



**PALIWO I ODPADY JĄDROWE  
1.000.000<sub>(million)</sub> lat zagrożenia?**



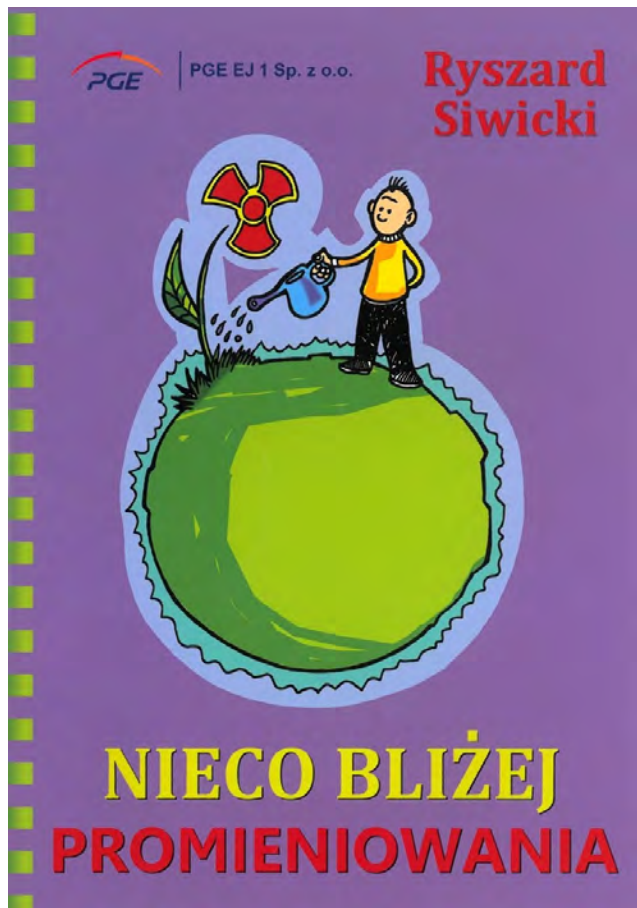
**NUSCALE POWER  
NOWY POZIOM BEZPIECZEŃSTWA EJ**

Fotografia na stronie tytułowej.

Kęs wysoko wzbogaconego uranu, który został uzyskany z wypalonego paliwa w Zakładzie Bezpieczeństwa Narodowego 12 Y. Source: <http://web.em.doe.gov/takstock/phochn3a.html>

Date 2007-03-19 (original upload date)

Source Originally from [en.wikipedia](http://en.wikipedia.org); description page is/was [here](#). Author Original uploader was [Zxctypo](#) at [en.wikipedia](http://en.wikipedia.org)



Ryszard Siwicki

**NIECO BLIŻEJ PROMIENIOWANIA**

Pod takim tytułem ukazała się, nakładem wydawnictwa COSIW, książeczka popularyzująca zagadnienia ochrony radiologicznej. Autorem jest wieloletni pracownik Instytutu Badań Jądrowych i Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej **mgr inż. Ryszard Siwicki**. Książeczka zawiera 15 rozdziałów ilustrowanych komiksowymi rysunkami dobranymi odpowiednio do omawianej tematyki. W formie encyklopedycznej omówione są:

- ◆ pochodzenie i rodzaje promieniowania jonizującego;
- ◆ działanie biologiczne promieniowania;
- ◆ zewnętrzne i wewnętrzne narażenie człowieka;
- ◆ sztuczne i naturalne źródła promieniowania;
- ◆ wykorzystanie promieniowania w medycynie, przemyśle i energetyce
- ◆ pomiary i dawki promieniowania;
- ◆ działanie bomby atomowej i ochrona przed skutkami wybuchu;
- ◆ postępowanie z odpadami promieniotwórczymi.





ul. Świętokrzyska 14 00-050 Warszawa  
tel. 22 336 14 19 fax. 22 336 14 25  
www.ekoatom.com.pl  
E-mail: redakcja@ekoatom.com.pl

### SKŁAD REDAKCJI

#### Redaktor Naczelny

dr inż. Krzysztof Rzymkowski,  
dr inż. Marek Rabiński,  
dr inż. Andrzej Mikulski,  
dr inż. Piotr Czerski (PGE),  
Sekretarz Redakcji

Jerzy Szczurowski (COSIW SEP)

Redaktor Techniczny

Jarosław Cyrynger (COSIW SEP)

### RADA PROGRAMOWA:

#### Przewodniczący

prof. dr hab. Maciej Sadowski,  
Członkowie

prof. dr hab. Janusz Lewandowski (PW),

prof. dr hab. Łukasz Turski (UW)

prof. dr hab. Zdzisław Celiński,

prof. dr Andrzej Strupczewski,

prof. dr hab. Natalia Golnik (PW)

### NASZ SPONSOR



DOŁĄCZ I ZOBACZ RELACJE FOTOGRAFICZNE



Redakcja zastrzega sobie prawo dokonywania skrótów, korekty, edycji nadesłanych materiałów, oraz nie zwraca materiałów niezamówionych. Redakcja zastrzega sobie prawo do publikacji materiałów w dogodnym dla redakcji czasie i kolejności oraz niepublikowania materiału bez podania przyczyny. Redakcja nie odpowiada za treść zamieszczonych reklam ogłoszeń i innych płatnych.

EKOATOM JEST PRAWNIE ZASTRZEŻONYM ZNAKIEM TOWAROWYM



Centralny Ośrodek Szkolenia i Wydawnictw  
Ul. Świętokrzyska 14 00-050 Warszawa  
tel. 22 336 14 19 fax. 22 336 14 25  
www.cosiw.pl  
e-mail: handlowy@cosiw.pl

EKOATOM Nr 2. Lipiec Sierpień 2011



## Szanowni Państwo

Przedstawiamy drugi numer kwartalnika, w którym kontynuujemy nasz podstawowy cel informowania społeczeństwa o zaletach i niedoskonałościach wykorzystywania technik jądrowych związanych w szczególności z produkcją energii elektrycznej uwzględniając ich wpływ na człowieka i środowisko oraz związane z tym zagadnienia ekologiczne.

Pierwszy numer czasopisma cieszył się znacznym zainteresowaniem i mimo, jak to na początku bez pewnych trudności technicznych związanych z różnorodnością oprogramowania i sprzętu którym dysponują użytkownicy Internetu, stronę EKOATOM odwiedziło ponad 6000 osób. Poczynając od tego numeru, do każdego następnego wydania będą dostępne dwie wersje kwartalnika :

**Uproszczona** przedstawiająco hasłowo i jednoznacznie tezy artykułów podkreślając najważniejsze informacje merytoryczne, skróty informacji z możliwością drukowania,

**Multimedialna** przedstawiająca zagadnienia energetyki jądrowej w postaci animacji , krótkich filmów, fotografii.

Wszystkie artykuły we wszystkich wersjach będą powiązane przez linki. Staramy się by czasopismo wpisywało się w program prac nad podniesieniem stanu wiedzy oraz akceptacji społecznej dla energetyki jądrowej.

W bieżącym numerze przedstawiamy zagadnienia związane ze zwiększaniem bezpieczeństwa jądrowego poprzez wprowadzanie nowych konstrukcji technicznych (Jose N. Reyes, A. Strupczewski) wstępne wnioski dotyczące bezpieczeństwa wyływające z doświadczeń awarii w Japonii (K. Rzymkowski) oraz doświadczenia i zadania Centrum do Spraw Zdarzeń Radiacyjnych przy PAA (A. Kowalczyk, K. Dąbrowski). Ponadto omówiono warunki eksploatacji elektrowni jądrowych w systemach energetycznych (J. Kubowski)

Innym stale aktualnym tematem jest wykorzystanie wypalonego paliwa i jego utylizacja i składowanie (J. Kaniewski, K. Madaj, W. Świdnicki, M. Gradecka).

Przypominamy, że trwa jeszcze konkurs fotograficzny, którego cele, warunki i nagrody (wycieczka do Czarnobyla) są opublikowane na głównej stronie EKOATOM i zapraszamy do udziału.

Wszystkich chętnych, a przede wszystkim specjalistów, serdecznie zapraszamy do współpracy i publikowania na naszych łamach.

## Wiadomości

- 6 ŁOTWA POPIERA PROJEKT BUDOWY ELEKTROWNI ATOMOWEJ NA LITWIE**
- 6 CZECHY: SPRZECIW WOBEC BUDOWY ELEKTROWNI WIATROWEJ W POLSCE**
- 7 ELEKTROWNIA HAMAOKA WYBUDUJE 18-METROWY MUR CHRONIĄCY PRZED TSUNAMI.**
- 7 UE BĘDZIE SKŁADOWAĆ RADIOAKTYWNE ODPADY GŁĘBOKO POD ZIEMIĄ**
- 8 MINISTERSTWO GOSPODARKI ZAKOŃCZYŁO PROCES KONSULTACJI SPOŁECZNYCH PROGNOZY OCENY ODDZIAŁYWANIA NA ŚRODOWISKO (PPEJ)**
- 9 PGE EJ 1 GŁÓWNYM SPONSOREM IZOTOP 2011**
- 10 USUWANIE PALIWA Z FUKUSHIMY MA SIĘ ZACZAĆ DO 2015 ROKU**
- 10 ANALIZA: W POLSCE JEST MIEJSCE I DLA WIATRU, I DLA ATOMU**
- 16 PARYSKIE FORUM NA TEMAT AWARII ELEKTROWNI FUKUSHIMA**

## Elektrownie Jądrowe

Krzysztof Rzymkowski

### 11 REFLEKSJE PO TSUNAMI

*Katastrofa elektrowni jądrowej Fukushima w Japonii, spowodowana falą tsunami, stała się początkiem szerokiej dyskusji o bezpieczeństwie energetyki jądrowej ze szczególnym uwzględnieniem sprawdzenia stosowanych i planowanych rozwiązań technicznych, opłacalności, perspektywach dalszego jej rozwoju.*

Jose N. Reyes, JR. *Tłumaczenie / Translation Jerzy Chmielewski*

### 20 NUSCALE POWER

#### NOWY POZIOM BEZPIECZEŃSTWA ELEKTROWNI JĄDROWEJ

*Firma NuScale Power Incorporated komercjalizuje modularne elektrownie jądrowe o różnej wielkości, składające się z wyprodukowanych w fabryce bloków energetycznych o mocy 45 MW(e), które są dostarczane i instalowane stosownie do tego, jakie są miejscowe wymagania odnośnie energii elektrycznej.*

Andrzej Strupczewski

### 32 KORZYŚCI DLA BEZPIECZEŃSTWA ENERGETYCZNEGO POLSKI ORAZ ZAGROŻENIA ZWIĄZANE Z ENERGETYKĄ JĄDROWĄ W POLSCE

*Dla elektrowni jądrowej o mocy 1000 MWe wytwarzającej rocznie 8 TWh energii elektrycznej potrzeba zaledwie 20 ton paliwa. Takie ilości można przywozić z dowolnego kraju i można je składować na wiele lat, co zabezpiecza przed zaburzeniami dostaw z powodu złej pogody, strajków i nacisków politycznych.*

## Paliwo jądrowe

Jacek T. Kaniewski

### 48 CO ROBIĆ Z WYPALONYM PALIWEM Z POLSKICH ELEKTROWNI JĄDROWYCH?

## Promieniowanie jonizujące

Wojciech Świdnicki

### 62 ZAKŁAD UNIESZKODLIWIANIA ODPADÓW PROMIENIOTWÓRCZYCH

*Krajowe Składowisko Odpadów Promieniotwórczych Różan (zobacz foto relacje w „EkoAtom Multimedia”)*

*Przepisy prawne dotyczące unieszkodliwiania i składowania odpadów promieniotwórczych*

*Pół wieku z odpadami promieniotwórczymi*

Krzysztof Madaj

### 66 50 LAT POSTĘPOWANIA Z ODPADAMI PROMIENIOTWÓRCZYMI W POLSCE

*Jedyną instytucją w Polsce posiadającą zezwolenie na unieszkodliwianie i składowanie odpadów promieniotwórczych jest przedsiębiorstwo państwowe użyteczności publicznej Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych (ZUOP), który odpowiada za prawidłowe postępowanie z odpadami promieniotwórczymi od chwili ich przejęcia od wytwórcy.*

Malwina Gradecka

### 81 WPŁYW ŚRODOWISKA NATURALNEGO NA MIGRACJĘ PIERWIASTKÓW PROMIENIOTWÓRCZYCH

*Dokonano analizy migracji Cs-137 w środowisku zamieszkanym przez ludzi. Wykorzystano kod obliczeniowy RESRAD do zbadania wpływu warunków środowiskowych na transport radionuklidów z nieosłoniętego skażonego obszaru. Rozpatrzone cztery warianty - jeden z domyślnymi parametrami kodu RESRAD a trzy pozostałe to odmienne przypadki warunków środowiskowych*

## Edukacja

Andrzej Kowalczyk, Krzysztof Dąbrowski

### 86 ROLA I ZADANIA CENTRUM DO SPRAW ZDARZEŃ RADIACYJNYCH CEZAR W ZAKRESIE REAGOWANIA NA ZDARZENIA RADIACYJNE

*Na wypadek poważnego zdarzenia radiacyjnego w Centrum działają dwa komputerowe systemy wspomaganie decyzji: ARGOS (przekazany do PAA przez Danię w ramach umowy dwustronnej) oraz RODOS (przekazany nieodpłatnie przez Komisję Europejską i wdrożony w ramach środków własnych w PAA).*

Jerzy Kubowski

### 96 UWARUNKOWANIA EKSPLOATACJI ELEKTROWNI JĄDROWYCH W SYSTEMIE ELEKTROENERGETYCZNYM

*W artykule zarysowano specyficzne zagadnienia pracy elektrowni jądrowej w systemie elektroenergetycznym. Należy do nich m.in. wpływ zmian częstotliwości i napięcia w systemie na bezpieczeństwo eksploatacji elektrowni. Na przykładzie kilku awarii systemu opisano ich znaczenie dla normalnej pracy elektrowni.*



RAPORT ROCZNY na stronach: <http://raportrocznypge.pl/>



**CHCESZ WSPÓŁTWORZYĆ EKOATOM ?**

**MASZ CIEKAWY ARTYKUŁ ...?**

**NAPISZ NA ADRES**

**[redakcja@ekoatom.com.pl](mailto:redakcja@ekoatom.com.pl)**

**Łotwa popiera projekt budowy elektrowni atomowej na Litwie** i nie rezygnuje z udziału w nim - powiedział Andris Berzinis, prezydent Łotwy, który przebywa we wtorek w Wilnie z oficjalną wizytą. "Dla Łotwy ten projekt jest korzystny nie tylko ze względów politycznych, ale też gospodarczych" - mówił prezydent Łotwy podczas konferencji prasowej w Wilnie.

Nowa elektrownia jądrowa Visaginas na Litwie ma być wspólnym projektem Litwy, Polski, Łotwy i Estonii. W nowej elektrowni większość udziałów miałby objąć inwestor strategiczny, pozostałe - spółki energetyczne z Łotwy, Estonii i Polski (PGE). Zgodnie z planem inwestor strategiczny będzie mieć 51 proc. udziałów, Litwa chce mieć 34 proc., a reszta przypadnie partnerom. W ubiegłym tygodniu litewski rząd ogłosił, że przetarg na realizację nowej elektrowni atomowej wygrała japońsko-amerykańska korporacja GE-Hitachi Nuclear Energy. Zakłada się, że prace budowlane przy elektrowni rozpoczną się w 2014 roku, a w 2020 roku siłownia rozpocznie produkcję energii elektrycznej. Litwa, od czasu zamknięcia starej elektrowni w Ignalinie, musi importować 80 proc. energii z Rosji. Prezydent Łotwy ostatnio sceptycznie oceniał możliwość udziału jego kraju w projekcie budowy siłowni. Łotwa ma problemy finansowe. Prezydenci Litwy i Łotwy omówili we wtorek też kwestie budowy terminali gazowych. W opinii prezydent Litwy Daliai Grybauskaitė, w krajach bałtyckich należy zbudować trzy terminale, po jednym: na Litwie, Łotwie i w Estonii.

