest praca użytkowników systemu.

Poziom IV

Poziom IV wykorzystywany jest do ochrony informacji zarządzania technicznego, prac serwisowych, ochrony danych operacyjnych oraz informacji dotyczących pracy obiektu i dokumentacji. Modyfikację systemu mogą wprowadzać wyłącznie wykwalifikowani jego użytkownicy. Użytkownicy mogą korzystać z Internetu z zachowaniem odpowiednich zabezpieczeń. Wejścia do systemu powinny być zabezpieczone przed niekontrolowanym napływem informacji ze źródeł zewnętrznych. Fizyczne połączenia systemu muszą być kontrolowane. Możliwa jest zdalna obsługa serwisowa systemu z zachowaniem zasad bezpieczeństwa i kontroli ich przestrzegania. Dostęp do funkcji systemowych dla użytkowników zabezpieczony jest mechanizmami kontroli dostępu. Możliwy jest również zdalny dostęp autoryzowanych użytkowników systemu z zastosowaniem mechanizmów kontroli dostępu i zachowaniem uzgodnionych i zatwierdzonych procedur.

Poziom V

Poziom V jest wykorzystywany w systemach informatycznych obiektu nie mających nawet pośredniego wpływu na jego działanie. Obsługa i modyfikacje systemu muszą być prowadzone przez wykwalifikowanych, autoryzowanych specjalistów. Dostęp do Internetu, a także zdalny dostęp do systemu jest możliwy z zachowaniem uzgodnionych i zatwierdzonych procedur.

Jak już wspomniano, w obiekcie pracuje wiele systemów informatycznych. W elektrowni jądrowej najważniejszy i najbardziej narażony na różne działania ze złą wolą (złośliwe) jest reaktor jądrowy. System ochrony informacji w Systemie Ochrony Reaktora jest chroniony na poziomie I. System Sterowania Pracą Reaktora jest chroniony na poziomie II. Informatyczny System Kontroli Dostępu w systemie ochrony fizycznej jest chroniony na poziomie IV. Na poziomie V chronione są komputery w administracji.

Zagrożenia

Dynamiczny rozwój technik informatycznych, oprogramowania i sprzętu, szczególnie jego miniaturyzacja, wymuszają na użytkownikach ciągłą modernizację systemów informatycznych i związaną z tym modernizację systemów ochrony danych. Sposoby nielegalnego dostępu do chronionych informacji rozwijają się równolegle.

Wszystkie ośrodki korzystające z systemów informatycznych wykorzystujące poufne informacje muszą przeprowadzać systematyczną ocenę zagrożeń obiektów i prowadzonych działań w kraju i poza jego granicami określającą możliwe naruszenie systemu bezpieczeństwa. Ocena zagrożenia jest opracowywana na podstawie wszelkich dostępnych informacji z uwzględnieniem motywów, zamierzeń i możliwości do przeprowadzenia działań przestępczych przez potencjalnych przeciwników. Dokonywana jest przy tym ocena egzekwowania przepisów państwowych dotyczących zabezpieczeń. Ocena zagrożeń obejmuje analizę różnych scenariuszy przy zakładanym lub spodziewanym zbiorze warunków i/lub zdarzeń mogących spowodować zagrożenie.

Zagrożenie bezpieczeństwa systemów informatycznych może być spowodowane przez intruzów:

- zewnętrznych – osobę lub grupę osób posiadających motyw, zamierzenia i możliwości do przeprowadzenia działań przestępczych, nieuprawnionych, które zgodnie z obowiązującymi w państwie przepisami mogą ujemnie wpływać na bezpieczeństwo jądrowe lub przez
- wiarołomcę – ukrytego agenta – jedną lub więcej osób posiadających autoryzowany dostęp do obiektu jądrowego i jego systemów informatycznych, które mogą próbować nielegalnej ingerencji w pracę, kradzież specjalistycznego oprogramowania danych operacyjnych itd.

Zagrożenia zewnętrzne mogą być wywołane przez:

- obce władze państwowe w celu uzyskania informacji wywiadowczych, przygotowania do dalszych działań dywersyjnych, kradzieży technologii; do swoich działań intruz ten posiada bogate zasoby finansowe, zaplecze informatyczne i wywiadowcze, możliwości szkoleniowe;
- organizacje terrorystyczne w celu uzyskania informacji wywiadowczych, przygotowania do dalszych działań dywersyjnych, wywołania chaosu, zemsty, wpływania na opinię publiczną; organizacje dysponują rozległymi możliwościami, lecz należy się spodziewać, że ich środki finansowe i specjalistyczne umiejętności informatyczne są ograniczone;
- organizacje przestępcze w celu szantażu, kradzieży materiałów jądrowych, wpływania na działania biznesowe, handel informacjami; organizacje posiadają znaczne zasoby finansowe pozwalające na zatrudnienie wysoko kwalifikowanych specjalistów;
- włamywaczy (hakerów) w celach rozrywkowych, udowodnienia swoich umiejętności, reakcji na wyzwania okazjonalne, np. sprzeciw przeciwko czemuś; możli-

wości bardzo zróżnicowane; działają w większości w nieorganizowanych grupach o ograniczonej znajomości systemów specjalizowanych;

- przeciwników energetyki jądrowej mających na celu uchronienie świata przed korzystaniem z energetyki jądrowej; chcą wpływać na opinię publiczną, utrudniać rozwój przemysłu jądrowego, zakłócać przepływy kapitału;
- byłych pracowników przemysłu jądrowego w celu wywołania chaosu, zemsty, sprzedaży informacji, zdyskredytowania byłych przełożonych i skompromitowania skuteczności systemów bezpieczeństwa; ich podstawowym atutem jest znajomość systemów bezpieczeństwa, procedur, możliwość wykorzystywania kontaktów osobistych.

Zagrożenia wewnętrzne mogą być wywołane przez:

- ukrytych agentów w celu sprzedaży uzyskanych poufnych informacji biznesowych, skradzionych sekretów technologicznych, uzyskanych poufnych danych personalnych lub ideologicznie umotywowanych zadań wywiadowczych; podstawowym atutem jest znajomość systemów, kodów dostępu itd.;
- zdegradowanych pracowników motywowanych osobistą zemstą w celu wywołania chaosu, sprzedaży posiadanych poufnych informacji, zdyskredytowania administracji i skompromitowania skuteczności systemów bezpieczeństwa; podstawowym atutem jest dobra znajomość zakładu pracy.

Nowym zagrożeniem dla bezpieczeństwa jądrowego jest zagrożenie wynikające z miniaturyzacji sprzętu elektronicznego o bardzo uniwersalnych możliwościach, np. telefony komórkowe z dostępem do Internetu wyposażone w aparaty fotograficzne czy laptopy z kamerami i dostępem do Internetu, pamięci (*flash cards*), mogące prowadzić do nieświadomego przesyłania wrażliwych informacji. Dlatego na terenie obiektu powinna być wprowadzona ściśle przestrzegana procedura używania tego rodzaju sprzętu, z zakazem jego wnoszenia do pomieszczeń objętych poziomem ochrony 1 i 2.

O wykorzystaniu systemów informatycznych do celów militarnych, pozyskiwania informacji biznesowych, kradzieży technologii itd. już bardzo dawno pisali wizjonerzy rozwoju nauki². Pierwszym nagłośnionym wykorzystaniem broni informatycznej był atak na irańskie zakłady wzbogacania uranu za pomocą specjalnie do tego celu opracowanego programu penetrującego systemy informatyczne Stuxnet. Według doniesień prasowych niektóre wyłączenia, przerwy w dostawach energii elektrycznej w Stanach Zjednoczonych były elementem wojny informatycznej. Ataki te były klasycznymi przykładami zagrożeń wywołanych przez intruzów zewnętrznych. Ocenia się, że potencjałem pozwalającym na przeprowadzenie takich działań dysponuje niewiele krajów – głównie Stany Zjednoczone, Rosja, Chiny, Izrael. Podejrzewa się, że podobne ataki może przeprowadzić Korea Płn.

Stale powstają nowe generacje wyspecjalizowanych programów atakujących skierowane głównie na ataki na użytkowników Internetu, przygotowywane przez włamywaczy (hakerów), ale i bardziej profesjonalne, atakujące np. banki.

Obrona

Najlepszym dotychczas biernym sposobem obrony przed atakiem jest obrona w głąb. Jest to kombinacja kilku stopni niezależnych elementów zabezpieczających system, które mają zapobiegać ominięciu zapór ochrony. Ten sposób obrony jest niejako narzucony warunkami. Obiekt jądrowy musi pracować w sposób ciągły, jednocześnie musi być stale przygotowany na działania nieprzyjacielskie bez możliwości wyprzedzenia ataku.