2011-07-19



**Czechy: Sprzeciw wobec budowy elektrowni wiatrowej w Polsce.** Mieszkańcy położonej na czesko-polskim pograniczu gminy Viszniova w kraju (województwie) libereckim sprzeciwiają się budowie parku elektrowni wiatrowych na terenie Polski. Ich zdaniem gigantyczne wiatraki po drugiej stronie granicy zmienią charakter okolicy. Inwestor - Elektrownia Turów - chce na hałdach przemysłowych w okolicach Bogatyni postawić 52 wiatraki o wysokości ponad 100 metrów, na które z okien będą patrzeć mieszkańcy czeskich wsi. Pierwsze dziewięć turbin ma stanąć już na początku 2013 roku. Radio publiczne w Czechach przygotowało w czwartek po południu specjalną audycję na ten temat. Uczestniczyli w niej mieszkańcy Viszniovej, przedstawiciele czeskich samorządów oraz specjaliści do spraw energii ze źródeł odnawialnych. Zdanie polskiej strony przedstawiono w materiałach warszawskiego korespondenta rozgłośni. — "Nam się po prostu nie podoba ta ilość, która ma zostać wybudowana na hałdach" - mówiła cytowana przez radio wójt gminy Vladimira Erbanova. Mieszkańcy próbują więc przekonać Polaków, aby zmniejszyli liczbę wiatraków i przesunęli je bardziej w głąb kraju. Zbierają też podpisy pod petycją sprzeciwiającą się inwestycji w obecnym miejscu. **W sprawie parku elektrowni wiatrowych konsultują się ze sobą ministerstwa środowiska w Pradze i Warszawie.** Polska strona podkreśla, że już odpowiedziała na protesty Czechów, ograniczając liczbę turbin z początkowo planowanych 98 do 52. Główny problem stanowią różne koncepcje zagospodarowania przestrzennego po obu stronach granicy. Gdy w Polsce okolice Bogatyni są oznaczone jako tereny przemysłowe, Czesi koncentrują się na walorach



**Ekologia Energetyka Ekonomia - wstęp do SEREN POLSKA**

Stowarzyszenie Ekologów Na Rzecz Energii Nuklearnej

SEREN

ul. Świętokrzyska 14 00-050 Warszawa

+48 22 5564309 :: [seren@seren.org.pl](mailto:seren@seren.org.pl)

[Przystap do SEREN](#)

turystycznych. W sprawie parku elektrowni wiatrowych konsultują się ze sobą ministerstwa środowiska w Pradze i Warszawie. Radio zwróciło jednak uwagę, że - paradoksalnie - Viszniova, która tak aktywnie protestuje przeciw turbinom wiatrowym w Polsce, nie ma nic przeciwko takim instalacjom na terytorium Czech. Kraj liberecki w sąsiedztwie gminy i w jej granicach planuje dwa mniejsze parki elektrowni wiatrowych.

2011-07-19



**Elektrownia Hamaoka wybuduje 18-metrowy mur chroniący przed tsunami.** Operator japońskiej elektrowni nuklearnej Hamaoka zapowiedział w piątek, że wybuduje mur wysokości 18 metrów, by ochronić siłownię przed ewentualną falą tsunami. Firma Chubu Electric Power musiała w połowie maja wyłączyć dwa reaktory na polecenie premiera Naoto Kana, który zażądał przeprowadzenia prac zwiększających bezpieczeństwo elektrowni. "Celem tej ochrony przed tsunami jest zwiększenie bezpieczeństwa elektrowni Hamaoka i osłabienie rosnącego zaniepokojenia wokół produkcji energii nuklearnej" - napisał operator w komunikacie. Firma chce wydać 100 mld jenów (885 mln euro) na mur długości 1,6 km oraz innego rodzaju ochronę przed falami, a także na systemy ratunkowe służące ochłodzeniu paliwa w razie wypadku. Elektrownia leży na brzegu Pacyfiku, ok. 200 km od Tokio. Według sejsmologów, prawdopodobieństwo, że obszar ten nawiedzi w ciągu najbliższych 30 lat trzęsienie ziemi o sile 8 w skali Richtera, wynosi 87 proc.

2011-07-22



**UE będzie składować radioaktywne odpady głęboko pod ziemią.** Komisja Europejska chce bezpiecznego zarządzania odpadami radioaktywnymi i budowy tzw. głębokich składowisk podziemnych. Kraje UE przyjęły dyrektywę w tej sprawie, Zieloni krytykują przepisy, ponieważ nie eliminują one transportu odpadów poza UE. - Po latach bezczynności, UE po raz pierwszy zobowiązuje się do ostatecznego unieszkodliwiania odpadów radioaktywnych. Dzięki tej dyrektywie, UE stanie się najbardziej zaawansowanym regionem pod względem bezpiecznego zarządzania odpadami radioaktywnymi i wypalonym paliwem jądrowym - powiedział komisarz UE ds. energii Guenther Oettinger. Kraje UE przyjęły dyrektywę ustanawiającą wspólne zasady "odpowiedzialnego i bezpiecznego" zarządzania użytym paliwem i odpadami radioaktywnymi. Kraje UE będą miały 4 lata na dostarczenie KE programów budowy tzw. głębokich składowisk na odpady radioaktywne, ewentualnie wspólnych składowisk w partnerstwie z innymi krajami UE. Obecnie 14 krajów UE, które mają elektrownie jądrowe, składowuje wypalone paliwo i inne odpady najczęściej w betonowych bunkrach na terenie elektrowni, dopóki ich poziom radioaktywności nie spadnie na tyle, by móc je transportować. Może to zająć nawet kilkadziesiąt lat. Niektóre kraje przerabiają i ponownie używają wypalonego paliwa.

Za 4 lata państwa członkowskie przedstawią nam szczegółowy scenariusz, w jaki sposób chcą ostatecznie składować odpady atomowe, jakie są miejsca budowy, czas podejmowania decyzji, wydania zezwolenia na budowę, czas samej budowy i uruchomienia składowiska. Chodzi o to, aby uniemożliwić niekończące się historie wydawania zezwoleń i jednego moratorium po drugim - powiedział we wtorek Oettinger. Zaznaczył, że w dyrektywie KE wyznaczyła surowe standardy, jeśli chodzi o formację gleby pod budowę tzw. głębokich składowisk, technikę budowy, kwalifikacje pracowników i kontrole. Chociaż komisarz określił przyjęcie dyrektywy jako "historyczne osiągnięcie" w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego UE, to w Brukseli pojawiły się krytyczne głosy, że dyrektywa nie zatrzyma transportu niebezpiecznych materiałów poza UE. - Pomimo nacisku ze strony Komisji, by zablokować eksport, nowe zasady pozwolą Węgrom i Bułgarii, krajom które mają obecnie umowy na eksport odpadów nuklearnych do Rosji, kontynuować transfer materiałów radioaktywnych - wskazuje Greenpeace.

W 2020 roku ma powstać pierwsze głębokie składowisko w Finlandii. - Dlatego za 4 lata żadne państwo nie

będzie mogło stwierdzić, że jego koncepcja przewiduje eksport (odpadów). Gdyby do tego doszło, byłaby uruchomiona procedura naruszenia Traktatu - dodał. Możliwość eksportu nazwał "teoretyczną", a kompromis z krajami UE "maksimum tego, co było możliwe do osiągnięcia".

W pierwotnym projekcie dyrektywy, KE chciała całkowitego zakazu eksportu odpadów z UE, przychylił się do tego Parlament Europejski. Ostatecznie eksport pod restrykcyjnymi warunkami dopuściła Rada UE, czyli ministrowie z krajów "27". Zgodnie z dyrektywą jest on możliwy, gdy kraj trzeci posiada działające składowisko w momencie dostarczenia odpadów, musi to być spełniające międzynarodowe wymogi tzw. głębokie składowisko geologiczne. Budowa takiego trwa ok. 40 lat. Zgodnie z obecnie obowiązującymi w UE przepisami ws. transportu wypalonego paliwa i odpadów radioaktywnych, zakazany jest eksport na Karaiby, do krajów Afryki i Pacyfiku, a także na Antarktydę.

Poza harmonogramem budowy składowisk programy dostarczane KE przez kraje UE będą musiały przedstawić ocenę kosztów i sposób finansowania budowy. Kraje będą musiały opisać też, jak będą wdrażać wymagane przez dyrektywę wymogi bezpieczeństwa oraz regularnie aktualizować swoje plany. Ponadto każdy kraj będzie musiał ustanowić niezależny organ odpowiedzialny za zarządzanie zużytym paliwem i radioaktywnymi odpadami, a co 10 lat poddawać się ocenie międzynarodowych ekspertów. Na mocy dyrektywy prawnie wiążące dla krajów UE staną się standardy bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu. Wymaga ona, by odpady były maksymalnie odizolowane od ludności cywilnej oraz nie zagrażały pracownikom.

2011-07-19



MINISTERSTWO  
GOSPODARKI

### Ministerstwo Gospodarki zakończyło proces konsultacji społecznych Prognozy Oceny Oddziaływania na Środowisko projektu Programu polskiej energetyki jądrowej (PPEJ).

Działając zgodnie z przepisami ustawy z dnia 3 października 2008 r.

o udostępnianiu informacji o środowisku i jego ochronie, udziale społeczeństwa w ochronie środowiska oraz ocenach oddziaływania na środowisko (Dz.U. Nr 199, poz.1227 ze zm.), Ministerstwo Gospodarki przeprowadziło w dniach 30.12.2010 r. – 31.03.2011 r. konsultacje społeczne „Prognozy oddziaływania na środowisko projektu Programu polskiej energetyki jądrowej”.

Wyniki konsultacji, wraz ze stanowiskiem do zgłoszonych w ich trakcie uwag, są dostępne na stronie: <http://bip.mg.gov.pl/node/12331>



# NOWE NUMERY WYDAWNICT





PGE EJ 1 Sp. z o.o.

PGE EJ 1 Sp. z o.o. była Głównym Sponsorem Laboratorium Wyjazdowego IZOTOP 2011, zorganizowanego w maju tego roku przez Koło Studenckie Stowarzyszenia Elektryków Polskich Politechniki Gdańskiej.

Coroczne Laboratoria Wyjazdowe to sztanदारowy projekt studentów Wydziału Elektrotechniki i Automatyki, mający na celu zapoznanie się z obecnie stosowanymi rozwiązaniami technicznymi w przemyśle i obejrzeniu ich w praktyce. Dzięki tym wyjazdom studenci mają okazję poznać zagadnienia związane z produkcją, eksploatacją, remontem różnorodnych maszyn i urządzeń elektrycznych oraz pracą największych elektrowni w Polsce i poza jej granicami.

Jednym z najważniejszych punktów programu tegorocznego Laboratorium Wyjazdowego było zwiedzenie ceskiej elektrowni jądrowej w Temelinie (technologia reaktora WWER 1000), gdzie studenci przyjrzeni się poszczególnym elementom siłowni oraz zapoznali z zasadami jej pracy, systemami bezpieczeństwa oraz sposobami postępowania z wypalonym paliwem z reaktora jądrowego.



Nr 141-142. Miesięcznika ukaże się ok. 15 lipca, a 143. ok. 10 sierpnia br.



# W SEP JUŻ W DYSTRYBUCJI

**Usuwanie zużytego paliwa z basenów chłodzących w uszkodzonej japońskiej elektrowni atomowej Fukushima I rozpocznie się najpóźniej w 2015 roku** - poinformował we wtorek rząd Japonii. Zapowiedziano również, że w styczniu rozważony zostanie terminarz powrotu niektórych spośród około 80 tys. osób, które ewakuowano z okolic elektrowni po jej uszkodzeniu 11 marca przez potężne trzęsienie ziemi i towarzyszące mu tsunami.

Była to największa katastrofa nuklearna od czasu wybuchu reaktora w elektrowni czarnobylskiej w 1986 roku. Według przedstawiciela rządu Japonii, zdołano już zapewnić stałe chłodzenie reaktorów, a do stycznia zamierza się doprowadzić je do stanu "zimnego wyłączenia" - czyli sytuacji, gdy rdzeń reaktora nie jest już w stanie zagotować wody chłodzącej. Następnym etapem będzie dezaktywacja skażeń i usuwanie paliwa, ale pełna rozbiórka reaktorów potrwa ponad 10 lat - oświadczył na forum komisji parlamentarnej minister zajmujący się skutkami kryzysu nuklearnego Goshi Hosono.

 wnp.pl (Patrycja Batóg) - 14-07-2011 09:52

**Polska powinna postawić na rozwój morskich farm wiatrowych, które będą bezpieczniejsze niż energetyka jądrowa, energia z nich pochodząca będzie tańsza, a inwestycje i ich obsługa zapewnią więcej miejsc pracy, wynika z raportu [Morski wiatr kontra atom](#). Zdaniem Fundacji na rzecz Energetyki Zrównoważonej nie trzeba dokonywać takiego wyboru, bo w polskiej energetyce jest miejsce zarówno dla morskiej energetyki wiatrowej, jak i energetyki jądrowej.**

- Wyniki analizy przeprowadzonej przez Fundację na rzecz Energetyki Zrównoważonej potwierdzają że energetyka wiatrowa na morzu jest źródłem konkurencyjnym dla energetyki jądrowej. Fundacja uważa jednak, że nie należy przeciwstawiać sobie tych dwóch nieemisyjnych źródeł energii, gdyż w polskiej energetyce, w perspektywie roku 2030 jest miejsce i dla elektrowni jądrowych, i dla morskich farm wiatrowych - podkreśla Maciej Stryjecki, prezes Fundacji na rzecz Energetyki Zrównoważonej, niezależnego think-tanku, który prowadził własne analizy porównawcze uwarunkowań ekonomicznych, gospodarczych, społecznych i środowiskowych rozwoju morskiej energetyki wiatrowej i energetyki jądrowej w Polsce.

Jak wynika z analiz FNEZ, do roku 2030 w polskim systemie elektroenergetycznym zostanie wyłączonych, z powodu zużycia, kosztów emisji CO<sub>2</sub> oraz malejących zasobów węgla, połowa obecnych mocy węglowych (ok. 17,5 GW) tylko część z nich zostanie zastąpiona nowymi elektrowniami węglowymi i gazowymi oraz odnawialnymi źródłami energii, takimi jak biogaz, biomasa czy wiatr na lądzie. Pozostałe moce powinny być uzupełnione przez morskie farmy wiatrowe i nowoczesne bezpieczne elektrownie jądrowe.

- Do roku 2020 nie powstaną w Polsce elektrownie jądrowe, bo nigdzie na świecie nie wybudowano ich szybciej niż w 15 lat. Możemy więc liczyć, że pierwsza taka elektrownia, o mocy ok. 1,6 GW, powstanie w roku 2025, a druga ok. 2030. Tymczasem do roku 2020 można wybudować ok. 1 GW w morskich farmach wiatrowych, do roku 2025 kolejne 4 GW, a do roku 2030 nawet 10 GW - dodaje Maciej Stryjecki. Jego zdaniem, przykład Niemiec, Wielkiej Brytanii oraz Francji pokazuje, że można mieć w systemie i elektrownie morskie, i jądrowe. Niezbędny jest tylko właściwy rozwój sieci. Aby jednak morska energetyka mogła rozwijać się równoległe do jądrowej, rząd i parlament muszą wykonać dla tej branży taką samą pracę, jaką wykonano dla stworzenia systemu prawnego dla inwestycji jądrowych.

Fundacja na rzecz Energetyki Zrównoważonej jest głównym autorem zmian ustawowych, które w końcu lipca wejdą w życie i stworzą warunki do przygotowania pierwszych projektów morskich farm wiatrowych na polskich obszarach morskich. Fundacja kończy obecnie prace nad przewodnikiem po procedurach lokalizacyjnych i środowiskowych dla MFW w Polsce, który będzie pierwszym tego typu podręcznikiem, wskazującym jak przygotowywać projekty morskich farm wiatrowych w krajowych uwarunkowaniach prawnych.

Krzysztof Rzymkowski



## Refleksje po Tsunami

Obecnie światowa energetyka jądrowa (około 440 pracujących reaktorów, 60 w budowie) pokrywa 16% rosnącego światowego zapotrzebowania na energię elektryczną. Nowocześniejsze rozwiązania technologiczne zapewniają większą niezawodność, ekonomiczność, bezpieczeństwo ludności i lepszą ochronę środowiska. Nie ma też w dającej się przewidzieć przyszłości zagrożenia wyczerpania się zasobów paliwa jądrowego. Te fakty, jak również

dłuższy okres braku poważniejszych incydentów sprawił, że dotychczas świadomość społeczna i akceptacja tego sposobu pozyskiwania energii rosła.

Katastrofa elektrowni jądrowej Fukushima w Japonii, spowodowana falą tsunami, stała się początkiem szerokiej dyskusji o bezpieczeństwie energetyki jądrowej ze szczególnym uwzględnieniem sprawdzenia stosowanych i planowanych rozwiązań technicznych, opłacalności, perspektywach dalszego jej rozwoju. Podejmowano też temat ochrony środowiska, m.in. z punktu widzenia tzw. idei zrównoważonego rozwoju, zakładającej oszczędną gospodarkę zasobami naturalnymi. Analiza przyczyn katastrofy w Japonii, zastosowanych rozwiązań konstrukcyjnych, wymagań bezpieczeństwa i wdrażania procedur działań awaryjnych rozpoczęła się niemal zaraz po trzęsieniu ziemi i będzie jeszcze długo przedmiotem rozważań i wszechstronnych badań organizacji międzynarodowych, ośrodków badawczych, a przede wszystkim konstruktorów reaktorów.

### Zasięg, przyczyny i przebieg awarii

Rejon północno-wschodniej Japonii jest obszarem o dużej aktywności sejsmicznej, co było uwzględniane w projektach budowanych tam elektrowni. Dla przykładu, niecały miesiąc po katastrofie nastąpiły kolejne wstrząsy - 7 kwietnia 2011 o sile 7,4 w skali Richtera (epicentrum znajdowało się 64 km na wschód od Sendai na głębokości 25,6 km) i 21 kwietnia o sile 6,1 w skali Richtera (epicentrum 64 km na wschód od Sendai na głębokości 42,9 km), zaś w okresie 11-18 czerwca w tym rejonie zanotowano 6 trzęsień ziemi o

sile około 5 w skali Richtera. Trzęsienia te nie spowodowały istotnych uszkodzeń elektrowni jądrowych. Najbardziej narażonymi na falę tsunami z 11 marca 2011 były następujące elektrownie jądrowe: **Onagawa** (Bloki 1, 2, 3), **Fukushima I** (Bloki 1, 2, 3, 4, 5, 6), **Fukushima II** (Bloki 1, 2, 3, 4) oraz **Toikai II** (Blok 1). Docierająca do dalej położonych elektrowni **Hamaoki** i **Ikaty** fala tsunami wytraciła już swoją energię i nie spowodowała zniszczeń. Wszystkie reaktory w chwili trzęsienia ziemi zostały wyłączone automatycznie.

Największych zniszczeń fala tsunami dokonała w

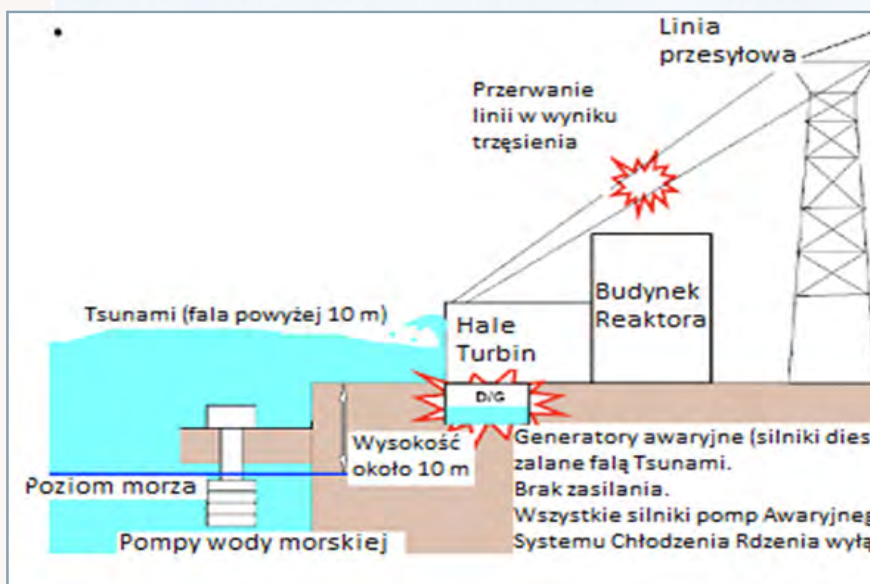
Obszary dotknięte przez trzęsienie ziemi



elektrowni **Fukushima I**, która była przewidywana do całkowitej modernizacji. W niedalekiej przyszłości projektowano rozpoczęcie budowy dalszych bloków 7 i 8 z reaktorami ABWR (*Advanced Boiling Water Reactors* - Zaawansowane Reaktory z Wrzącą Wodą tzw. reaktory generacji 3+). W następnych latach planowano zastąpić reaktory pracujące obecnie reaktorami ABWR, co przy zachowaniu istniejącej (ewentualnie zmodernizowanej) infrastruktury byłoby bardzo korzystne.

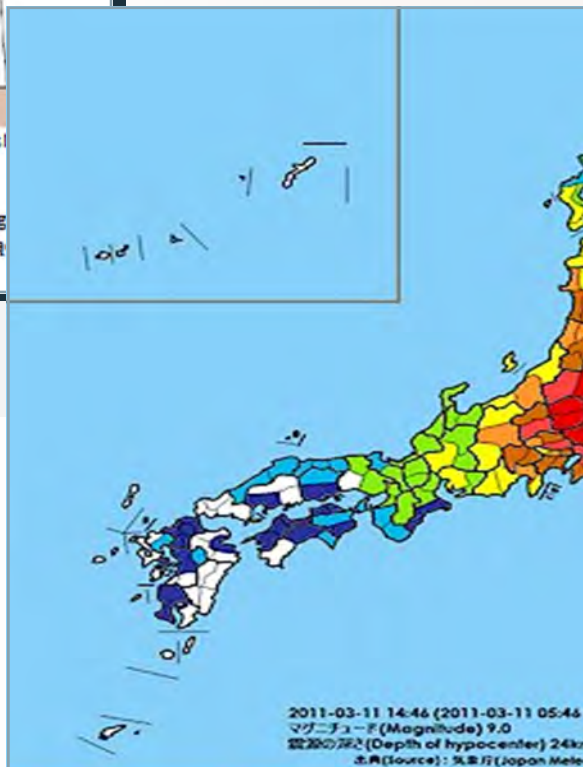
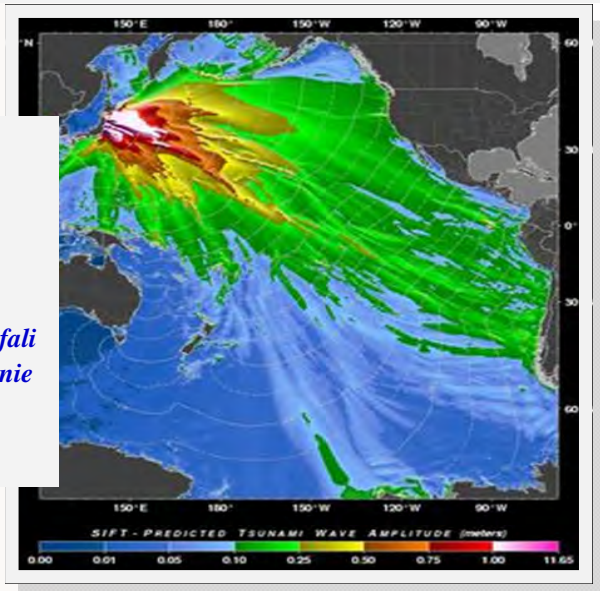
## Stan japońskich elektrowni jądrowych po trzęsieniu Ziemi

Trzęsienie Ziemi 11 marca 2011  
9 stopni w skali Richtera  
130 km na wschód od miasta Sendai



Na rys. 3 przedstawiono podstawowe powody awarii reaktorów w elektrowni Fukushima I. Fala tsunami dotarła do elektrowni godzinę po trzęsieniu ziemi. Jej wysokość w Fukushima oceniono na 14 - 15 m

Na rys. 5  
([Earthquake-report.com](http://Earthquake-report.com))  
przedstawiono  
rozchodzenie się fali  
tsunami na Oceanie  
Spokojnym.



Na rys. 4 ([Earthquake-report.com](http://Earthquake-report.com)) przedstawiono sejsmicznych w czasie trzęsienia ziemi 11 marca 2011 roku. Trzęsienie było tak silne, że zmieniło oś obrotu Ziemi o 1,6 μs, a cała Japonia została przesunięta w kierunku wschodnim o 9 cm. Wstrząsy o sile 7,2 w skali Richtera znajdowało się 168 km na wschód od Sendai

## Bezpośrednie skutki awarii

Przed wstąpieniem wstrząsów Bloki 1, 2, 3 elektrowni Fukushima I pracowały prawidłowo, zaś Bloki 4, 5, 6 elektrowni były wyłączone, a paliwo jądrowe z reaktora 4 (Blok 4) znajdowało się w basenie wypalonego paliwa. Po wystąpieniu wstrząsów nastąpiło automatyczne wyłączenie Bloków 1, 2, i 3, a systemy awaryjne zostały uruchomione i pracowały prawidłowo. Można więc uznać, że trzęsienie ziemi jako takie nie spowodowało istotnych uszkodzeń.

Najbardziej istotnym skutkiem trzęsienia ziemi było wywołane przez falę tsunami uszkodzenie awaryjnych systemów zasilania, co skutkowało unieruchomieniem systemów awaryjnego chłodzenia kilku bloków energetycznych. To spowodowało uszkodzenie rdzeni w wyniku przegrzania. Nastąpiły również uszkodzenia w jednym z basenów wypalonego paliwa znajdujących się w pobliżu reaktorów. Ponadto w wyniku eksplozji H<sub>2</sub> uszkodzone zostały budynki reaktorów i nadal nie jest jasne, czy nie zostały uszkodzone obudowy bezpieczeństwa. Pojawiły się liczne wycieki substancji radioaktywnych, m.in. nastąpiło uwolnienie do środowiska (atmosfera i wody morskiej) jodu 131 (około 1/10 ilości uwolnionej w katastrofie w Czarnobylu). Na niektórych obszarach na terenie elektrowni zanotowano wzrost poziomu promieniowania.



## Wstępna analiza bezpośrednich skutków awarii

Przeprowadzenie dokładnej analizy skutków awarii będzie możliwe dopiero po ustaleniu pełnego ich zakresu, co niewątpliwie potrwa dłuższy czas. Analizy prowadzone obecnie przez liczne zespoły ekspertów w wielu krajach w oparciu o dostępne obecnie materiały mają charakter analiz wstępnych.

Pierwszą wstępną analizę, opublikowaną 9 maja 2011, pt. „Wnioski wpływające z analizy awarii w elektrowni jądrowej Fukushima Daiichi” (*Lessons learned from the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant*) przeprowadził zespół ekspertów z OASIS (*Open Standards for the Information Society* - Otwarte Standardy Informacji Spo-

łecznej, Podkomisja Analiz Technicznych), CINS (*Committee for Investigation of Nuclear Safety* – Komitet Badań Bezpieczeństwa Jądrowego) oraz AESJ (*Atomic Energy Society of Japan* – Japońskie Towarzystwo Energii Atomowej). W raporcie analizowano znane przyczyny awarii, uwzględniając rozwiązania techniczne, takie jak odporność na falę tsunami, brak zasilania, chłodzenie awaryjne, zarządzanie kryzysowe, wybuch wodoru, zabezpieczenie basenów wypalonego paliwa, badanie bezpieczeństwa, procedury bezpieczeństwa organizacja systemu kryzysowego, informowanie społeczeństwa, procedury bezpieczeństwa w czasie alarmu.

Analizując poszczególne zagadnienia ustalono przede wszystkim, że założenia techniczne elektrowni nie uwzględniały możliwości wystąpienia tak wysokiej fali tsunami. Statystyka ze 140 ostatnich lat nie wskazywała na prawdopodobieństwo wystąpienia fali takich rozmiarów, a budowa elektrowni na wysokości 10 m nad poziomem morza wydawała się być bezpieczna. Wysokość ta odpowiada mniej więcej trzem piętrům, podczas gdy fala w/g niektórych szacunków przekraczała 14 m (tj. prawie 5 pięter). Fala zniszczyła urządzenia awaryjne, co z kolei wywołało dalsze zniszczenia. Długotrwały brak zasilania uniemożliwił m.in. monitorowanie stanu reaktora i utrudniał zarządzanie kryzysowe. Ustalono również, że system chłodzenia elektrowni wykorzystujący wodę morską nie był odpowiednio zabezpieczony przed tsunami. Nie przewidziano też możliwości wydostania się wodoru z obudowy bezpieczeństwa oraz jego wybuchu. Nie było też dostatecznego odseparowania materiałów radioaktywnych w basenie wypalonego paliwa na wypadek uszkodzenia budynku reaktora. System zasilania awaryjnego uznano za niewystarczający, podobnie jak japońskie procedury bezpieczeństwa. Politykę informowania społeczeństwa określono jako nieprzejrzystą. Uznano natomiast, że decyzje podejmowane przez zespół zarządzania kryzysowego znacząco przyczyniły się do ograniczenia skali awarii. Jako skuteczne określono też większość rozwiązań technicznych zapobiegających zniszczeniom w wynikającym z trzęsienia ziemi jako takiego.

Wobec tego eksperci zalecają:

- opracowanie i rozbudowę systemów zabezpieczeń fizycznych i struktur organizacyjnych systemu bezpieczeństwa w zakresie elementów chroniących przed skutkami tsunami
- przygotowanie alternatywnych, różnorodnych źródeł zasilania, np. chłodzonych powietrzem turbin

o intensywność wstrząsów 2011. Trzęsienie ziemi 11 ni (o 10 cm – dzień uległ ięta o około 2.4 m. Było ono ali Richtera (epicentrum i na głębokości 14 km.

gazowych

- rozważenie możliwości stosowania zróżnicowanych systemów chłodzenia wspomagających chłodzenie wodą morską (jest to bardzo istotny wniosek ze względu na to, że wszystkie pracujące i planowane w Japonii elektrownie budowane są na wybrzeżu i wykorzystują do chłodzenia wodę morską)
- przeprowadzenie ilościowej analizy ryzyka wystąpienia awarii i wprowadzenie pojęcia ryzyka do procedur bezpieczeństwa.
- zakładając możliwość występowania poważnych awarii, należy opracować nowy dokładny system zarządzania kryzysowego przygotowany tak, by jego elementy fizyczne (linie przesyłowe, komunikacyjne, systemy monitorowania) były dublowane. Konieczne jest jednocześnie zwrócenie uwagi na odpowiednie przygotowanie personelu przez ćwiczenia i edukację. Szczególną uwagę przy opracowywaniu tego systemu należy poświęcić możliwości wybuchu wodoru i ochronie basenów wypalnego paliwa. Konieczna jest restrukturyzacja procedur bezpieczeństwa, włączając w to zmianę regulacji prawnych oraz reorganizacja systemu.
- wprowadzenie przejrzystego systemu komunikacji społecznej.

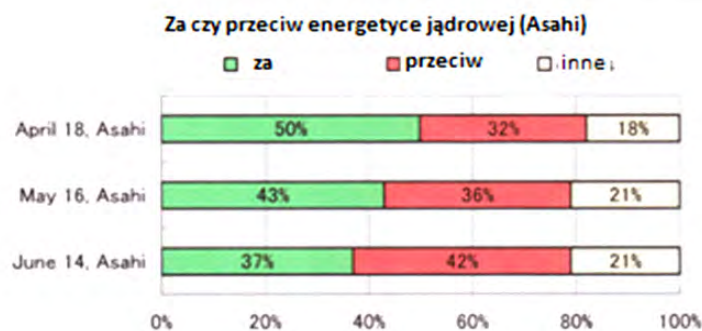
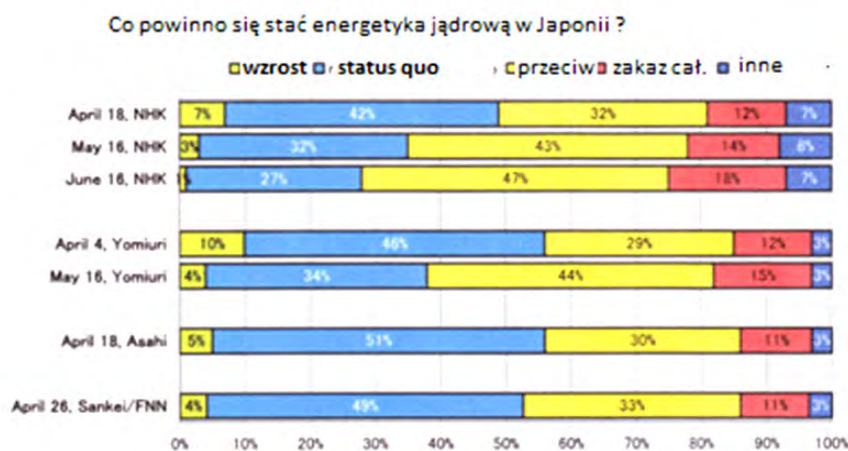
Podstawową przesłanką jest założenie możliwości wystąpienia większych niż przewidywanych dotychczas zagrożeń.