Opracowanie założeń projektowych systemu informatycznego obiektu jądrowego oprócz przygotowania odpowiednich dokumentów i szczegółowych procedur dla każdego stopnia zabezpieczenia z zachowaniem jednolitości nowych warunków wymaga stosowania nowych rozwiązań programowych. Jest to właśnie jedno z najtrudniejszych zadań. Rozwiązania techniczne są częściowo narzucone przez pojawiający się na rynku sprzęt. Etap opracowania założeń projektowych ma zasadnicze znaczenie dla bezpieczeństwa przyszłego obiektu jądrowego i wymaga bardzo dokładnej kontroli projektantów przez zamawiającego. Przy projektowaniu systemu informatycznego jest konieczna ścisła kontrola i weryfikacja zatrudnianego personelu. Dotyczy to również dostawców sprzętu i bardzo wnikliwej weryfikacji dostarczanego oprogramowania. Należy strzec się instalowania programów dewastujących system w trakcie użytkowania bądź śledzących działanie i tworzących nielegalne kopie. Innym zagrożeniem, na które należy zwrócić uwagę, jest odporność systemu na zakłócenia powstające w sieci energetycznej, możliwość jej wykorzystywania do wprowadzania zmian w oprogramowaniu przez uruchamianie jego uśpionych elementów. Należy zwrócić uwagę na automatyczną kontrolę nośników informacji.

Przygotowując się do budowy elektrowni jądrowej, inwestor powinien już **na etapie projektowania** objąć wszystkie prace dotyczące bezpośrednio i pośrednio jej bezpieczeństwa ścisłą kontrolą przy współpracy międzynarodowej, a nawet i służb specjalnych. Jest ona również niezwykle istotna **przy dostawie** gotowego sprzętu od sprawdzonych wykonawców; zalecana jest kontrola także ich podwykonawców.

W Stanach Zjednoczonych powstała specjalna instytucja zajmująca się bezpieczeństwem systemów informatycznych – North American Electric Reliability Corporation (NERC) wydająca zalecenia Critical Infrastructure Protection (CIP) – normy bezpieczeństwa informatycznego CIP-001 I do CIP-009 I.

² Do najślynniejszych w Polsce należy Stanisław LEM.

Na razie w Polsce brak jest podobnych rozwiązań. Warto byłoby również zapewnić odpowiednią rangę bezpieczeństwa informatycznego obiektów jądrowych w polskim Prawie atomowym.

Notka o autorze

dr inż. Krzysztof Rzymkowski – Sekretarz Generalny Stowarzyszenia Ekologów na Rzecz Energii Nuklearnej SEREN, Ekspert Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej.

Literatura

1. Computer Security for Nuclear Facilities, IAEA Nuclear Security Series No 17, Vienna 2015.
2. Cyber Security for Power Plants, Nuclear Energy Institute, April 2015.
3. K. Rzymkowski, *Ochrona fizyczna materiałów jądrowych*, Materiały Konferencji Mądralin 2015.
4. K. Hejno-Modi, *Cyber ataki na elektrownie jądrowe*, TVN 24 BIŚ.
5. www.subnet.com/solutions/nerc-cipapx

Zarządzanie czynnikami ludzkimi i organizacyjnymi w celu poprawy bezpieczeństwa jądrowego

Justyna Adamczyk
Państwowa Agencja Atomistyki

W artykule przedstawiono definicję oraz przeprowadzono analizę, czym są czynniki ludzkie i organizacyjne w sytuacjach związanych z pracą zawodową. Zaproponowano, w jaki sposób zarządzać czynnikami ludzkimi w celu poprawy bezpieczeństwa jądrowego. Przeanalizowano cztery czynniki ludzkie: organizacja pracy, wiedza i umiejętności członków zespołu, system techniczny oraz środowisko pracy. Na przykładzie wypadku w elektrowni jądrowej przedstawiono związek między występowaniem tego typu zdarzenia a brakiem jakości we wprowadzaniu wymienionych czynników oraz wzajemne oddziaływanie między nimi. Opisano rolę dozoru w strategii przeciwdziałania wypadkom jądrowym. Przytoczono przykłady największych wypadków w historii przemysłu jądrowego z uwzględnieniem czynnika ludzkiego jako jednej z ich przyczyn.

Czynniki ludzkie i bezpieczeństwo jądrowe

Czynniki, które mają wpływ na zachowanie człowieka podczas pracy, zależą pośrednio i bezpośrednio od zleconych zadań, ale też od środowiska pracy jednostki. Od wielu lat w statystykach wypadkowych dominują przyczyny związane z niewłaściwym zachowaniem człowieka i złą organizacją pracy. Ze względu na mnogość czynników oraz ich interdyscyplinarność nie wprowadzono jednoznacznej ich definicji, natomiast aby ustalić wspólną podstawę do dyskusji na temat ludzkich i organizacyjnych przyczyn wypadków przy pracy, wiele krajów posiłkuje się roboczym terminem „czynniki ludzkie” [1, 2].

Ostatnie doświadczenia pokazują, że zachowanie człowieka odgrywa ważną rolę w bezpiecznym operowaniu obiektami jądrowymi. 48% zdarzeń zgłoszonych w bazie IRS (*IAEA/NEA Incident Reporting System*) dotyczy niewłaściwego zachowania się pracownika, niewłaściwej

organizacji pracy lub nieprawidłowego zarządzania. Tylko kilka procent przypadków dotyczy czysto technicznych przyczyn lub przyczyn nieprzewidzianych w elektrowni. Około 63% z raportowanych zdarzeń z uwzględnionym znacznym wpływem czynnika ludzkiego zdarzyło się podczas normalnej eksploatacji, 37% podczas wyłączenia reaktora. Ponadto, międzynarodowe analizy wskazują znaczny udział błędów ludzkich w zdarzeniach inicjujących awarie [1].

W probabilistycznych analizach bezpieczeństwa (PSA) jakość czynników ludzkich ma wpływ na częstość uszkodzeń rdzenia (CDF – *Core Damage Frequency*). Przebieg wydarzeń doprowadzający do awarii i uwzględniający błąd ludzki to od 15% do nawet 80% CDF. Udział ten zależy przede wszystkim od projektu elektrowni, zakresu analiz probabilistycznych i stopnia, do którego działania człowieka były analizowane i modelowane. Niewątpliwie przeszkodą w ustaleniu jednolitego modelu jest przede wszystkim istota natury ludzkiej, stanowiąca przedmiot badań. Pomimo różnic w modelowaniu analiz probabilistycznych, rezultaty badań wskazują, że zachowanie człowieka ma istotny wpływ na bezpieczeństwo jądrowe. Zarządzanie czynnikami ludzkimi i utrzymanie wysokiej jakości tych działań będzie miało znaczący udział w zmniejszaniu ryzyka awarii, co można określić przez analizy probabilistyczne. Finalnie analizy PSA wskazują, że systemy odpowiedzialne za zachowanie bezpiecznej pracy elektrowni jądrowych są odporne na pojedyncze błędy ludzkie i nieprawidłowości w działaniu systemu technicznego. Zatem, aby doszło do wysokiego ryzyka wystąpienia awarii, musi współistnieć kilka różnorodnych czynników [1].

Doświadczenie i PSA pokazują, że elektrownie jądrowe to systemy socjotechniczne znane jako MTO (*Man-Technology-Organisation*), czyli systemy oparte na współdziałaniu człowieka, organizacji i maszyny. System

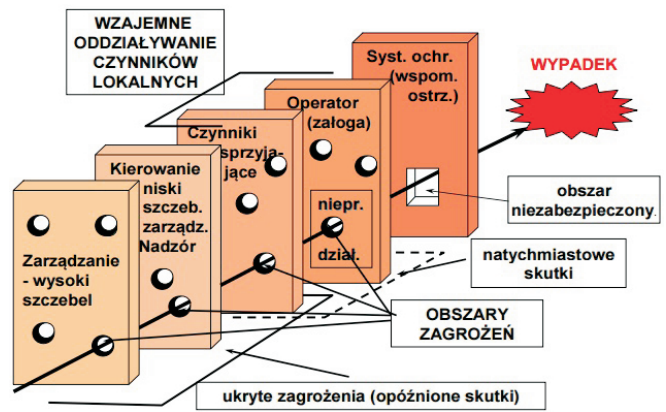
reprezentuje kombinację elementów konstrukcji elektrowni i ludzi operujących instalacją w zorganizowany sposób. Zatem, bezpieczeństwo instalacji elektrowni jądrowej jest wypadkową istotnych podstawowych elementów: sprawności systemu technicznego elektrowni, sprawności funkcjonowania systemów łączności (systemy alarmowe, systemy przetwarzania informacji, systemy wspomaganie operatora, procedury, manipulatory), efektywności dozoru jądrowego, kompetencji personelu i oddziaływań środowiska [1]. Uogólniając, bezpieczeństwo jądrowe zależy od trzech zasadniczych czynników:

- ludzkiego (*human factor*),
- technicznego,
- środowiska.