Publikację szerszego opracowania międzynarodowego przygotowano w końcu czerwca jako wynik ekspertyz międzynarodowego zespołu ekspertów z MAEA, którzy prowadzili obserwację i badania w okolicy i bezpośrednio na terenie elektrowni Fukushima I. MAEA zorganizowała w Wiedniu pięciodniową (20-25 czerwiec 2011) konferencję na szczeblu ministerialnym z udziałem ekspertów, która była poprzedzona podobną konferencją organizowaną przez OECD. Celem obu konferencji jest

przedstawienie i omówienie różnych aspektów bezpieczeństwa jądrowego w oparciu o raport inspektorów Agencji i raport rządu Japonii (*Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety- The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations*). Zadaniem konferencji jest ponowne rozpatrzenie i wypracowanie międzynarodowych standardów bezpieczeństwa jądrowego, oraz wzmocnienie roli MAEA w ich wprowadzaniu i kontroli.

### Perspektywy energetyki jądrowej

Należy przypuszczać, że pomimo protestów społecznych Japonia zamierza kontynuować rozbudowę energetyki jądrowej wprowadzając nowocześniejsze rozwiązania i zdecydowanie poprawiając systemy bezpieczeństwa. Wynika to przede wszystkim z konieczności, jako że rozwijająca się dynamicznie gospodarka Japonii wymaga stałych i stabilnych dostaw energii. Mimo wprowadzenia coraz bardziej energooszczędnych technologii, zapotrzebowanie na energię nieustannie rośnie. Ponieważ naturalne zasoby pierwotnych źródeł energii (węgiel,



Rys. 6 Źródło JAIF (*DailyYomiuri, Asahi Shinbun*)

gazu, ropy, uranu) Japonii są bardzo ograniczone, dla zaspokojenia niezbędnych potrzeb kraj ten jest zmuszony do importu około 80% potrzebnych surowców energetycznych. Ponadto bariery geograficzne uniemożliwiają sprowadzanie energii z państw sąsiednich. Dlatego też, dążąc do zapewnienia stabilności energetycznej zdecydowano się na intensywny rozwój energetyki jądrowej. Jednakże po ostatniej awarii w Fukushima stopień akceptacji społecznej mimo zrozumienia konieczności kontynuowania dotychczasowej polityki energetycznej wyraźnie zmalał, co przedstawiono na rys. 6 Elementem dodatkowo budzącym niepokój światowej opinii społecznej jest powódź w Stanie Nebraska na rzece Missouri, zagrażająca elektrowni Fort Calhoun (1 reaktor PWR, 485 MW, włączona do sieci 1974., właściciel: Omaha Public Power District). Niepokój wynika głównie z kumulacji incydentów związanych z energetyką jądrową i skojarzenia zalania terenu elektrowni wodą, jak to miało miejsce w Fukushima. Niedostateczne zabezpieczenie przed powodzią zostało zresztą ujawnione podczas przeprowadzonej rok wcześniej inspekcji, po której zalecono wprowadzenie zmian (co wykonano na początku roku 2011).

Już obecnie można stwierdzić, że zarysowują się podstawowe kierunki dalszego rozwoju energetyki jądrowej - przede wszystkim nowe rozwiązania legislacyjne i techniczne. Celem działań jest ochrona ludności i środowiska przed skutkami spodziewanych awarii. Dlatego konieczne jest opracowanie i wprowadzenie w życie planów ograniczenia następstw ewentualnych uwolnień substancji promieniotwórczych.

Nowe rozwiązania legislacyjne będą polegać na nowelizacji istniejących konwencji, dążąc do:

- wzmocnienia uprawnień państwowych organów dozoru technicznego
- wzmocnienia uprawnień krajowych i międzynarodowych organów kontrolnych ewentualnego powoływania nowych organów kontrolnych, zwłaszcza dla ochrony środowiska
- ewentualnego powoływania nowych organizacji międzynarodowych

Nowe rozwiązania techniczne zależą od ogólnego postępu technologicznego. Głównym elementem będą wymagania ekonomiczne i bezpieczeństwo jądrowe. Należy spodziewać się dalszego rozwoju technik jądrowych (badań materiałowych, steryliza-

cji żywności, badań naukowych, zastosowań w medycynie, technologii utylizacji odpadów radioaktywnych) i związanego z nimi zwiększenia ochrony przed promieniowaniem.

Gwarancją bezpieczeństwa jądrowego jest zapewnienie możliwie bezawaryjnej i bezpiecznej pracy wszelkich obiektów i urządzeń wykorzystujących promieniowanie jonizujące oraz zabezpieczenie ludności i środowiska. Należy podkreślić, że zalecenia dotyczące ochrony materiałów jądrowych są opracowywane indywidualnie dla każdego obiektu. Jednym z elementów poprawy bezpieczeństwa, jak wynika z obecnie prowadzonych dyskusji, będzie usprawnienie systemów kontroli i opracowanie nowych planów reagowania w stanach kryzysowych. Kontrole muszą obejmować wszystkie systemy w czasie normalnej pracy obiektu, wszelkie odchylenia od przewidywanych wskazań, awaryjne urządzenia automatyczne. Bardzo ważnym elementem, na który już zwrócono uwagę, jest szkolenie personelu zatrudnionego w obiektach jądrowych i prowadzenie szeroko zakrojonej akcji edukacyjnej.

Przeprowadzenie pełnej analizy mechanizmów i skutków awarii w Fukushima pozwoli na skonkretyzowanie propozycji udoskonalenia systemów bezpieczeństwa. Wszystkie zalecenia należy realizować etapowo, poczynając od najpilniejszych. Efektem przebudowy systemu bezpieczeństwa jądrowego w Japonii, jak też globalnie, powinna być jego większa skuteczność, przejrzystość, jak również usunięcie istniejących obecnie przeszkód biurokratycznych.



**ekoatom**

**WAKACYJNY  
KONKURS  
FOTOGRAFICZNY  
TRWA!**

**Weź udział, wygraj**  
tygodniową wycieczkę  
do Czarnobyla  
albo aparat  
**Fuji Finepix  
S1700**

Więcej informacji i regulamin  
na naszej stronie:  
[www.ekoatom.com.pl](http://www.ekoatom.com.pl)

## Paryskie Forum na temat awarii elektrowni Fukushima

### 8 czerwca 2011 odbyło się w Paryżu spotkanie pod nazwą "Forum na temat awarii elektrowni Fukushima: wnioski i propozycje".

Na spotkaniu tym Polskę reprezentował p. Maciej Jurkowski, wiceprezes Państwowej Agencji Atomistyki. Poniżej zamieszczamy tłumaczenie komunikatu prasowego, który został opublikowany po zakończeniu Forum.



Organy dozorowe decydują o dalszych działaniach podjętych w następstwie awarii elektrowni Fukushima Dai-ichi

Organy dozorowe państw G8, państw członkowskich Agencji Energii Jądrowej (NEA) OECD i państw stowarzyszonych, w tym Brazylii, Indii, Rumunii, Afryki Południowej oraz Ukrainy spotkały się w Paryżu, aby omówić wnioski i wiedzę płynącą z doświadczenia awarii elektrowni jądrowej Fukushima oraz aby podjąć decyzje dotyczące dalszych działań na płaszczyźnie międzynarodowej.

"Forum na temat awarii elektrowni Fukushima: wnioski i propozycje" stanowi ważny krok w międzynarodowych wysiłkach podejmowanych, aby dowiedzieć się jak najwięcej, podzielić się tą wiedzą z innymi i wynieść tyle ile się da z tej lekcji, jaką była awaria elektrowni Fukushima Daiichi. Podczas inauguracji Forum, Minister Ekologii, Zrównoważonego Rozwoju, Transportu i Budownictwa Mieszkaniowego Francji, Pani Nathalie Kosciusko-Morizet, przedstawiła najważniejsze punkty działań uzgodnionych przez rządy 33 państw podczas Seminarium Ministerialnego, które odbyło się w siedzibie OECD 7. czerwca 2011 roku.

Według przedstawicieli władz Francji, Wielkiej Brytanii oraz Stanów Zjednoczonych, którzy współprzewodniczyli obradom Forum: "Była to interesująca dyskusja na temat tego 'czego uczymy się' oraz 'jakie działania podejmujemy' w takiej sytuacji. Organy dozorowe podkreślają powagę sytuacji utrzymującą się w elektrowni Fukushima Daiichi oraz nieustające wysiłki podejmowane przez japońskie władze i samych pracowników elektrowni. Działania te będą dalej prowadzone a Forum skierowało naszą uwagę, jako władz dozorowych, na te najważniejsze kwestie i priorytety."

Uczestnicy Forum uzgodnili szereg priorytetów oraz zaleceń jeśli chodzi o kwestie wspólnej nauki, dzielenia się wiedzą i propozycjami oraz wdrażanie tego, co organy dozorowe dowiedziały się podczas obrad Forum. Pełen tekst dotyczący końcowych wniosków i rekomendacji zostanie udostępniony na stronie internetowej NEA ([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org)).

Najważniejsze punkty tego tekstu obejmują między innymi następujące sprawy:

- Zgodnie z komunikatem szczytu G8 odbywającym się w Deauville w dniach 26-27 maja 2011 oraz Seminarium Ministerialnym, które miało miejsce w siedzibie OECD w dniu 7 czerwca 2011, organy dozoru jądrowego dążą do zapewnienia najwyższych poziomów bezpieczeństwa poprzez nieustającą poprawę bezpieczeństwa. W tym kontekście organy dozorowe pozostają w pełni zaangażowane w poszukiwanie sposobów mających na celu zapewnienie jeszcze bezpieczniejszego funkcjonowania już istniejących a także nowych reaktorów poprzez wykorzystanie wiedzy zdobytej podczas awarii Fukushima Daiichi.
- W następstwie awarii elektrowni Fukushima Daiichi, wykonano lub są w trakcie przygotowania znaczące, dogłębne przeglądy i analizy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych. Uczestnicy Forum



zachęcają wszystkie organy dozоровe, odpowiedzialne za obiekty jądrowe, do wykonania podobnych przeglądów i analiz w jak najszybszym czasie.

- Organy dozоровe będą nadal systematycznie pogłębiać niezbędną wiedzę, która potrzebna jest do przygotowania projektów elektrowni oraz opracowania działań po wystąpieniu awarii. Obszary priorytetowe obejmują: skrajne zdarzenia przyrodnicze oraz odporność na gwałtowne oddziaływania zewnętrzne, z uwzględnieniem koincydencji zagrożeń, cech projektu elektrowni oraz zdolności systemów bezpieczeństwa do przeciwstawiania się ciężkim awariom, natychmiastowe działania podejmowane we wczesnej fazie awarii oraz zdolności zarządzania sytuacją kryzysową, komunikowanie się w sytuacji kryzysowej, plany naprawy uszkodzeń elektrowni oraz wdrażanie tych planów.
- Organy dozоровe będą nadal rozwijać współpracę w ramach Komitetu ds. Działań Dozoru Jądrowego (CNRA) Agencji Energii Jądrowej (NEA) w celu ulepszenia systemu ciągłego i rzetelnego informowania społeczeństwa i instytucji rządowych, zarówno w skali krajowej jak i międzynarodowej. Dodatkowo, organy dozоровe dokonają analizy adekwatności i przydatności narzędzi używanych obecnie do transparentnego i otwartego informowania społeczeństwa o stopniu zagrożenia spowodowanego awarią z wykorzystaniem skali INES, to jest wspólnego narzędzia, które zostało opracowane przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej (MAEA) oraz Agencję Energii Jądrowej OECD (NEA).
- Organy dozоровe zwróciły uwagę również na konieczność wczesnego reagowania w procesie zarządzania podobnymi awariami.
- Organy dozоровe podkreśliły, że główna odpowiedzialność za bezpieczeństwo jądrowe spoczywa na operatorach - posiadaczach zezwoleń i licencji. W związku z tym, przedstawiciele dozоров z radością przyjęli informację dotyczącą zobowiązań podjętych przez Światowe Stowarzyszenie Operatorów Jądrowych (WANO) oraz jego członków odnośnie do zwiększenia wysiłków w obszarze bezpieczeństwa jądrowego poprzez wzmożenie wzajemnych ocen i weryfikacji, transparentność i międzynarodową współpracę między operatorami.
- Uznano, że NEA zapewnia skuteczną sieć ekspercką, której zadaniem jest koordynacja działań między organami dozоровymi krajów członkowskich NEA oraz państw stowarzyszonych oraz rozpowszechnianie najlepszych praktyk związanych z bezpieczeństwem jądrowym. Organy dozоровe zwróciły się z prośbą, aby stałe komitety techniczne NEA łącznie z Komitetem do Spraw Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych (CSNI) oraz Komitetem do Spraw Ochrony Radiologicznej i Zdrowia Publicznego (CRPPH), po zakończeniu tego Forum wykonały stosowne badania i analizy oraz podzieliły się wynikami swojej pracy na arenie międzynarodowej.

Organy dozоровe państw G8, państw członkowskich NEA oraz państw stowarzyszonych wyraziły swoje zobowiązanie i chęć kontynuowania wspólnej pracy w obszarze międzynarodowym. Uważają one, że obecna sytuacja, choć bardzo poważna, z czasem przyczyni się do wzmocnienia międzynarodowego bezpieczeństwa jądrowego. Konferencja ministerialna MAEA, mająca odbyć się pod koniec czerwca bieżącego roku, stanowi kolejny ważny krok na drodze do wzmocnienia globalnego bezpieczeństwa jądrowego.

Tłumaczyła Małgorzata Albrecht



Makieta w skali 1:1 reaktora nr 3 z Hamaoka Chubu Electric Power. Ten sam typ reaktora (BWR) jak w Fukushima Daiichi uszkodzony podczas wybuchu wodoru. Uległ zerwaniu dach w dzień po trzęsieniu ziemi i tsunami z marca 2011. Makieta zbudowana jest w Muzeum Energetyki Jądrowej obok stacji kolejowej Hamaoka w Omaezaki, Prefektura Shizuoka, około 120 km na południowy zachód od Tokio.







## NUSCALE POWER

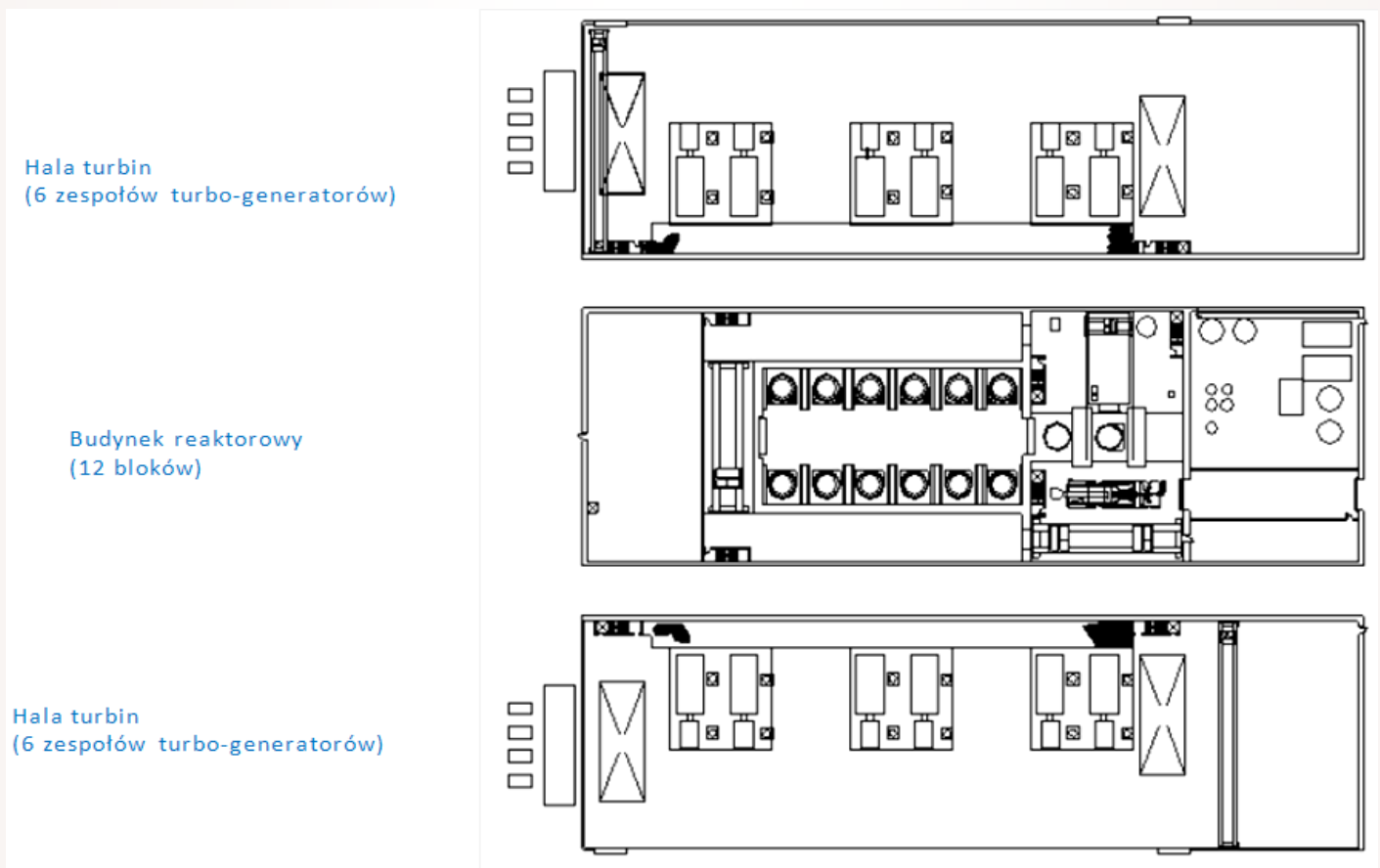
### NOWY POZIOM BEZPIECZEŃSTWA ELEKTROWNI JĄDROWEJ

JOSÉ N. REYES, JR. Główny Technolog  
 NuScale Power Incorporated  
 1000 NE Circle Blvd, Suite 10310  
 Corvallis, OR, USA 97330  
 email:jnr@nuscalepower.com

#### I. OGÓLNY POGLĄD NA ELEKTROWNIĘ JĄDROWĄ

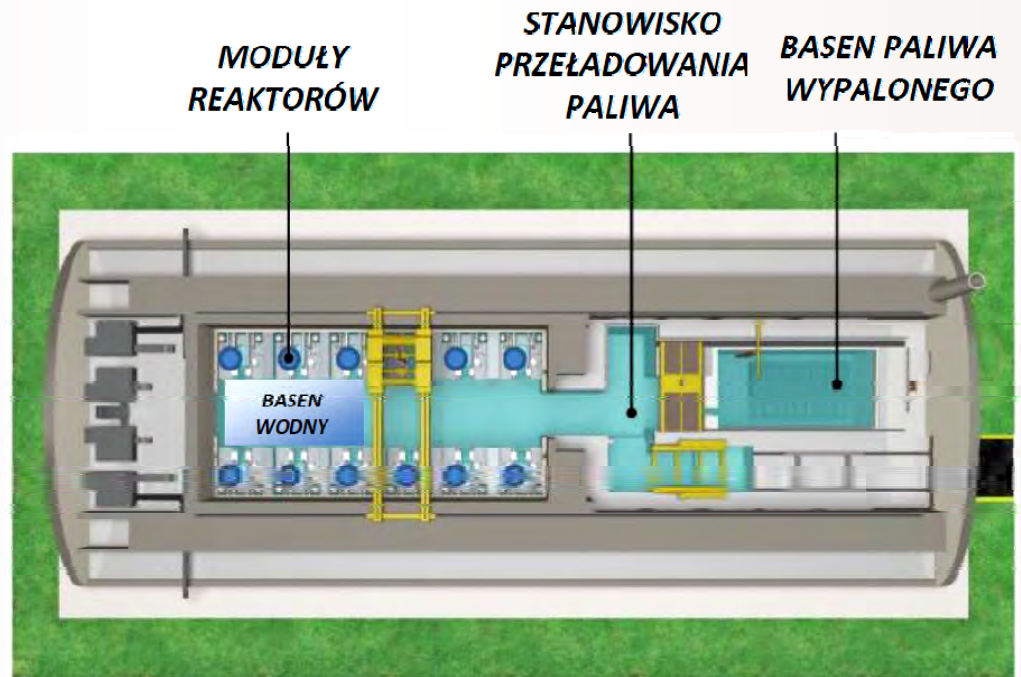
Firma NuScale Power Incorporated komercjalizuje modularne elektrownie jądrowe o różnej wielkości, składające się z wyprodukowanych w fabryce bloków energetycznych o mocy 45 MW(e), które są dostarczane i instalowane stosownie do tego, jakie są miejscowe wymagania odnośnie energii elektrycznej. Każdy moduł składa się ze zintegrowanego bloku lekko-wodnego reaktora jądrowego, zamkniętego w obudowie bezpieczeństwa o dużej wytrzymałości. Unikalne systemy pasywnego bezpieczeństwa zapewniają niezwykle skuteczną reakcję na ekstremalne wydarzenia, mogące prowadzić do długotrwałych przerw w dostawach energii przez elektrownię. Głównymi punktami zainteresowań niniejszego artykułu są sprawy długookresowego chłodzenia paliwa jądrowego, obudowa bezpieczeństwa oraz zbiornik wypalonego paliwa.

Rysunek 1 pokazuje plan rozmieszczenia na terenie tej wzorcowej elektrowni o mocy 540 MW(e) bu-



Rysunek 1 - Rozmieszczenie 12 modułów w elektrowni jądrowej

dynku rektora, wraz z przyległymi do niego halami turbin dla 12 modułów reaktorowych. Na rysunku pokazano, że zbiornik paliwa wypalonego jest wspólny dla wszystkich modułów. Każdy z modułów jest podłączony do własnego zespołu specjalnego wyposażenia, włącznie z turbiną parową i generatorem. Z uwagi na swoje mniejsze gabaryty, w porównaniu z tradycyjnymi reaktorami lekko-wodnymi (LWR's - Light Water Reactors), zespół turbiny parowej z generatorem można w łatwy sposób transportować, instalować i obsługiwać. W porównaniu z tradycyjnymi reaktorami lekko-wodnymi (LWR) takie właśnie wyspecjalizowane wyposażenie każdego modułu elektrowni NuScale znacznie ogranicza ryzyko pojedynczego wału turbiny. W szczególności wyłączenie któregośkolwiek modułu w celu wymiany paliwa, lub przeprowadzenia zabiegów konserwacyjnych, względnie zaistnienie jakiegoś innego wydarzenia w tym zakładzie, może mieć wpływ tylko na 45 MW(e) mocy wyjściowej, ale nie spowoduje zatrzymania produkcji energii elektrycznej w pozostałej części tego zakładu energetycznego. W dwunasto-modułowej elektrowni jądrowej NuScale zastosowano metodę przeładowywania paliwa w każdym z modułów po kolei raz na dwa lata. Oznacza to, że operacje wymiany paliwa w elektrowni przeprowadzane są w sposób przemienny w odstępach mniej więcej dwumiesięcznych. Podczas takiej operacji moduł zostaje fizycznie przesunięty ze swojego roboczego pola do stanowiska gdzie następuje przeładowywanie paliwa. Na poziomym przekroju budynku reaktorowego na rysunku 2 pokazano strefę dla takiej operacji. Ponieważ podczas procesu przeładowywania strefa ta zostaje odizolowana, to pozostała część elektrowni może nadal wytwarzać energię elektryczną. Takie podejście do przeładowywania paliwa "po kolei" eliminuje potrzebę kontraktowego angażowania doraźnego zespołu wykonawcy robót, jego szkolenia i zapewniania mu bezpieczeństwa, jak to ma miejsce zazwyczaj w przypadku remontu tradycyjnych reaktorów lekko-wodnych (LWR). Zamiast tego mały, dobrze wyszkolony zespół etatowych pracowników dokonuje przeładowywania paliwa oraz przeprowadza inne prace konserwacyjne na bieżąco w całej elektrowni NuScale.



Rysunek 2. Widok z góry budynku reaktorowego, pokazujący rozmieszczenie 12 modułów elektrowni NuScale o mocy 540 MWe

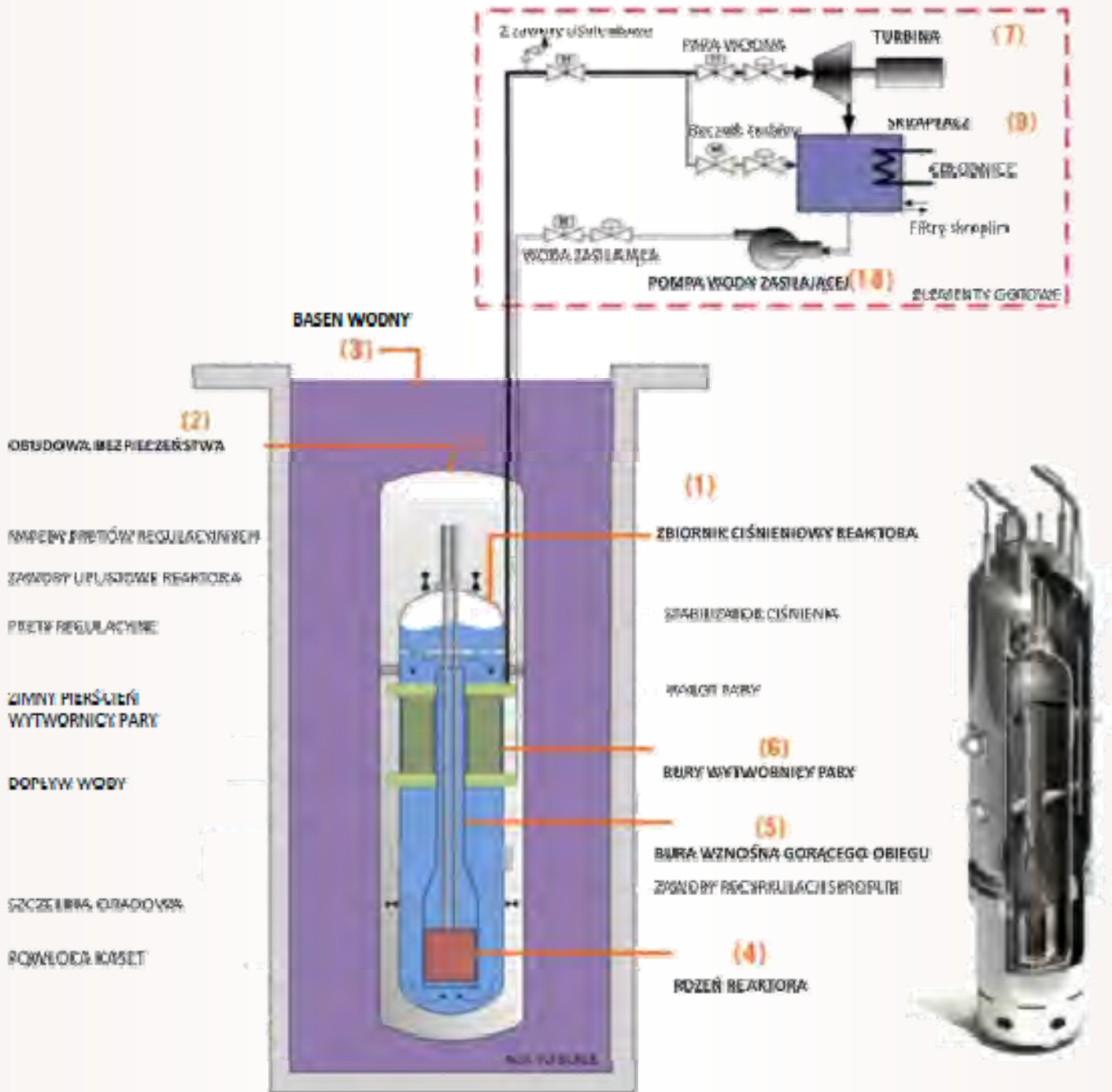
## I.A. OPIS POJEDYNCZEGO MODUŁU

Każdy z modułów energetycznych NuScale został zaprojektowany tak, aby jego moc wynosiła 160 MWt. Moduł składa się ze zintegrowanego zespołu lekko-wodnego reaktora jądrowego, zamkniętego w wysokociśnieniowym zbiorniku obudowy bezpieczeństwa, mogącym wytrzymać w sytuacjach awaryjnych ciśnienie przekraczające 4,1 MPa (600 psia). Konfigurację pojedynczego modułu pokazuje Rysunek 3. Cały moduł jest całkowicie zanurzony w swoim roboczym basenie będąc zawieszony na obrotowych czopach, umieszczonych na zewnątrz zbiornika obudowy bezpieczeństwa. Czopy te są podpierane izolatorami sejsmicznymi znajdującymi się w basenie budynku reaktorowego. Głęboko posadowiony budynek reaktora i system podpierający obudowę bezpieczeństwa sprawiają, że obudowa bezpieczeństwa jest bardzo odporna na wstrząsy sejsmiczne.

Zewnętrzne wymiary obudowy bezpieczeństwa wynoszą w przybliżeniu 19,8 m (65 ft) wysokości oraz 4.4 m (14,3 ft) średnicy. Zbiornik ciśnieniowy reaktora, mający 13,7m (45 ft) wysokości oraz 2,7m (9 ft) średnicy, mieści reaktorowy rdzeń, spiralną wężownicę wytwornicy pary oraz stabilizator ciśnienia, umieszczony w

górnej części zbiornika ciśnieniowego. Nominalne ciśnienie robocze w zbiorniku ciśnieniowym wynosi 12,8 MPa (1850 psia). Rdzeń reaktora znajduje się w dolnej przestrzeni zbiornika ciśnieniowego i składa się z układu 17 x 17 kaset paliwowych, mających w przybliżeniu połowę długości kaset dla reaktora PWR, z paliwem  $UO_2$  wzbogaconym poniżej 5%.

Moc wydzielana w rdzeniu jest kontrolowana za pomocą wiązek prętów regulacyjnych. Woda nagrzewana jest w rdzeniu reaktora i jako ciecz o mniejszej gęstości płynie do góry rurą wznosną gorącej gałęzi obiegu. Spiralna wężownica wytwornicy pary owinięta na zewnątrz rury wznosnej stanowi radiator, który chłodzi wodę powodując wzrost jej gęstości. Ta różnica gęstości, działająca na całej różnicy wysokości, wywołuje w efekcie siłę wyporu, która wymusza przepływ strumienia cieczy wokół pętli. Praca z naturalną cyrkulacją posiada ogromną zaletę, ponieważ eliminuje potrzebę korzystania z pomp, zewnętrznych rurociągów obiegu oraz odpowiednich zaworów, eliminując w ten sposób konieczność ich konserwacji, a także eliminuje potencjalne



Rysunek 3. Opis modułu NuScale zainstalowanego w swoim basenie pod wodą

kłopoty związane z takimi podzespołami. Zmniejsza się również w elektrowni zużycie energii elektrycznej na potrzeby własne, będące cechą tradycyjnych reaktorów LWR, które muszą napędzać duże pompy obiegowe. Prostota osiągnięta dzięki eliminacji systemu recyrkulacyjnego polepsza ogólne bezpieczeństwo zakładu energetycznego, a także obniża koszty produkcji.