Problemy techniczne i aspekty środowiskowe od zawsze były traktowane bardzo poważnie, jednak przez długi czas czynnik ludzki nie był w wystarczający sposób brany pod uwagę. Co więcej, w większości zdarzeń w energetyce jądrowej personel elektrowni wykazuje zdolność do radzenia sobie w trudnych sytuacjach w bardzo profesjonalny sposób, jednak dobre praktyki najwyraźniej nie są systematycznie zbierane, co oznacza brak ważnego potencjału do poprawy bezpieczeństwa jądrowego [3].

Wybrane modele powstania wypadku – model Jamesa Reasona

Model ten miał swój początek w latach 1987–1988 podczas pisania książki *Human error* (Reason, 1990). Pierwotną intencją tej książki było dostarczenie głównie poznawczej, psychologicznej informacji na temat natury, rodzajów i podstaw psychicznych błędów ludzkich. James Reason, badając rolę człowieka w występowaniu katastrof oraz wypadków lotniczych, stworzył usystematyzowaną ideę powstania wypadku lotniczego, którą nazywa się „modelem sera szwajcarskiego”. Wprowadza ona pojęcie czynników o charakterze ukrytym i jawnym [4]. Lotnictwo jest obszarem bardzo podatnym na popełnianie błędów, jednak z pewnością większość charakterystyk przyczyn wypadków tu występujących można porównywać do tych w energetyce jądrowej. Występuje bowiem szereg zagrożeń dla bezpieczeństwa w przypadku lotnictwa związanych z załogą i obsługą statków powietrznych, ich projektem, nadzorem, zarządzaniem organizacji lotniczych [5]. Podobnie dla energetyki jądrowej wyróżnia się przyczyny wypadków zależne od projektu elektrowni, zaniechania dozoru jądrowego lub operatora elektrowni. Na przebieg całego procesu bezpiecznego lotu i bezpiecznej eksploatacji elektrowni jądrowej składa się działanie wielu ludzi i systemów, a więc wielu zdarzeń, wszystkich obciążonych ryzykiem wystąpienia błędu, które mogą doprowadzić do wypadku. Wymienione przyczyny są niczym dziury w plasterkach szwajcarskiego sera. Jeżeli zdarzy się sytuacja, że dziury te nałożą się na siebie, to mamy do czynienia z wypadkiem.



Rys. 1. Model powstania wypadku według J. Reason'a [5].

Powyższy model pozwala zrozumieć ideę zagrożeń ukrytych i jawnych. Na wszystkich etapach działania mogą występować obszary zagrożeń ukrytych reprezentowane przez otwory, które ujawniają się w określonych okolicznościach, np. decyzje na najwyższym szczeblu zarządzania o obniżeniu kryteriów wymaganych kwalifikacji personelu lub oszczędności w szkoleniu załogi mogą ujawnić się dopiero podczas przejścia na stan awaryjny, w trakcie niekorzystnych warunków pracy załogi, kiedy obciążenie przekroczy możliwości, by podołać wymaganiom na poszczególnym etapie awaryjnego wyłączenia reaktora. Zagrożenie istnieje cały czas, a jego skutki objawiają się jedynie w szczególnie niekorzystnych dla operatora okolicznościach działania. Natomiast nieprawidłowe działanie załóg i brak odpowiednich systemów zabezpieczających może, ale nie musi, dać natychmiastowe skutki negatywne objawiające się wypadkiem. Również niekorzystne warunki działania załogi (środowiskowe, inne) tylko w niektórych sytuacjach powodują powstanie zdarzenia [5].

Zapobieżenie wypadkowi wymaga wprowadzenia systemu zapór. Na podstawie modelu powstała teoria „obrony w głąb”, czyli strategia optymalnej ochrony polegająca na wprowadzeniu swoistego ciągu zapór, które stanowią skuteczny system jakości, odpowiednie zasoby siły roboczej, wyszkolony personel, zadania wykonywane zgodnie z procedurami i kontrola jakości [6].

Teoria i badania Reason'a pozwoliły zrozumieć, dlaczego – pomimo ciągłego unowocześniania systemów,



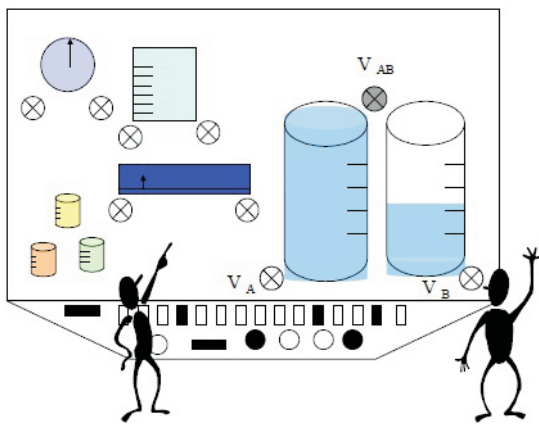
Rys. 2. Strategia optymalnej ochrony [6].

ulepszania metod selekcji najlepszych kandydatów do zawodu pilota oraz nowych metod szkolenia – ta sama załoga, która wykonywała wiele podobnych lotów, popełniła błąd prowadzący do wypadku. Według teorii Reason'a nie tylko załoga samolotu, ale także system kierowania oraz system organizacji były odpowiedzialne za bezpieczeństwo rejsów [2].

W celu zaadaptowania teorii Reason'a dla zagadnień związanych z energetyką jądrową pozwoliłam sobie przytoczyć uproszczony przykład wypadku doprowadzającego do skażenia promieniotwórczego.

Przykład

Opis poważnego wypadku jest fikcyjny, jednak jest on często używany jako dobry przykład podczas warsztatów z tematyki zarządzania czynnikami ludzkimi. Przykład posłuży do zrozumienia przyczyn wypadków związanych z niewłaściwym zachowaniem człowieka i złą organizacją pracy. Poniższy rysunek przedstawia koncepcyjną wizję sterowni wraz z dwoma operatorami (odpowiednio operator 1 i operator 2) [7].

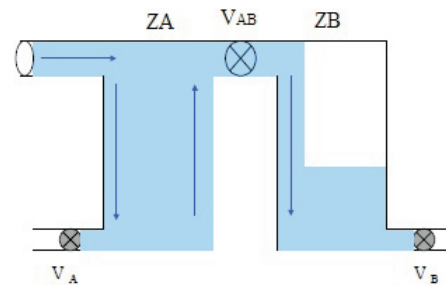


Rys. 3. Stacja robocza – sterownia [7].

W sterowni dwóch operatorów zarządza procesem przesyłania płynu ze zbiornika A (Z_A) do zbiornika B (Z_B). Panel sterowania i panel kontrolny ma dużo wskaźników, w tym wskaźniki poziomu cieczy oraz szybkości przepływu. Operator 2 kontroluje kilka urządzeń, w tym poziom cieczy w dwóch zbiornikach (zbiornik A i zbiornik B). Operator 1 informuje operatora 2 o rozpoczęciu procesu napełniania, czyli kiedy płyn zostaje przetransportowany do dwóch zbiorników. W trakcie procesu napełniania zawór przepływowy pozostaje otwarty (oznaczony jako zawór V_{AB}). Zawory odcinające, uniemożliwiające wypływ cieczy ze zbiornika pozostają zamknięte podczas procesu napełniania (odpowiednio dla zbiornika A oznaczono zawór odcinający V_A i dla zbiornika B oznaczono zawór V_B). Operator 2 zawsze widzi tę samą sekwencję zdarzeń na panelu sterowania: poziom cieczy w zbiorniku A wzrasta

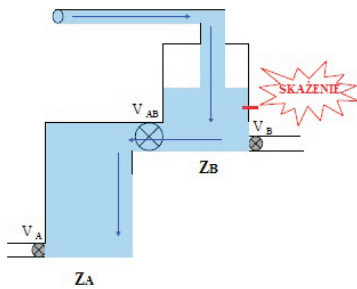
do maksimum, po czym poziom cieczy w zbiorniku B wzrasta do połowy wysokości zbiornika. Po kilku minutach od napełnienia zbiorników operator 2 zaczyna proces opróżniania zbiorników. W procesie opróżniania pierwszym i najważniejszym krokiem jest zamknięcie zaworu przepływowego V_{AB} , w kolejnym etapie operator 2 otwiera zawory odcinające V_A i V_B i weryfikuje na panelu, czy poziom cieczy w zbiornikach opadają. Kiedy poziom cieczy w zbiornikach opadnie do poziomu zero, operator 2 zaznacza, że zbiorniki są puste, a proces opróżniania zakończony, po czym zamyka zawory V_A i V_B . Proces napełniania zbiorników może się zacząć jeszcze raz od początku po zatwierdzeniu przez operatora 1.

Rysunek przedstawia najbardziej powszechną kognitywną reprezentację rozmieszczenia zbiorników A i B, zaworów V_A , V_B , V_{AB} , rur zasilających, rur przepływowych pomiędzy zbiornikami i odpływów ze zbiorników. To przedstawienie jest najbardziej oczywiste. Załóżmy teraz, że operator 2 wyobraża sobie rzeczywisty projekt w ten sposób.



Rys. 4. Reprezentacja rozmieszczenia zbiorników i zaworów z punktu widzenia operatora 2 [7].

Przebieg wypadku: Proces napełniania zbiorników trwa również w nocy, przy czym nocna zmiana wymusza redukcję liczby pracowników, dlatego w sterowni pozostaje tylko jeden operator. W związku z tym operator 1 zostaje zastąpiony przez automat, który inicjuje przepływ do zbiornika. Opisany proces nie jest uważany za trudny, dlatego operator 2 na nocnej zmianie jest praktykantem z niewielkim doświadczeniem, dodatkowo praca na nocnej zmianie nie jest obowiązkowa dla starszych specjalistów. Pewnego dnia o 3.00 nad ranem podczas prawie całkowitego napełnienia zbiornika A włącza się sygnał ostrzegawczy. Alarm wskazuje na możliwość pęknięcia ściany w zbiorniku B, co oznacza, że dalszy wzrost poziomu cieczy w zbiorniku B doprowadzi do wycieku cieczy na zewnątrz (skażenie), jest to niedopuszczalne. W takiej sytuacji najczęściej obserwowanym zachowaniem jest zamknięcie zaworu V_{AB} tak, aby nie dopuścić do dalszego napełniania zbiornika B. W tym hipotetycznym przypadku operator 2 podejmuje decyzję o zamknięciu tego zaworu. Biorąc pod uwagę powszechnie wyobrażaną reprezentację układu zbiorników, taki rozwój akcji jest uzasadniony. W rzeczywistości układ wygląda tak jak na rysunku 3.



Rys. 5. Układ w rzeczywistości [7].

Jest to bardziej skomplikowany projekt, ale w tym przypadku otwarcie wszystkich zaworów doprowadziłoby do opróżnienia zbiorników, a co za tym idzie, płyn nie osiągnąłby poziomu, na którym zaobserwowano pęknięcie. Problem i przyczyna wypadku to niewłaściwa reprezentacja układu zbiorników i zaworów, jaka jest w wyobrażeniu operatora [7].

W celu przeanalizowania wypadku należy rozdzielić problem, zidentyfikować pierwotne przyczyny wypadku tzw. *root causes*, po czym przyjrzeć się dodatkowym czynnikom, które finalnie doprowadziły do wypadku. W związku z tym zidentyfikujemy 4 podstawowe przyczyny tego wypadku :

- przyczyny techniczne – pęknięcie ściany w zbiorniku B,
- przyczyny ludzkie – wiedza i umiejętności pracowników: operatora 1 i operatora 2,
- przyczyny organizacyjne – organizacja pracy podczas nocnej zmiany, brak procedury działania w sytuacji awaryjnej,
- okoliczności wypadku – praca na nocnej zmianie.

Przyjrzyjmy się teraz czynnikom ludzkim i organizacyjnym oraz proponowanym metodom polepszenia sytuacji. Sprawdźmy, czy samo wyeliminowanie z przyczyn wypadku czynnika ludzkiego i organizacyjnego zapobiegnie skażeniu.

Po pierwsze, to co najbardziej rzuca się w oczy, to fakt, że operator nie znał dokładnego rzeczywistego projektu układu zbiorników. Wiedza z tej dziedziny wymaga dokładnego wytrenowania poprzez wizyty pracownika na hali przemysłowej w celu obserwacji systemu technicznego, a pracownik jest jeszcze praktykantem. Zaskakujące wydaje się, że operator nie znał dokładnie procedur na wypadek awarii systemu, być może istniały, ale nie były aktualizowane lub nie przewidywały tego typu zdarzenia. Jeżeli procedura działania w przypadku sytuacji awaryjnej nie istniała lub nie była zaktualizowana, przyczyną wypadku nie jest wina braku umiejętności operatora, lecz zła organizacja pracy. Co innego, jeżeli procedury istniały, ale zostały zignorowane lub niewłaściwie wykorzystane podczas awarii. Jedynym dobrym programem naprawczym będzie wprowadzenie systemu szkoleń dla pracownika. Co więcej, można z dużą pewnością założyć, że gdyby podczas nocnej zmiany operacją zajmował się wykwalifikowany operator lub dwie osoby, tak jak podczas porannej zmiany, wypadku można byłoby uniknąć.

W kolejnym etapie przyjrzyjmy się interakcjom przyczyn oraz jakie mogą być proponowane modyfikacje techniczne, tak aby system był bardziej intuicyjny dla użytkownika.

Wyświetlacze na tablicy rozdzielczej w sterowni dają poprawną informację na temat poziomu cieczy, ale interakcja dwóch zbiorników na planszy daje mylny obraz, wyobrażenie rzeczywistego układu. Można zmienić rozmieszczenie zbiorników na planszy tak, aby panel, który jest „pośrednikiem” między przyczynami technicznymi a przyczynami ludzkimi, przedstawiał sposób działania systemu jak najbardziej intuicyjnie i logicznie. Interesujące byłoby wprowadzenie nowego przycisku na panelu sterowania, który zamyka cały dopływ cieczy w przypadku awarii zbiorników.

Następnie można wprowadzić ocenę bezpieczeństwa układu na wypadek innych przewidywanych zdarzeń i awarii. Należy przeprowadzić analizę parametrów, które muszą być kontrolowane przez operatora, a co za tym idzie, kolejną sesję szkoleń.

Mamy więc 3 poziomy ochrony, aby uniknąć wypadku (tym samym przechodzimy do koncepcji „obrony w głąb”). Pierwszy poziom to starannie zaprojektowany system techniczny, biorący pod uwagę czynniki ludzkie, czyli dla tego przypadku jest to układ sterowania z intuicyjnym panelem wyświetlania położenia zbiorników względem siebie – dość łatwym do zrozumienia podczas normalnej pracy, incydentów i wypadków. Drugi poziom to wprowadzenie odpowiednich procedur na wypadek awarii poprzedzone analizą bezpieczeństwa; dodatkowo – system szkoleń dla pracowników w celu efektywnej pracy, ale też zapewnienia bezpieczeństwa podczas sytuacji awaryjnej. Trzeci poziom to wprowadzenie procedury, która przerywa cały proces – w tym przypadku przedstawione jako instrukcja „włącz przycisk” dla przypadków nieprzewidywalnych awarii, jak np. utrata kontroli nad systemem przez operatora.

Niewątpliwie jest to przykład uproszczony, zastosowany w celu zrozumienia teorii przyczyn wypadków z winy człowieka, zaprezentowanej we wstępie artykułu. Przykład ten przedstawia jednak także charakterystyczne sytuacje zawodowe. Zaproponowane rozwiązania nie są jedynymi, które można wprowadzić w celu zapobiegnięcia wypadkowi, całkowicie został pominięty chociażby element inspekcji samego zbiornika czy jakość wykonania zbiornika i jakość zaworów. Niemniej jednak przykład ten wskazuje, że odpowiednia jakość czynnika ludzkiego jest spójna z jakością pozostałych czynników. Branie pod uwagę wszystkich podstawowych przyczyn jest niezbędne w celu poprawy bezpieczeństwa w sytuacjach zawodowych.

Rola dozoru jądrowego

Powyższe przykłady skupiają się głównie na roli operatora w zapewnieniu bezpieczeństwa, jednak wszystkie podmioty: dostawca technologii, operator i dozór jądrowy mają

w tym względzie istotne znaczenie. Warunkiem skutecznego zarządzania w zakresie bezpieczeństwa jest właściwy nadzór nad stosowaniem ustalonych procedur. Brak nadzoru prowadzi do działań niezgodnych z obowiązującymi procedurami. Brak reakcji powoduje ich pogłębianie, powstawanie rutynowych odstępstw od procedur, czyli systematyczne naruszanie obowiązujących przepisów [5].