Spiralna wężownica wytwornicy pary składa się z dwóch niezależnych zestawów wiązek rur z oddzielnym liniami wlotu wody zasilającej i wyprowadzania pary. Woda zasilająca jest pompowana do tych rur, gdzie wrząc wytwarza parę przegrzaną. Dzięki swojej stosunkowo małej wielkości wytwornice pary są wymienne. Elementy grzejne i system zraszający są umieszczone w integralnym stabilizatorze ciśnienia, aby zapewnić kontrolę ciśnienia.

## II. CECHY KONSTRUKCYJNE, KTÓRE W SPOSÓB NATURALNY ZWIĘKSZAJĄ BEZPIECZEŃSTWO

Obudowa bezpieczeństwa i zbiornik reaktorowy NuScale posiadają szereg cech konstrukcyjnych, które w sposób naturalny zwiększają bezpieczeństwo. Przedstawiono je na Rysunku 4. Podczas normalnej pracy z obudowy bezpieczeństwa usuwa się powietrze, aby stworzyć izolującą próżnię, która w znacznym stopniu zmniejsza straty ciepła zbiornika reaktorowego. W rezultacie zbiornik reaktorowy nie wymaga dodatkowej izolacji na swojej powierzchni. Odnosi się to do dokumentu Generic Safety Issue-191 amerykańskiego urzędu NRC (Nuclear Regulatory Commission), ponieważ eliminuje potencjalną możliwość blokady ekranu zbiornika ściekowego. [1] Ponadto wysoka próżnia minimalizuje ilość gazów nie ulegających kondensacji, polepszając tempo kondensacji pary podczas

dowolnej sekwencji wydarzeń, podczas której zawory bezpieczeństwa uwalniają parę do tej przestrzeni. [2, 3] Eliminacja powietrza z obudowy bezpieczeństwa zapobiega powstawaniu łatwopalnej mieszanki wodoru w mało prawdopodobnym przypadku groźnej awarii (np. obecność niewielkiej ilości, lub całkowity brak tlenu), a także eliminuje problemy związane z korozją i wilgocią wewnątrz obudowy bezpieczeństwa. Na koniec, z powodu swojej stosunkowo małej średnicy, zbiornik obudowy bezpieczeństwa o wysokiej wytrzymałości ma projektowe ciśnienie powyżej 4,1 MPa (600 psia), która to wartość jest dziesięciokrotnie wyższa od tej, jaka występuje w przypadku konwencjonalnej konstrukcji obudowy bezpieczeństwa. Równoważne ciśnienie między reaktorem i obudową bezpieczeństwa w przypadku uwolnienia pary ze zbiornika reaktora zawsze będzie



Obudowa bezpieczeństwa ze stali nierdzewnej o wysokiej wytrzymałości **10-krotnie wyższe ciśnienie projektowe** aniżeli w typowym PWR

Stosunek objętości wody do mocy cieplnej jest **4-krotnie większy dając w efekcie lepsze chłodzenie**

Rdzeń reaktora ma **zaledwie 5% ilości paliwa** które jest w dużym reaktorze

Rysunek 4. Obudowa bezpieczeństwa i zbiornik reaktora NuScale posiadają cechy, które w sposób naturalny zwiększają bezpieczeństwo

niższe od projektowego ciśnienia obudowy bezpieczeństwa.

Zbiornik reaktora posiada zarówno mniejszy rdzeń, zawierający tylko 5% tego paliwa, jakie jest w typowym dużym reaktorze, jak również znacznie większy zapas wody. Stosunek objętości wody w zbiorniku reaktora do mocy cieplnej jest czterokrotnie większy, aniżeli w konwencjonalnych reaktorach wysokociśnieniowych (PWR); w efekcie daje to lepsze charakterystyki chłodzenia oraz znacznie powolniejszą reakcję na przejściowe zaburzenia termiczne.

### III. PASYWNE CECHY BEZPIECZEŃSTWA

Każdy moduł NuScale wykorzystuje dwa niezależne i redundancyjne pasywne systemy bezpieczeństwa. Ogólnie mówiąc, pasywny system bezpieczeństwa zapewnia chłodzenie rdzenia reaktora i obudowy bez-

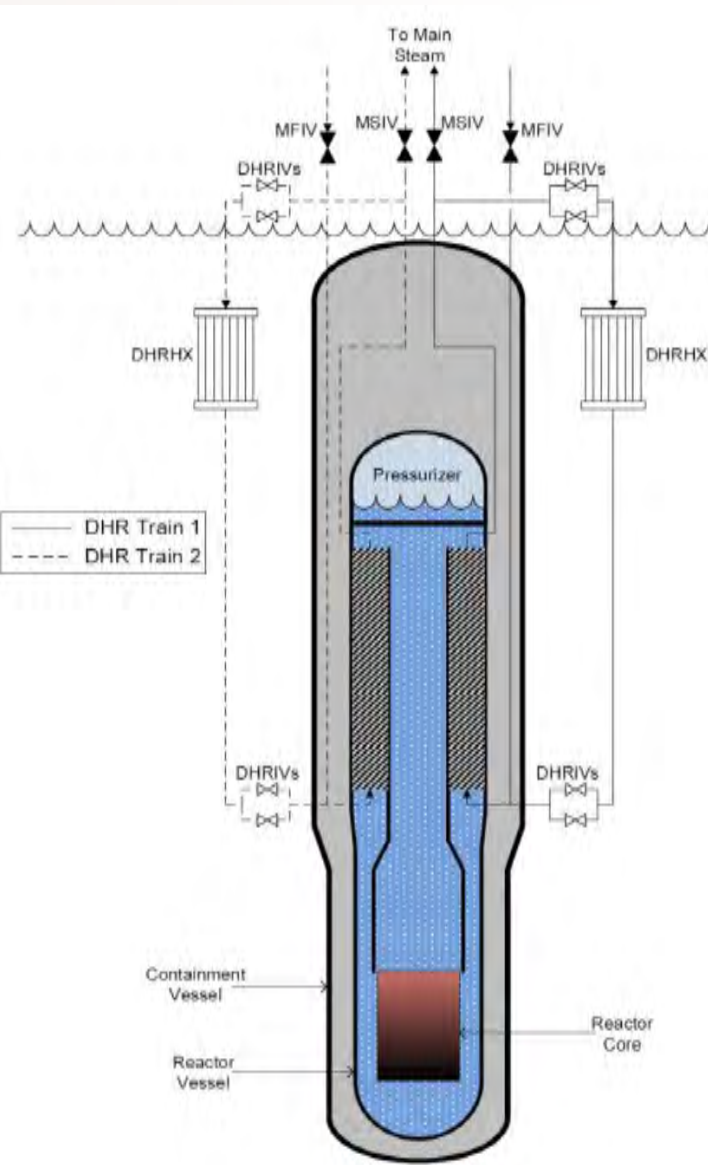
pieczeństwa wykorzystując takie proste procesy jak konwekcyjny transfer ciepła, kondensacja pary, parowanie cieczy, czy też wymuszony ciśnieniem, albo siłą ciężkości wtrysk chłodziwa. Proces ten w ogóle nie zależy od zewnętrznych źródeł energii, mechanicznej lub elektrycznej, ani też sygnałów czy napędów w rodzaju pomp elektrycznych. Przydatny wykaz terminologii odnoszącej się do pasywnego bezpieczeństwa można znaleźć w dokumencie IAEA-TECDOC-626.

[4]

**Rysunek 5. Opracowany przez NuScale system powyłączeniowe-  
go chłodzenia rdzenia (DHRS)**

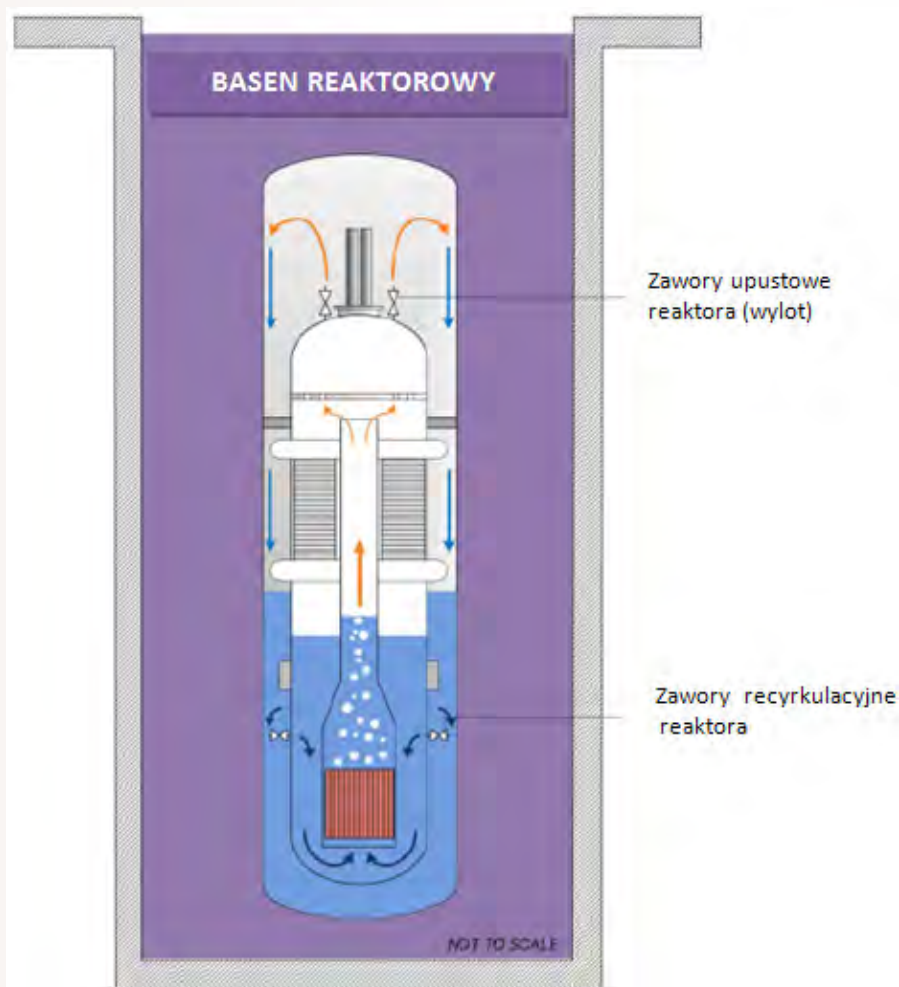
Stosowany przez NuScale pasywny system chłodzenia powyłączeniowego (DHRS - Decay Heat Removal System) jest w stanie przekazywać ciepło powyłączeniowe rdzenia z jednej z dwóch wytwornic pary do izolacyjnych skraplaczy zanurzonych w zbiorniku reaktora. Zasobniki wody zasilającej oraz długofalowe przekazywanie ciepła wrzenia/skrapłania dostarczają siły napędowej dla przepływu w układzie chłodzenia powyłączeniowego (DHRS). Układ DHRS pokazany na Rysunku 5 jest w stanie zapewnić chłodzenie powyłączeniowe w ciągu minimum 3 dni, bez potrzeby korzystania z jakichkolwiek pomp czy też zewnętrznego zasilania.

Drugim pasywnym systemem bezpieczeństwa jest system awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS - Emergency Core Cooling System). W jego skład wchodzi reaktorowe zawory upustowe (RVV - Reactor Vent Valves), które są umieszczone na głowicy zbiornika reaktorowego, oraz reaktorowe zawory recyrkulacyjne (RRV - Reactor Recirculation Valves), znajdujące się po bokach zbiornika reaktorowego, działając w połączeniu z systemem usuwania ciepła z obudowy bezpieczeństwa (CHRS - Containment Heat Removal System). Systemy te są pokazane schematycznie na Rysunku 6 i przedstawiają sposób odbierania ciepła z rdzenia w przypadku, kiedy nie jest dostępny system wody zasilającej ani też system powyłączeniowego chłodzenia reaktora (DHRS). Działa on poprzez otwieranie zaworów upustowych umieszczonych na głowicy reaktora. Para głównego systemu jest wypuszczana ze zbiornika reaktorowego do obudowy bezpieczeństwa, gdzie skrapla się na jej wewnętrznej powierzchni. Kondensat groma-



torowego, oraz reaktorowe zawory recyrkulacyjne (RRV - Reactor Recirculation Valves), znajdujące się po bokach zbiornika reaktorowego, działając w połączeniu z systemem usuwania ciepła z obudowy bezpieczeństwa (CHRS - Containment Heat Removal System). Systemy te są pokazane schematycznie na Rysunku 6 i przedstawiają sposób odbierania ciepła z rdzenia w przypadku, kiedy nie jest dostępny system wody zasilającej ani też system powyłączeniowego chłodzenia reaktora (DHRS). Działa on poprzez otwieranie zaworów upustowych umieszczonych na głowicy reaktora. Para głównego systemu jest wypuszczana ze zbiornika reaktorowego do obudowy bezpieczeństwa, gdzie skrapla się na jej wewnętrznej powierzchni. Kondensat groma-





Rysunek 6. Działanie systemu awaryjnego chłodzenia rdzenia i system usuwania ciepła z obudowy bezpieczeństwa NuScale

dzi się w dolnej strefie obudowy bezpieczeństwa. Kiedy poziom cieczy w dolnej części obudowy bezpieczeństwa podniesie się powyżej szczytu zaworów recyrkulacyjnych, wtedy zawory te zostają otwarte, aby zapewnić naturalny obieg krążenia z dolnej części obudowy bezpieczeństwa poprzez rdzeń i na zewnątrz poprzez zawory upustowe reaktora. Połączenie zdolności do pracy przy wysokim ciśnieniu oraz zanurzenie w wodzie oznacza w rezultacie takie podejście do chłodzenia obudowy bezpieczeństwa NuScale i usuwania ciepła powyłaczeniowego, które jest godnym uwagi dzięki swojej prostocie, zwartej konstrukcji oraz niezwyklej skuteczności.

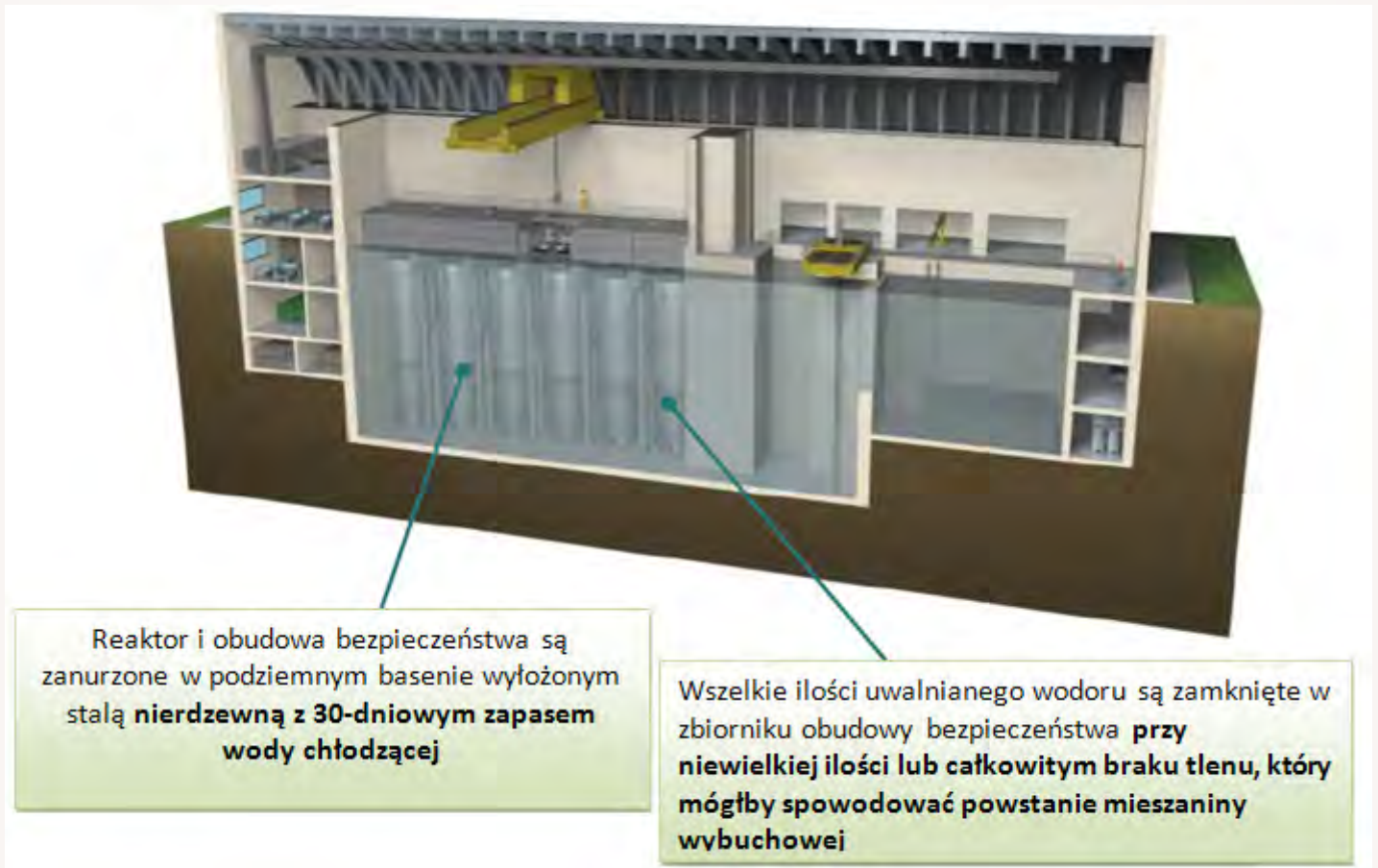
#### IV OCHRONA PRZED EKSTREMALNYMI WYDARZENIAMI

Od elektrowni jądrowych w Stanach Zjednoczonych wymaga się wszechstronnych procedur i systemów w celu ochrony zakładów energetycznych przed określonymi dla danej lokalizacji ekstremalnymi wydarzeniami w rodzaju trzęsień ziemi, powodzi, tornado, czy też upadku samolotu.