Ramy prawne ustanawiają relacje między operatorem i dozorem jądrowym. Z praktycznego punktu widzenia można wyróżnić trzy podejścia dozoru jądrowego do wypełniania swoich statutowych obowiązków. Pierwsze z nich koncentruje się na nadzorze w stosowaniu procedur i wymagań. Przy drugim podejściu dozór kładzie nacisk na wyniki inspekcji, zadaniem jest ustalenie negatywnych wskaźników i ich monitorowanie oraz badanie przypadków negatywnych działań lub trendów. Ostatnie podejście koncentruje się na systemach organizacyjnych zapewniających stałą bezpieczną eksploatację. Innymi słowy, operator musi udowodnić dozorowi jądrowemu, że istnieje ciągła ocena kluczowych procesów, a obszary wymagające poprawy są identyfikowane i wdrażane są odpowiednie działania następcze. Wszystkie te działania dozoru przyczyniają się do promowania wewnątrz organizacji odpowiedzialności za bezpieczeństwo i stanowią podstawę do tworzenia tzw. kultury bezpieczeństwa. W celu efektywnego promowania kultury bezpieczeństwa ważne jest, aby pracownicy dozoru podnosili swoje kwalifikacje w zakresie zarządzania bezpieczeństwem jądrowym oraz wiedzieli, w jaki sposób interweniować w organizacji w celu uzyskania pożądanych zmian. Istnieje jednak ryzyko, że działania dozoru nie będą sprzyjały rozwojowi skutecznej kultury bezpieczeństwa, a nawet go utrudniały, dlatego innym istotnym czynnikiem jest istnienie pozytywnego otwartego dialogu między dozorem a licencjobiorcą. Relacja operator – dozór stanowi kluczowy czynnik na drodze dążenia do doskonałości w eksploatacji elektrowni jądrowej [3].

Przykłady

W historii przemysłu jądrowego wydarzyły się trzy bardzo poważne wypadki: wypadek w elektrowni jądrowej Three Mile Island (1979), katastrofa elektrowni jądrowej w Czarnobylu (1986), katastrofa elektrowni jądrowej Fukushima I (2011). Dla każdego z wypadków wśród przyczyn wyróżnia się opisywany „czynnik ludzki”. Nie będę się skupiać na szczegółowych opisach łańcucha wydarzeń, lecz jedynie na wpływie czynnika ludzkiego na katastrofy.

Three Mile Island

Wypadek w bloku nr 2 (TMI-2) wydarzył się o 4 rano 28 marca 1979 roku, gdy reaktor pracował na poziomie 97% mocy. Obejmował on stosunkowo niewielką usterkę we wtórnym obiegu chłodzenia, która wywołała wzrost tem-

peratury w obiegu pierwotnym. To z kolei spowodowało, że reaktor wyłączył się automatycznie. Automatyczne wyłączenie reaktora trwało około 1 sekundy. W tym momencie zawór bezpieczeństwa, po swej aktywacji i doprowadzeniu do spadku ciśnienia do prawidłowego poziomu, nie zamknął się, a zdarzenie to nie zostało rejestrowane przez czujniki. Niezamknięcie zaworu spowodowało dalsze obniżanie ciśnienia, co wywołało intensywne wrzenie wody. Operatorzy nie byli w stanie zdiagnozować lub poprawnie zareagować na nieplanowane automatyczne wyłączenie reaktora. Część przyrządów w rzeczywistości inaczej funkcjonowała, niż była do tego przeznaczona, co było jedną z przyczyn błędnych decyzji obsługi reaktora. Finalnie stwierdzonymi pierwotnymi przyczynami wypadku były nieskuteczne oprzyrządowanie sterowni oraz nieadekwatne szkolenia w sytuacjach kryzysowych [8].

Udoskonalenia w centrali sterowniczej obejmowały poprawę widoczności instrumentów i ich wskazań, eliminację możliwości błędnego lub dwuznacznego odczytu, a także usunięcie wskaźników mogących zasłaniać inne aparaty kontrolne. Dodano także systemy nadzorujące krytyczne układy (odpowiedzialne za prawidłową pracę reaktora), a także systemy zabezpieczające przed ucieczką substancji promieniotwórczych w wypadku przypadkowego rozszczelnienia instalacji [9]. Rezultatem wypadku była zmiana programu szkoleniowego operatorów elektrowni atomowych. Program szkoleń skupiał się na zapewnieniu odpowiedniej ilości i ciśnienia chłodziwa niezbędnego do chłodzenia rdzenia reaktora, bez względu na to, jaki mógłby być pierwotny problem techniczny. W TMI-2 operatorzy posługiwali się książką procedur, tak aby wybrać procedurę, która pasuje do okoliczności zdarzenia. Teraz operatorzy odpowiadają na zestaw pytań, odpowiednio zaprojektowane diagramy „tak-nie”, których celem jest przede wszystkim utrzymanie zakrycia wodą rdzenia reaktora. Potem określają przyczynę techniczną zdarzenia. Takie podejście, oparte na symptomach zdarzenia w celu efektywnego reagowania, jest powszechnie wykorzystywane w szkoleniach operatorów dlatego, że daje podstawy do zrozumienia zarówno teoretycznych, jak i praktycznych aspektów eksploatacji elektrowni. Symulator za 18 milionów dolarów pozwala operatorom uczyć się i poddawać testom we wszystkich zidentyfikowanych możliwościach wypadków [8].

Czarnobyl

To największa katastrofa w historii energetyki jądrowej, zakwalifikowana do siódmego, najwyższego stopnia w skali INES. Jest bardzo trudno ustalić, w jakim stopniu winę za awarię ponosili operatorzy. Odkryto wiele wypaczeń, błędnych interpretacji, przyznano, że reaktor nie odpowiadał normom bezpieczeństwa. W roku 1993 poddano rewizji sporządzony siedem lat wcześniej raport INSAG-1, w którym całą winą obarczono operatorów. Raport

INSAG-7 złagodził ton, podniósł sprawę wadliwej konstrukcji reaktora, ale nie oczyścił z zarzutów operatorów [10]. Czynniki ludzkie przyczyniły się do warunków, które doprowadziły do katastrofy. Wśród nich praca reaktora na niskim poziomie mocy (mniej niż 700 MW) w związku z programem testowym polegającym na znacznym zmniejszeniu mocy i pracy z małym zapasem reaktywności. Jednak procedury eksploatacyjne nie zabraniały pracy na tak niskim poziomie mocy. Niemniej, oba raporty INSAG-1 i INSAG-7 wskazują na niewystarczającą kulturę bezpieczeństwa na wszystkich poziomach nie tylko na etapie eksploatacyjnym, ale także na etapie projektowania, budowy i procedur. Niska jakość procedur i instrukcji eksploatacyjnych oraz ich sprzeczne wersje były dużym obciążeniem dla załogi operującej. Pomimo rozproszenia i powszechnego stosowania terminu „kultura bezpieczeństwa”, określenie to nie jest w pełni zrozumiałe i nie osiągnięto porozumienia w sprawie jego definicji. W konsekwencji, nie ma uzgodnionej i zatwierdzonej metody pomiaru kultury bezpieczeństwa [3].

Fukushima Daiichi

Zaczynając od oficjalnych raportów i zeznań dotyczących wypadku w Fukushima, IRSN opublikował raport zatytułowany „Czynniki ludzkie i organizacyjne z perspektywy awarii jądrowej Fukushima”. Główną jego konkluzją było to, że czynniki ludzkie i organizacyjne to kluczowy element rozwoju wypadku. W sytuacjach nieprzewidzianych przez procedury i instrukcje akcje na wszystkich poziomach reakcji na wypadek (załoga, operator, krajowe reagowanie kryzysowe) były określone przez decyzje jednostki lub dynamikę zachowań zbiorowych. Raport opisuje sposób, w jaki struktury organizacyjne oraz procedury zarządzania utrudniły rozwiązywanie kryzysu [12].

Zaktualizowana i rozszerzona wersja raportu niezależnej komisji śledczej w sprawie awarii jądrowej Fukushima Daiichi, opublikowana po angielsku w *Bulletin of the Atomic Scientists* (BAS), wskazuje na znaczny udział „czynnika ludzkiego” w rozwoju kryzysu i pogarszania jego następstw. Zaraz po nieprzewidzianych okolicznościach środowiskowych, jakimi były niezwykle silne trzęsienie

ziemi oraz następujące po nim tsunami, niezależna komisja wyróżnia następujące czynniki ludzkie mające udział w rozwoju wypadku:

- Brak jednolitego organu dozoru w Japonii, który jest niezależny od przedsiębiorstw jądrowych, polityki lub świata akademickiego. Aby uzdrowić tę sytuację, japoński rząd założył *Nuclear Regulation Authority*, niezależny organ dozoru jądrowego, oraz ustanowił jego prezesem Shunichi Tanaka, byłego dyrektora Japońskiej Agencji Energii Atomowej (wcześniej znany jako *Tokai Research and Development Center of the Japan Atomic Energy Research Institute*).
- Wadliwy nadzór kierownictwa operatora. W marcu 2013 roku *TEPCO's Nuclear Reform Monitoring Committee* opublikował raport, w którym uznał po raz pierwszy błąd ludzki w rozwoju katastrofy. Komisja naświetliła wyraźny brak przygotowania do poważnego wypadku w elektrowni jądrowej w Japonii.
- Fałszywe poczucie niezawodności technologii, niedocenywanie ryzyka. Mit absolutnego bezpieczeństwa zablokował realizację podejścia „backfit”, w którym nowa wiedza naukowa i osiągnięcia technologiczne nie były włączane do istniejących systemów wytwarzania energii jądrowej. W przypadku Japonii operatorzy i dozór obawiali się, że wprowadzenie ulepszeń spowoduje krytykę, iż obowiązujące przepisy i regulacje dotyczące bezpieczeństwa jądrowego były do tej pory niewystarczające. Ponadto obawiano się, że opinia publiczna będzie się domagać zamknięcia bloków do czasu zainstalowania ulepszeń technicznych [13, 14].