Główną konsekwencją takiego wydarzenia inicjującego może być całkowity zanik mocy prądu zmiennego, dlatego też rozbudowane, niezależne i zróżnicowane urządzenia zasilania rezerwowego stanowią fragment dogłębnego podejścia zapobiegawczego dla wszystkich amerykańskich zawodowych elektrowni jądrowych, tak jak zostało to opisane w dokumencie 10 CFR 50.63. [5] W niniejszym rozdziale naszkicowano pokrótce zabezpieczenia przed ekstremalnymi wydarzeniami stosowane w elektrowni NuScale.

#### IV.A. BUDYNEK Z GŁĘBOKO POSADOWIONYMI I WZMOCNIONYMI BASENAMI

Na Rysunku 7 pokazano przekrój budynku reaktorowego z 12 modułami NuScale. Główną cechą tej konstrukcji jest to, że zbiorniki obudowy bezpieczeństwa są zanurzone w głęboko posadowionych betonowych



Rysunek 7. Reaktor i obudowa bezpieczeństwa są zanurzone w podziemnym betonowym basenie wyłożonym stalą nierdzewną, mającym 30-dniowy zapas wody chłodzącej

basenach, wyłożonych wewnątrz stalą nierdzewną, zawierających 30-dniowy zapas wody chłodzącej. W rezultacie cała woda potrzebna do chłodzenia reaktorów znajduje się już na miejscu, zanim nastąpiłoby jakiegokolwiek wydarzenie. Umieszczenie tej struktury pod ziemią zapewnia znaczną ochronę przed takimi ekstremalnymi wydarzeniami jak trzęsienia ziemi, powódzie, tornada i upadek samolotu. Generalnie rzecz biorąc podziemne struktury wykazują najwyższą odporność na trzęsienia ziemi, ponieważ nie mają swobody ruchu będąc podparte przez otaczające środowisko (glebę lub skałę). Ich ruchy są ograniczone tylko do takich, jakie zachodzą w środowisku i prawdopodobieństwo że ich struktura doświadczy większych drgań jest mniejsze. [6]

Wszystkie elektrownie jądrowe dysponują skutecznymi barierami przeciwko uwalnianiu produktów rozszczepienia w razie poważnego wypadku. Dotyczy to koszulek paliwowych, stalowego zbiornika reaktorowego oraz obudowy bezpieczeństwa wykonanej ze strunobetonu z wykładziną stalową wewnątrz. Schemat na Rysunku 8 pokazuje, że rozwiązanie NuScale posiada te trzy bariery oraz dla produktów rozszczepienia dodaje jeszcze cztery dodatkowe bariery. Ponieważ obudowa bezpieczeństwa pozostaje pod wodą, to woda ta może wymywać produkty rozszczepienia wtedy, gdy są one uwalniane z obudowy. Podobnie pokryty stalą podziemny basen betonowy zapobiega przedostawaniu się produktów rozszczepienia do gleby. Każdy z modułów jest pokryty dużą betonową osłoną biologiczną, która może wychwytywać gazy pochodzące z rozszczepienia. Wreszcie budynek reaktorowy posiada niezależny i rozbudowany system podawania i filtrowania powietrza, który również może być wykorzystany do wychwytywania produktów rozszczepienia.

#### IV.B. DŁUGOOKRESOWE CHŁODZENIE BEZ DOPROWADZANIA ENERGII, LUB WODY CHŁODZĄCEJ Z ZEWNĄTRZ

Przepisy Federalne (10 CFR 50.46(b)(5)) wymagają, ażeby "po wszelkiej obliczonej pomyślnej począt-

kowej pracy systemu awaryjnego chłodzenia rdzenia ECCS, obliczona temperatura była utrzymywana na dopuszczalnym niskim poziomie a zanik ciepła powinien być odsunięty na dłuższy okres czasu, wymagany przez długożyciową radioaktywność pozostającą w tym rdzeniu." [6] Jak pokazano na Rysunku 9 konstrukcja NuScale mogłaby zapewnić długoczasowe chłodzenie (LTC - Long Term Cooling) w przypadku całkowitego braku prądu w zakładzie bez

dodatkowego chłodzenia, lub dolewania wody do basenu reaktorowego. Rysunek ten pokazuje trzy różne fazy długoczasowego chłodzenia (LTC), zdefiniowane pod względem mechanizmów przenoszenia ciepła na zewnętrzną powierzchnię zbiornika obudowy bezpieczeństwa. Rysunek ten pokazuje również ilość ciepła powyłaczeniowego które trzeba usunąć podczas każdej fazy. Należy zauważyć, że z powodu stosunkowo niskiej początkowej mocy w każdym module, po 1 sekundzie od wyłączenia reaktora, ciepło powyłaczeniowe rdzenia wynosi zaledwie 10 MWt na modul; jest to mniej aniżeli wynosi robocza moc niektórych uniwersyteckich reaktorów badawczych. [7] Pierwsza faza LTC jest fazą chłodzenia wodnego. Podczas tej fazy obudowa bezpieczeństwa jest całkowicie zanurzona w wodzie i funkcjonowałyby co najmniej jeden z układów pasywnego chłodzenia rdzewnia i obudowy bezpieczeństwa (ECCS/CHRS). Poziomy ciecizy i ciśnienia wewnątrz zbiorników obudowy bezpieczeństwa i reaktora równoważyłyby ciepło powyłaczeniowe rdzenia, będąc osadzone w basenie budynku reaktora, za pośrednictwem naturalnego konwekcyjnego przeka-

### Konwencjonalne konstrukcje

1. Pastylki paliwowe i koszulki

2. Zbiornik reaktora

3. Obudowa bezpieczeństwa

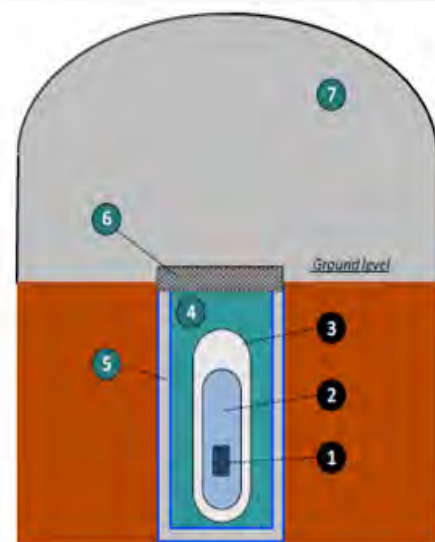
### Dodatkowe bariery NuScale

4. Woda w basenie reaktorowym (4 miliony galonów, ~15 mln litrów)

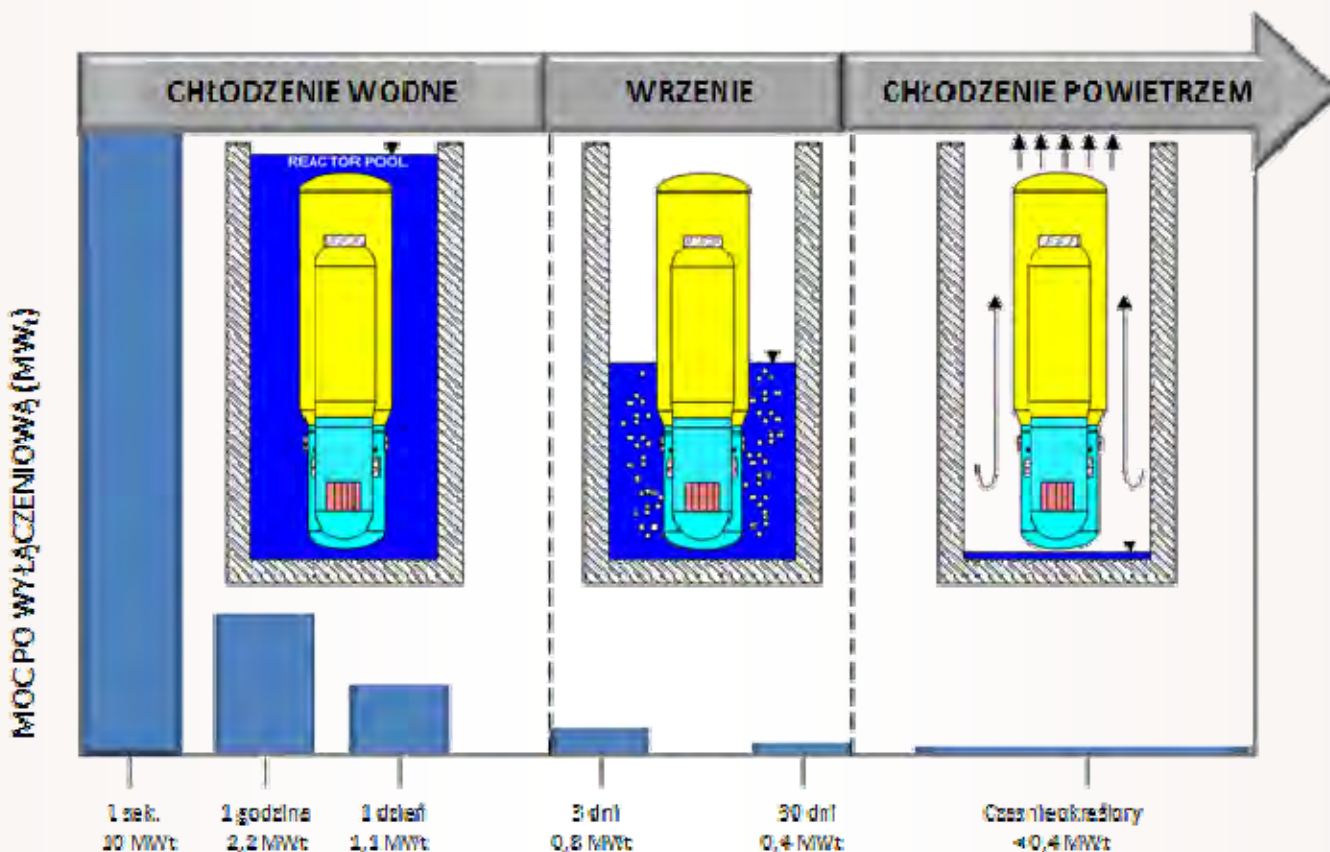
5. Betonowy basen reaktorowy z wykładziną ze stali nierdzewnej wewnątrz

6. Pokrywa osłony biologicznej nad każdym reaktorem

7. Budynek reaktorowy



Rysunek 8. Dodatkowe bariery dla uwalnianych produktów rozszczepienia



Rysunek 9. Długoczasowe pasywne chłodzenie zapewnia odbiór ciepła powyłaczeniowego przez nieograniczony okres czasu

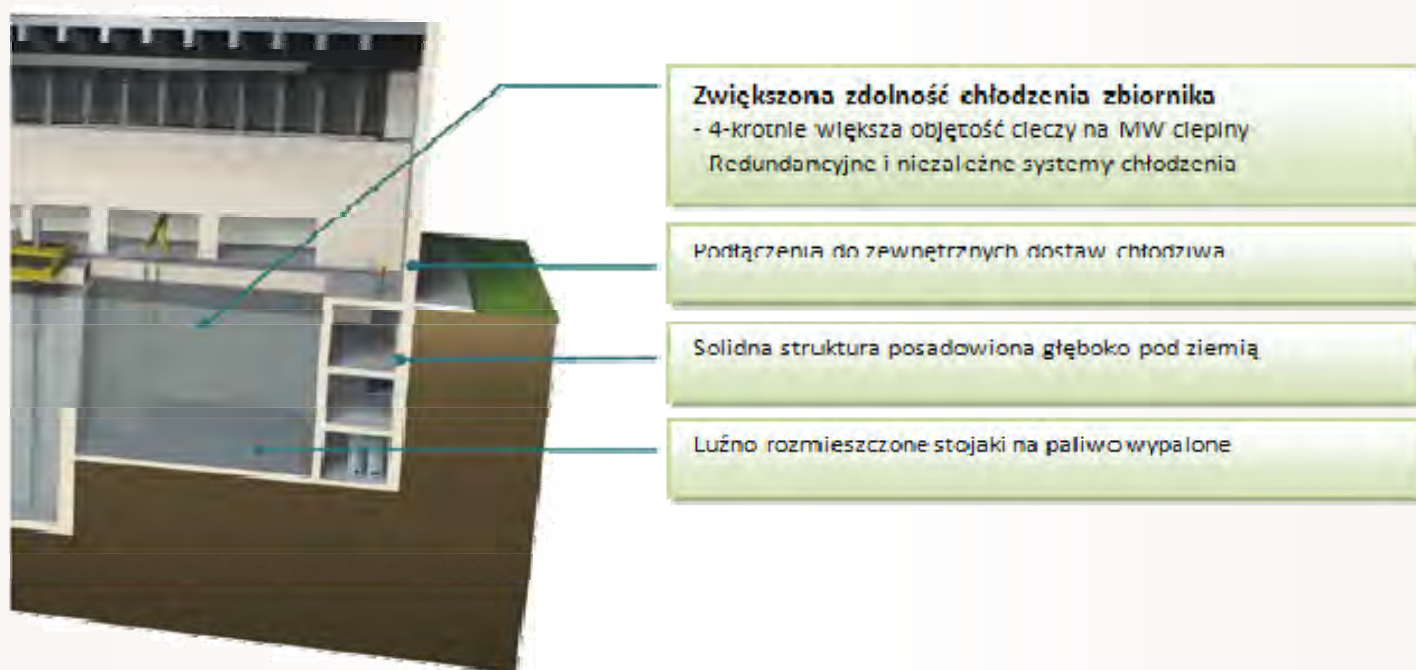
zywiania ciepła z zewnętrznej powierzchni obudowy bezpieczeństwa. Jeżeli system chłodzenia basenu jest niedostępny i do basenu nie dodaje się wody, to poziom cieczy w tym basenie z czasem będzie opadał w wyniku parowania, a później nastąpi wrzenie cieczy nasyconej. Konserwatywnie szacuje się, że poziom cieczy w basenie osiągnie szczyt obudowy bezpieczeństwa w ciągu około 3 dni. Wynika z tego, że w przypadku jednego modułu do końca fazy 1 trzeba z rdzenia usunąć niecały 1 MWt mocy cieplnej.

Faza druga LTC jest określona jako okres w ciągu którego poziom cieczy w tym basenie znajduje się poniżej szczytu obudowy bezpieczeństwa, a powyżej jej dolnej części. Konserwatywnie szacuje się, że faza druga trwa w przybliżeniu od 3 do 30 dni. Podczas tego okresu wrzenie nasycone dominuje nad przenoszeniem ciepła z obudowy bezpieczeństwa do basenu. W sposób konserwatywny szacuje się, że jeżeli do basenu nie dolewa się wody, to poziom cieczy osiągnie dół obudowy bezpieczeństwa w ciągu około 30 dni. Obliczenia te bardzo konserwatywnie pomijają transfer ciepła z odsłoniętej części powierzchni obudowy bezpieczeństwa, transfer ciepła do wykładziny basenu reaktorowego oraz transfer drogą przewodnictwa cieplnego wprost do ziemi. Pod koniec drugiej fazy LTC, moc w rdzeniu jest szacowana na 0,4 MWt na moduł.