Niezależna komisja w sprawie wypadku w Fukushima składała się z 30 ekspertów, w tym naukowców i inżynierów w dziedzinie środowiska, socjologów, biznesmenów, dziennikarzy. Odpowiedzialność grupy polegała na niezależnym badaniu wniosków z wypadku, opublikowała ona raport w języku japońskim w 2012 roku, który został przełożony na język angielski [13, 14].

Notka o autorce

Mgr inż. 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. *Nuclear Regulatory Challenges Related to Human Performance*, Nuclear Energy Agency, ISBN 92-64-02089-6, <https://www.oecd-nea.org/nsd/reports/2004/nea5334-human-performance.pdf>
2. Kałużna E., Fellner A., *Metody uwzględniania czynnika ludzkiego w zarządzaniu bezpieczeństwem systemu transportu lotniczego*, Politechnika Śląska, Wydział Transportu, Prace naukowe Politechniki Warszawskiej.
3. Manna G., *Human and Organizational Factors in Nuclear Installations*, JRC Scientific and Technical Reports.
4. *Revisiting the «Swiss Cheese» model of accidents*, European Organization for the Safety of Air Navigation.
5. Klich E., *Wykorzystanie teorii Jamesa Reason'a w badaniu zdarzeń lotniczych*, Journal of KONBiN 4(7)2008, ISSN 1895–8281.
6. Dąbrowska J., *Czynnik ludzki w lotnictwie*, Prace Instytutu Lotnictwa 221, s. 68, Warszawa 2011.
7. Garandel S., Vautier J.-F., Barnabé I., Sevestre B., CEA, *How to manage the human factors in systematic way in order to improve the safety of work situations*, opublikowane sierpień 2003, 15th world congress on ergonomics IEA 2003.
8. *Three Mile Island Accident*, <http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/three-mile-island-accident.aspx> (dostęp: 04.03.2016).

9. Wypadek w elektrowni jądowej Three Mile Island, https://pl.wikipedia.org/wiki/Wypadek_w_elektrowni_jądowej_Three_Mile_Island (dostęp: 04.03.2016).
10. Czarnobyl 1986, <http://czarnobyl.c10.pl/osoby.php> (dostęp: 04.03.2016).
11. What cause the disaster, <http://chernobylgallery.com/chernobyl-disaster/cause/> (dostęp: 04.03.2016).
12. Six questions to learn from the Fukushima disaster through Human and Organizational Factors IRSN, http://www.irsn.fr/EN/newsroom/News/Pages/20150522_Fukushima-disaster-Human-Organizational-Factors.aspx (dostęp: 04.03.2016).
13. Updated Fukushima civilian panel report highlights largely unaddressed human factors as important as earthquake and tsunami in 2011 reactor disaster, <http://thebulletin.org/press-release/updated-fukushima-civilian-panel-report-highlights-largely-unaddressed-“human-factors”> (dostęp: 04.03.2016).
14. In-depth Analysis of the Accident at Fukushima Swiss Confederation, http://www.ensi.ch/en/wp-content/uploads/sites/5/2012/08/ensi_analyse_eng_020712_web.pdf (dostęp: 04.03.2016).

Ryzyko zdrowotne związane z niskimi dawkami promieniowania jonizującego

Ludwik Dobrzyński¹, Krzysztof Wojciech Fornalski², Joanna Reszczyńska¹

¹ Narodowe Centrum Badań Jądrowych

² Polskie Towarzystwo Nukleonicy

Wstęp

W ważnym dla profesjonalistów periodyku „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna” ukazał się artykuł [1] zatytułowany *Ryzyko niskich dawek promieniowania a ochrona radiologiczna*. Ten bardzo ważny temat został przedstawiony z punktu widzenia osoby zajmującej się ochroną radiologiczną i związaną z nią dozymetrią biologiczną. Artykuł nie przedstawia jednak całości problemu, co wynika przede wszystkim z szerokiej akceptacji hipotezy liniowej bezprogowej (LNT) odpowiedzi organizmu na promieniowanie jonizujące, która okazuje się nieadekwatna do rzeczywistej odpowiedzi organizmu w całym przedziale dawek. Opis tej odpowiedzi już na poziomie komórkowym jest niezwykle złożony, gdyż sama komórka jest złożonym systemem biofizycznym. Tłumaczy to widoczne zwiększenie zainteresowania badaczy tym problemem.

W zasadzie już we wprowadzeniu „Kilka słów o historii dawek granicznych” Autor ograniczył się do zmian wprowadzanych przez kolejne komisje, pominał natomiast bardzo istotną informację, że dawka graniczna, która obowiązywała do lat 50. XX w., została drastycznie obniżona z ok. 680 mSv/rok do 20 mSv/rok dla osób narażonych zawodowo i zaledwie 1 mSv/rok dla ogółu ludności (co znajduje odzwierciedlenie w obowiązujących w Polsce przepisach). Taka drastyczna zmiana nie nastąpiła na gruncie nowych informacji naukowych, lecz na podstawie fałszywej interpretacji wyników badań mutacji wśród muszek owocówek. Badania te, których historię opisał Calabrese w szeregu artykułach, np. [2], prowadzone były przez Hermanna Mullera, który napromieniowywał muszki dużymi dawkami promieniowania. Za badania te dostał Nagrodę Nobla, a w referacie noblowskim Muller oświadczył, iż nie ma czegoś takiego jak próg dawki – minimalna dawka, powyżej której następują mutacje, a promieniowanie jest szkodliwe bez względu na dawkę. Zdanie to było

już wtedy nieprawdziwe, o czym sam Muller doskonale wiedział, gdyż to jego uczniowie i współpracownicy pokazali, że w obszarze niskich dawek mutagenność jest zupełnie inna niż w obszarze dużych dawek. Istnieje sporo dowodów, że u podłoża tych błędnych interpretacji i w konsekwencji działania w obszarze ochrony radiologicznej stały względy zupełnie pozamerytoryczne [2]. Obecna wiedza o działaniu promieniowania jonizującego na komórki, tkanki, zwierzęta i wreszcie – na ludzi jest bardzo bogata [3] i w jej świetle obecne dawki graniczne wydają się przesadnie małe, co spróbujemy uzasadnić niżej.

„Złoty standard”: zapadalność na nowotwory wśród ofiar bombardowań w Hiroszynie i Nagasaki

Niewątpliwie badania ofiar bombardowań jądrowych, prowadzone od zakończenia II wojny światowej, powinny dostarczać najważniejszego materiału faktograficznego. Badania te, znane pod kryptonimem LSS (ang. *Life Span Studies*), niestety nie dostarczają nam „złotego standardu”, tak upragnionego przez wszystkich epidemiologów. Przede wszystkim można zapytać, czy badana kohorta może być traktowana jako wskazująca na wpływ małych dawek promieniowania na zdrowie. Pamiętajmy, że ludzie ci dostali dawkę promieniowania jonizującego w nadzwyczaj krótkim czasie i byli poddani nadzwyczajnemu stresowi. Na sprawę tę słusznie zwraca uwagę także artykuł dr. Sommera [1]. W warunkach, w których rozpatrujemy z reguły działanie małych dawek, moce dawek są wiele rzędów wielkości niższe. Po drugie, dla precyzji badań niezbędna jest dobra znajomość dawki, a ocena tej wielkości zmieniała się w miarę upływu czasu. Wpłynęło to na przedstawiane ryzyko zapadalności na choroby nowotworowe w funkcji dawki. Oczywiście moglibyśmy pokazać kolejne publikowane wykresy, jednak chyba najlepiej jest oprzeć się na

ostatnio publikowanych danych [4]. Interpretacja tych danych przez Ozasę i in. została silnie skrytykowana przez znaczącą grupę badaczy [5–9], którzy wykazali, iż w wypadku ofiar Hiroszimy i Nagasaki napromienionych małymi dawkami (100–200 mSv) nie można wnioskować o wzroście zapadalności na nowotwory, w szczególności – o wzroście liniowym. Dane te nie pozwalają na wyciągnięcie jednoznacznych wniosków również ze względu na ich statystyczną niepewność [8]. Warto tu jednak zauważyć, że najlepiej rekonstruowane krzywe dawka-efekt wykazują efekty silnie nieliniowe. Skąd więc możemy jeszcze czerpać wiedzę na temat działania dawek promieniowania jonizującego w obszarze poniżej 100–200 mSv?

Małe dawki – podstawowe wyniki

W zasadzie moglibyśmy zacząć ten rozdział od przepisania jego odpowiednika z pracy dr. Sommera. Niestety, głęboko nie zgadzamy się z tą częścią Jego wypowiedzi, z której wynikałoby, iż w obszarze małych dawek mamy tak sprzeczne dane, że zarówno zwolennicy hipotezy liniowej bezprogowej (LNT), jak i jej przeciwnicy, którzy głoszą np. ideę hormezy radiacyjnej, mogą bronić swoich tez. Niewątpliwie dotyczy to części prac, jednak dalece nie wszystkich – wystarczy przejrzeć monografię [3]. To istotny problem, gdyż opowiedzenie się za pierwszą koncepcją (LNT) oznacza przyznanie, że każda, dowolnie mała dawka promieniowania jonizującego, jest dawką szkodliwą. Konsekwentnie, takie przeświadczenie wymusza stosowanie adekwatnej ochrony radiologicznej. Jeśli więc nawet ryzyko np. śmierci nowotworowej jest przecenione, to silniejsza niż niezbędna ochrona powinna być korzystna ze społecznego punktu widzenia. Ta zasada przezorności (ang. *precautionary principle*), stosowana w „filozofii” ochrony radiologicznej, oparta na przeświadczeniu o możliwych, choć niewidocznych, negatywnych skutkach zdrowotnych promieniowania jonizującego przynosi, jak spróbujemy wykazać, więcej szkody niż pożytku. Nie powinniśmy ponadto zapominać, że w organizmie codziennie występują spontaniczne uszkodzenia (głównie pozaradiacyjne), naprawiane przez naturalne mechanizmy. Przyjmuje się, że odgrywają one znaczącą rolę w prawidłowym funkcjonowaniu komórek oraz ochronę przed pojawianiem się zarówno spontanicznych mutacji, jak i tych potencjalnie spowodowanych promieniowaniem jonizującym. Obecnie wiadomo, że zdolność do naprawy uszkodzeń DNA spada wraz z wiekiem, dlatego badane wzmoczenie aktywności mechanizmów naprawczych, indukowane małymi dawkami, wydaje się tak istotnym zagadnieniem.

Podajmy kilka faktów świadczących przeciwko tezie o szkodliwości nawet niewielkich dawek promieniowania jonizującego.

Niewątpliwie szczególną grupą ludności są pracownicy przemysłu jądowego [10–12]. Wprawdzie dr Sommer zwrócił uwagę na krytykę wniosków o zwiększonej zapadal-

ności na nowotwory w tej grupie, zawartych w pracy [11], przez dwójkę z obecnej grupy autorów [12], jednak nie dotarł do istoty tej krytyki. Zacytował dalej, konsekwentnie, inną pracę międzynarodowego instytutu IARC, znaną w skrócie jako INWORKS [13], która wskazuje na wzrost względnej śmiertelności nowotworowej i to w zakresie dawek poniżej 100 mSv. Niestety, i w tym wypadku nie ma zgody na taki wniosek. Po pierwsze praca [13] nie wskazuje, aby w badanej grupie pracowników były jakiegokolwiek przypadki nadmiarowej śmiertelności nowotworowej, po drugie – swoje wnioski opiera na dawkach z pominięciem otrzymany przez pracowników dawek naturalnych (włączając medyczne), co stanowi błąd metodologiczny i skutkuje niezauważeniem możliwego hormetycznego zakresu dawek, w którym widoczne są pozytywne efekty zdrowotne. W istocie rzeczy, jak zauważył Sachs [14], wyciągane wnioski mają charakter magicznego koła: zakłada się zależność liniową przechodzącą przez początek układu współrzędnych, wybrany dla najniższej dawki ewidencjonowanej w badaniach i jako punkt odniesienia wybiera się dokładnie ryzyko dla tego właśnie punktu. W tych warunkach stwierdzenie zwiększonego ryzyka względnego staje się wynikiem samospełniającej się przepowiedni: cała krzywa dawka-efekt jest przesunięta w lewo i do góry. Innym błędem jest rozpatrywanie problemu, biorąc za podstawową zmienną sumaryczne ekspozycje pracowników narażonych na bardzo niskie moce dawek. Tak liczone dawki nie przekładają się bowiem na skutki zdrowotne. Warto na marginesie dodać, iż światowe standardy ochrony radiologicznej powoli odchodzą też od pojęcia dawki kolektywnej, stosowanej dla dużych populacji ludzkich, co spowodowało m.in. całkowite usunięcie tego pojęcia z polskich przepisów.

Jak wynika z analizy przypadków osób zamieszkujących osiedle na Tajwanie, w którym stal konstrukcyjna zawierała ^{60}Co , co spowodowało zwiększenie dawek rocznych mieszkańców średnio o wartości z zakresu 1–15 mSv, dwudziestoletni pobyt w polu znacząco podwyższonego promieniowania nie przyczynił się do wzrostu liczby nowotworów, a wręcz przyczynił się do jego obniżenia w stosunku do ludności z innych obszarów [15]. Podobna sytuacja występuje na obszarach o silnie podwyższonym poziomie promieniowania naturalnego (nawet dziesiątki razy), gdzie nie stwierdza się ani wzrostu liczby nowotworów, ani skrócenia życia mieszkańców, ani wzrostu zapadalności na inne niż nowotworowe choroby. Niewątpliwie cennym zbiorem setek tego typu badań jest monografia Sandersa [3].

Także badania na zwierzętach dostarczają nam dodatkowych informacji. Tak więc, stosunkowo bliskie nam biologicznie psy rasy beagle żyją podobnie długo w obszarze podwyższonego promieniowania, otrzymując (drogą wziewną) w ciągu życia dawkę ok. 12 Gy, jak psy, które żyły w standardowych warunkach naturalnych [16]. Analogicznie wykazano również, iż myszy napromienione niskimi

dawkami żyją dłużej i są zdecydowanie bardziej odporne na rozwój wszczepianych nowotworów [17]. Napromienowanie (jednorazowo) myszy niską dawką 0,5 Gy przed kolejnym napromienieniem dawką 4,7 Gy powoduje wydłużenie czasu życia w stosunku do długości życia myszy napromienianych bezpośrednio dawką, której skutkom mechanizmy naprawcze nie są w stanie przeciwdziałać [18].

Odległe w czasie skutki promieniowania są też często inne niż oczekiwane. Na przykład, wśród potomków ofiar bombardowań w Hiroszimie i Nagasaki nie stwierdza się zmian genetycznych, a długowieczność ocalałych nie jest krótsza niż ogółu ludności, która nie doświadczyła efektów bombardowań.

Moglibyśmy mnożyć przykłady, jak te wyżej, jednak dodatkowo warto wiedzieć, że niemal od początku poznania promieniowania jonizującego było ono stosowane do leczenia ludzi, w tym niewielkimi dawkami. Skuteczność tego leczenia w najróżniejszych stanach zapalnych, zgorzeli, schorzeniach reumatoidalnych została udowodniona na ogromnych grupach pacjentów [19]. Mało tego, konwencjonalna radioterapia wspomagana niskimi dawkami daje zbawienne skutki w leczeniu białaczek [20]: z ok. 50% leczonych konwencjonalnie, po 9 latach przeżywa ok. 50%, pacjenci poddani działaniu małych dawek przeżywają w ok. 86%.

ALARA – więcej szkody niż pożytku

Zasada ALARA (ang. *As Low as Reasonably Achievable*) jest niewątpliwie dzieckiem hipotezy LNT. Jednakże nie jest ona oparta na podstawach naukowych. Elementarne rozważenie procesów biologicznych zachodzących w organizmach (częściowo omówionych w pracy dr. Sommera [1]) wyklucza liniowy charakter odpowiedzi organizmu na dawkę promieniowania. Najprostsze symulacje komputerowe zjawisk biologicznych/biofizycznych, w większości liniowych w obszarze małych dawek, dają w ogólności nieliniową, sigmoidalną zależność dawka-efekt [21]. Z punktu widzenia praw fizyki, które jednakże stoją ponad prawami biologii, możemy mówić o tzw. układzie złożonym. Układem takim jest bez wątpienia już jedna komórka – a z definicji układ złożony jest układem nieliniowym. Włączenie do rozważań różnych stosunkowo niedawno poznanych efektów, takich jak efekt widza (ang. *bystander effect*), efekty niebezpośrednie (ang. *non-target effects*) czy też efekt odpowiedzi adaptacyjnej (ang. *adaptive response*), naturalnej dla organizmów, tłumaczy jakościowo istnienie hormezy radiacyjnej [22]. Jeśli zatem będziemy ogólnie ograniczali dawki promieniowania do poziomów, w których efekt hormetyczny może zaistnieć, zamiast ochrony człowieka przed negatywnymi skutkami promieniowania możemy się spodziewać efektu przeciwnego, związanego z brakiem czynników stymulujących organizm do lepszej naprawialności uszkodzeń DNA. Jesteśmy zwolennikami

zasady AHARS: *As high as Reasonably Safe*, a więc zasady „tak wysoka jak rozsądnie bezpieczna”. Wspomniana w artykule [1] propozycja zamiany ALARA na ALASA (ang. *As Low as Socially Acceptable*) w swoich konsekwencjach nie okaże się dobrym rozwiązaniem, gdyż przerażone społeczeństwo będzie zawsze dążyło do zerowania się wszelkich dawek promieniowania jonizującego jako jedynej opcji „społecznie akceptowalnej” (ang. *socially acceptable*). Obecne zasady ochrony radiologicznej pociągają za sobą kolosalne i niepotrzebne wydatki, a także silnie przeciwdziałają wykorzystaniu ekologicznie przyjaznej technologii, jaką jest energetyka jądrowa. Wpojenie w ludzi zasady LNT, ALARA itp. zwiększa tylko obawy społeczne i powoduje niechęć do poddawaniu się procedurom diagnostycznym z użyciem promieniowania jonizującego – badania nieszkodliwego, pozwalającego na szybkie podjęcie, gdy trzeba, leczenia ratującego zdrowie, a także nierzadko i życie. Najlepszym negatywnym przykładem jest próba maksymalnego zmniejszania dawek promieniowania podczas obrazowania metodą tomografii komputerowej – problemu poruszonego w szczegółach przez Branta [23].

Na koniec powróćmy do zasady przezorności, z której miałyby wynikać, że nadmierna ochrona radiologiczna ma logiczne uzasadnienie w praktycznym działaniu. Ta logika spowodowała niepotrzebną ewakuację tysięcy obywateli b. ZSRR po awarii reaktora w Czarnobylu i podobną po awarii reaktorów w Fukushima. W rezultacie masowych przesiedleń zmarło z powodu stresu (w tym ostatnim przypadku) około 1600 osób. Zasada przezorności obróciła się zdecydowanie przeciwko ludności. Taka zasada może oczywiście być stosowana, gdy nie mamy pełnej informacji o zagrożeniu. Jednak w wypadku małych dawek promieniowania jonizującego mamy tyle informacji o jego działaniu, że utrzymywanie zasady przezorności jest po prostu wystąpieniem przeciw nauce, gdyż, jak się okazuje, żadna informacja naukowa – wbrew oficjalnym deklaracjom – nie jest dla promotorów „zasady” wystarczająco istotna. Mamy obecnie wystarczająco dużo materiału mówiącego o złożoności reakcji organizmu na promieniowanie jonizujące, w szczególności na nowotworzenie [24]. Taki materiał należy traktować jako istotny. W tym miejscu trudno nie zgodzić się z J. Cuttlerem [25], że postulowane zmiany w polityce ochrony radiologicznej powinny być potraktowane bardzo poważnie.

Notka o autorach

Ludwik Dobrzyński – prof.dr hab. fizyki, Dyrektor Działu Edukacji i Szkoleń w NCBJ, wieloletni członek delegacji polskiej do UNSCEAR.

Krzysztof Wojciech Fornalski – doktor nauk fizycznych; zajmuje się problematyką wpływu niskich dawek promieniowania na zdrowie oraz ochroną radiologiczną dla potrzeb budowy pierwszej polskiej elektrowni jądrowej.

Joanna Reszczyńska – absolwentka Wydziału Fizyki i Informatyki Stosowanej Uniwersytetu Łódzkiego, inspektor ochrony radiologicznej, doktorantka w Narodowym Centrum Badań Jądrowych.

Literatura

1. Sommer S., *Ryzyko niskich dawek promieniowania a ochrona radiologiczna*, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna 4 (2015) 33–37.
2. Calabrese E.J., *On the origins of the linear no-threshold (LNT) dogma by means of untruths, artful dodges and blind faith*, Environmental Research 142 (2015) 432–442.
3. Sanders C.L. *Radiation Hormesis and the Linear-No-Threshold Assumption*. Springer, New York/Heidelberg, 2010.
4. Ozasa K., Shimizu Y., Suyama A., Kasagi F., Soda M., Grant E.J., Sakata R., Sugiyama H., Kodama K., *Studies of the Mortality of Atomic Bomb Survivors, Report 14, 1950–2003: An Overview of Cancer and Non-Cancer Diseases*, Radiation Res. 177 (2012) 229–243; Erratum in Radiation Res. 179 (2013) e0040–e0041.
5. Doss M., *Evidence supporting radiation hormesis in atomic bomb survivor cancer mortality data*, Dose-Response 10 (2012) 584–592.
6. Mine M., Okumura Y., Ichimaru M., Nakumara T., Kondo S., *Apparently beneficial effect of low to intermediate doses of A-bomb radiation on human lifespan*, Int. J. Radiation Biology 58 (1990) 1035–1043.
7. Sasaki M.S., Tachibana A., Takeda S., *Cancer risk at low doses of ionizing radiation: artificial neural networks inference from atomic bomb survivors*, J. Radiat. Res. 55 (2014) 391–406].
8. Socol Y., Dobrzyński L., *Atomic Bomb Survivors Life-Span Study: Insufficient Statistical Power to Select Radiation Carcinogenesis Model*, Dose-Response 13 (2015) 1–17.
9. Furukawa K., Misumi M., Cologne J.B., Cullings H.M., *A Bayesian semiparametric model for radiation dose-response estimation*. Risk Analysis, DOI: 10.1111/risa.12513, 2015.
10. Luckey T.D., *Documented optimum and threshold for ionizing radiation*, Int. J. Nuclear Law 1 (2007) 378–409.
11. Cardis E., Vrijheid M., Blettner M., Gilbert E., Hakama M., Hill C., Howe G., Kaldor J., Muirhead C.R., Veress K., *The 15-Country Collaborative Study of Cancer Risk among radiation Workers in the Nuclear Industry: Estimation of Radiation-Related Cancer Risks*, Radiation Research 167 (2007) 96–116.
12. Fornalski K.W., Dobrzyński L., *Ionizing radiation and health of nuclear industry workers*, Int. J. Low Radiation 6 (2009) 57–78.
13. Leuraud K., Richardson D.B., Cardis E., Daniels R.D., Gilies M., O'Hagan J.A., Hamra G.B., Haylock R., Laurier D., Moissonnier M., Schubauer-Berigan M.K., Thierruy-Chef I., Kesminiene A., *Ionising radiation and risk of death from leukaemia and lymphoma in radiation-monitored workers (INWORKS): an international cohort study*, Lancet Hematology Jul. 2(7) (2015) 276–281.
14. Sachs W., informacja prywatna (26.12.2015 r.).
15. Chen W.I., Luan Y.C., Shieh M.C., Chen S.T., Kung H.T., Soong K.L., Yeh Y.C., *Effects of cobalt-60 exposure on health of Taiwan residents Suggest new approach needed in radiation protection*, Dose-Response 5 (2007) 63–75.
16. Flidner T.M., Graessle D., Meineke V., Feinendegen L.E., *Hemopoietic Response to Low Dose-Rates of Ionising Radiation Shows Stem Cell Tolerance and Adaptation*, Dose-Response 10 (2012) 644–663.
17. Sakai K., Takaharu N., Yasuhiro I., *Enhancement of Bioprotective Functions by Low Dose/Dose-Rate Radiation*, Dose-Response 4 (2006) 327–332.
18. Szumiel I., *Radiation hormesis: Autophagy and other cellular mechanisms*, Int. J. Radiation Biology, September 88(9) (2012) 619–628.
19. Pollycove M., Feinendegen, L.E., *Low-Dose Radio-Immunotherapy of Cancer*, Belle Newsletter 13 (2005) 15–21.
20. Sakamoto K., Myogin M., Hosoi Y., *Fundamental and clinical studies on cancer control with total or upper half-body irradiation*, J. Jpn. Soc. Ther. Radiol. Oncol. 9 (1997) 161–175.
21. Fornalski K.W., Dobrzyński L., Janiak M.K., *A Stochastic Markov Model of Cellular Response to Radiation*, Dose-Response 9 (2011) 477–496.
22. Calabrese E.J., *Hormetic mechanisms*, Critical Reviews in Toxicology 43 (2013) 580–606.
23. Brant A.U., *Are risks from medical imaging still too small to be observed or nonexistent?*, Dose-Response 13 (2015) 1–27.
24. Raabe O.G., *Ionizing Radiation Carcinogenesis, Current Topics in Ionizing Radiation Research*, Dr. Mitsuru Neno (Ed.), ISBN 978-953-51-0196-3 (2012) 299–348.
25. Cuttler J., *Urgent change needed to radiation protection policy*, Health Physics 110 (2016) 267–270.

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