W ciągu następnych 30 dni trzeciej fazy LTC naturalna konwekcja do atmosfery oraz wypromieniowanie ciepła z zewnętrznej powierzchni obudowy bezpieczeństwa są wystarczające do usuwania bardzo niskich już ilości ciepła powyłączeniowego, jakie może być jeszcze wytwarzane (np. <400 kWt na moduł).

#### IV.C. KONSTRUKCJA ZBIORNIKA PALIWA WYPALONEGO

NuScale realizuje konstrukcję zbiornika paliwa wypalonego (SFP - Spent Fuel Pool), która obejmuje liczne cechy bezpieczeństwa, co zostało pokazane na Rysunku 11. Po pierwsze, zbiornik paliwa wypalonego (SFP) jest strukturą podziemną, która mieści się w odpornym na wpływy sejsmiczne budynku reaktorowym. Ściany SFP znajdują się pod ziemią; dlatego też są one osłonięte przed uderzeniem fali tsunami lub zniszczeniami powodowanymi ruchomym rumowiskiem. Wykonana ze stali nierdzewnej wykładzina basenu jest niezależna od struktury betonowej, zapewniając możliwość wykrywania przecieków i zachowania szczelności basenu przy wydarzeniach, które mogłyby spowodować pęknięcia betonu. Posadowienie SFP poniżej poziomu ziemi w granicach przygotowanego inżynieryjnie medium ogranicza możliwości przecieków. Po drugie, zbiornik paliwa wypalonego (SFP) ma zwiększoną zdolność chłodzenia. Oznacza to, że ma czterokrotnie większą objętość wody na MWt ciepła powyłączeniowego, aniżeli konwencjonalny lekko-wodny reaktor (LWR). Wykorzystano w nim także luźniej rozmieszczone stojaki dla paliwa wypalonego, aby tym samym zwiększyć chłodzenie powietrzem w razie utraty wody w basenie. Ponadto wykorzystuje się redundancyjne, skrosowane



Rysunek 11. Cechy bezpieczeństwa zbiornika paliwa wypalonego

wymienniki ciepła reaktora i basenu przeładunkowego, aby zapewnić pełne wspomaganie chłodzenia samego SFP. Na koniec, zbiornik paliwa wypalonego ma dodatkowe, pomocnicze podłączenia do zewnętrznego źródła zasilania w wodę, które są łatwo dostępne dla personelu zakładu i znajdują się daleko od stref potencjalnie wysokiego poziomu promieniowania.

#### IV.D. PORÓWNANIE CECH KONSTRUKCYJNYCH NUSCALE Z ZAGADNIENIAMI DOTYCZĄCYMI CHŁODZENIA W FUKUSHIMIE

Poniższa tabela przedstawia w bardzo zwięzły sposób porównanie kluczowych cech konstrukcyjnych NuScale z problemami chłodzenia, jakie miały miejsce w Fukushima. Z tej tabeli wynika, że sam fakt iż dla zapewnienia chłodzenia paliwa jądrowego, lub obudowy bezpieczeństwa, nie są potrzebne żadne dostawy energii, czy też wody zasilającej z zewnątrz, znacznie upraszcza reagowanie elektrowni NuScale na ekstremalne wydarzenia, mogące prowadzić do sytuacji całkowitej awarii zasilania. Podobnie konstrukcja zbiornika paliwa wypalonego zapewnia przedłużone chłodzenie oraz sposobność do łatwego doprowadzania wody z innych źródeł w zakładzie - gdyby okazało się to konieczne.

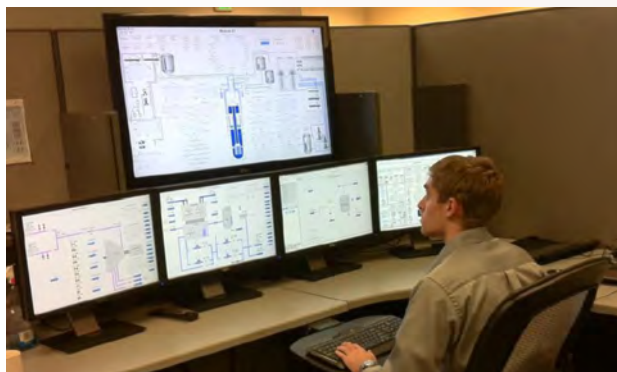
#### V. NAJNOWOCZEŚNIEJSZE ANALIZY I PROGRAMY TESTUJĄCE

NuScale i GSE, jako jej podwykonawca, opracowały najnowocześniejszy symulator dla pojedynczego modułu

Zagadnienia chłodzenia w Fukushima	Elektrownia NuScale
<b>Reaktor i obudowa bezpieczeństwa</b>	
<i>Wymagane są awaryjne generatory Diesla</i>	<i>Zbędne</i>
<i>Wymagane doprowadzenie wody z zewnątrz</i>	<i>Obudowa bezpieczeństwa zanurzona w zapasie wody na 30 dni</i>
<i>Wymagane pompy doprowadzanego chłodziwa</i>	<i>Zbędne</i>
<i>Dla długookresowego chłodzenia wymagany jest wymuszony przepływ wody</i>	<i>Długookresowe (ponad 30 dni) chłodzenie dzięki naturalnej konwekcji do atmosfery</i>
<b>Zbiornik paliwa wypalonego</b>	
<i>Ciasny stojak na paliwo wypalone</i>	<i>Luźny stojak na paliwo wypalone</i>
<i>Chłodzenie wodne</i>	<i>Możliwość chłodzenia wodą lub wymuszonym obiegiem powietrza</i>
<i>Zbiornik paliwa wypalonego na podwyższeniu</i>	<i>Zbiornik paliwa wypalonego jest głęboko posadowiony</i>
<i>Standardowy zapas chłodziwa</i>	<i>Duży zapas chłodziwa</i>

energetycznego NuScale. Przedsięwzięcie to obejmuje obecnie szczegółowe modelowanie termiczne, hydrauliczne i neutronowe w celu przewidywania w czasie rzeczywistym zachowania pojedynczego modułu ze wszystkimi systemami bezpieczeństwa oraz z bilansem produkcji energii w elektrowni. Rysunek 12 pokazuje konfigurację, jaka jest wykorzystywana do wspomaganego symulatorem projektowania takich charakterystyk elektrowni. Trwa właśnie budowa symulatora pomieszczenia głównej nastawni (dla 12 modułów) mającego pomagać czynnikowemu ludzkiemu NuScale w studium projektowym.

W NuScale opracowano również wszechstronny program testujący, aby sprawdzić wydajność swoich kodów komputerowych, dla zapewnienia adekwatności pasywnych systemów bezpieczeństwa, oraz w celu ograniczenia ryzyka handlowego dla wszelkich w swoim rodzaju pierwszych podzespółów. Jednym z tych programów jest program testujący





scalony system na Uniwersytecie Stanu Oregon (OSU - Oregon State University), który pokazano na rysunku 13. Instalacja laboratoryjna modeluje zintegrowany zbiornik reaktora, obudowę bezpieczeństwa, basen budynku reaktorowego, system awaryjnego chłodzenia rdzenia ECCS oraz układy logiczne uruchamiające system bezpieczeństwa. Zbiornik reaktorowy obejmuje wewnętrzną spiralną wężownicę wytwornicy pary, nagrzewany elektrycznie symulator wiązki paliwowej, elementy wewnętrzne oraz stabilizator ciśnienia. Ta instalacja testująca jest wykorzystywana do uzyskiwania danych testowych w celu wzorcowania komputerowych kodów NuScale do analiz bezpieczeństwa, jako pomoc przy staraniach o uzyskanie certyfikacji tego projektu.

Testy przeprowadzone w 2003 roku wykazały funkcje działania ECCS i CHRS.[9]

#### Rys 13 Zintegrowany System Testowania firmy NuScale w OSU

Na rysunku 14 pokazano wykresy czasowe ciśnienia w zbiorniku reaktorowym i w obudowie bezpieczeństwa, pomierzone dla testowego scenariusza zainicjowanego przez nieuważne otwarcie zaworu upustowego reaktora (RVV). Ciśnienie w reaktorze - jak można zauważyć - gwałtownie spadło, a ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa wzrastało, dopóki nie została osiągnięta równowaga. Transfer ciepła do basenu utrzymywał się, aby odbierać ciepło powstające w reaktorze, powodując, że z czasem ciśnienia i temperatury w tym systemie spadały. Jak widać na rysunku 15 opadający poziom cieczy w reaktorze pozostawał znacznie powyżej górnej części rdzenia przez cały czas trwania stanu przejściowego. Obecnie na Uniwersytecie Stanu Oregon (OSU) przeprowadzane są w szerokim zakresie testy, aby ocenić zdolności chłodzenia systemów ECCS/CHRS w dłuższych

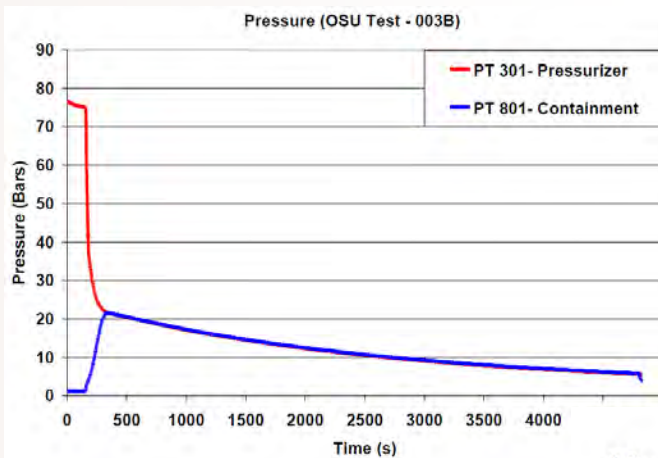
okresach czasu.

#### Rysunek 14. Wykres czasowy ciśnienia pomierzonego w reaktorze i zbiorniku obudowy bezpieczeństwa po nieuważnym otwarciu zaworu upustowego reaktora (RVV)

Ciśnienie (OSU, Test 003B)

czerwona linia - PT 301 - Stabilizator ciśnienia

niebieska linia - PT 801 - Obudowa bezpieczeństwa

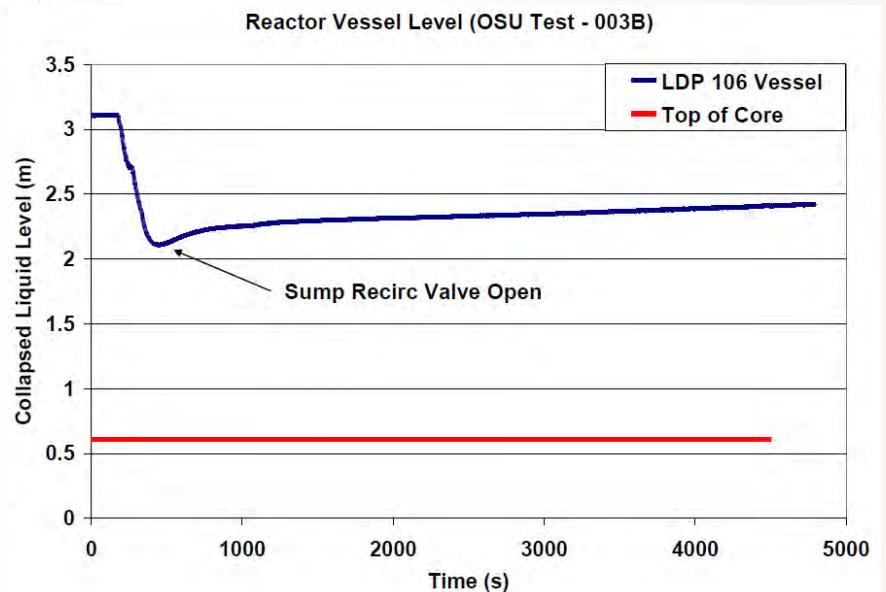


#### nego w zbiorniku reaktora po nieuważnym otwarciu zaworu upustowego reaktora (RVV)

niebieska linia - LDP 106 Zbiornik  
czerwona linia - Góra rdzenia

## VI. WNIOSKI

Generalnie uznaje się, że wydarzenia prowadzące do długotrwałej utraty mocy w elektrowni Fukushima Daiichi wykroczyły poza założenia projektowe tej elektrowni. Nadzwyczajne wysiłki operatorów elektrowni oraz zespołów szybkie-



#### Rysunek 15. Wykres czasowy opadania poziomu cieczy, pomierzonego

go reagowania, aby zapewnić przez pewien czas energię, wyszukać i odpowiednio skierować dostawy wody oraz powiększyć bariery dla produktów rozpadu, odzwierciedlają ich wyszkolenie i poświęcenie.

Konstrukcja NuScale stanowi nowoczesne podejście do długookresowego chłodzenia, które obejmuje bierne systemy bezpieczeństwa oraz głęboko posadowiony budynek reaktora, co jest ukierunkowane na zapewnienie bardzo wysokiego poziomu bezpieczeństwa i ochrony. Pasywne systemy bezpieczeństwa są niezależne od energii pochodzącej od wewnątrz, czy też dostarczanej z zewnątrz, ani też od pomp, albo awaryjnych generatorów Diesla aby móc wypełniać swoje funkcje w zakresie zapewnienia bezpieczeństwa. Systemy Nuscale ECCS i CHRS mogą zapewnić usuwanie ciepła powyłączeniowego rdzenia przez nieograniczony okres czasu bez doprowadzania wody, czy też uruchamiania systemów wymuszonego chłodzenia. Oczekuje się, że pasywne systemy bezpieczeństwa będą odgrywały ważną rolę w rozwoju następnej generacji elektrowni jądrowych.

## VII. LITERATURA

1. Generic Letter (GL) 2004-02, "Potential Impact of Debris Blockage on Emergency Recirculation during Design Basis Accidents at Pressurized-Water Reactors," U.S. Nuclear Regulatory Commission, September 13, 2004
2. L.E. Herranz, M.H. Anderson, M.L. Corradini, "A diffusion layer model for steam condensation within the AP600 containment," Nuclear Engineering and Design, 183 (1998) 133-150.
3. Anderson, M.H., L.E. Herranz, M.L. Corradini, "Experimental analysis of heat transfer within the AP600 containment under postulated accident conditions," Nuclear Engineering and Design 185 (1998) 153-172.
4. Safety related terms for advanced nuclear plants, International Atomic Energy Agency, IAEA-TECDOC 626, September 1991.
5. Title 10 of Code of Federal Regulations Part 50.63 "Loss of all alternating current power," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
6. Wang, Jaw-Nan, "Seismic Design of Tunnels: A Simple State-of-the-Art Design Approach," Parsons Brinckerhoff Inc., One Penn Plaza, New York, New York, pp. 16., 1993.
7. Title 10 of Code of Federal Regulations Part 50.46(b)(5) Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
8. Decay Heat in Light Water Reactors, American National Standard, ANSI/ANS-5.1-1994, American Nuclear Society, La-Grange Park, IL, 1994.
9. S. M. Modro, et. al., Multi-Application Small Light Water Reactor Final Report, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory Bechtel BWXT Idaho, LLC, INEEL/EXT-04-01626, December 2003.

*Tłumaczenie / Translation Jerzy Chmielewski*

Andrzej Strupczewski

## Korzyści dla bezpieczeństwa energetycznego Polski oraz

### 1. Korzyści dla bezpieczeństwa energetycznego Polski.

#### Na ile wystarczy nam węgla?

Według danych Państwowego Instytutu Geologicznego, zasoby bilansowe węgla w Polsce są duże, ale już w 2008 roku Polska stała się importerem netto węgla kamiennego, a w perspektywie 30 lat grozi nam jego brak. W 2009 zasoby bilansowe węgla kamiennego (WK) wynosiły 17 429 mln ton, a zasoby przemysłowe 4356 mln ton. Niestety nie całe zasoby przemysłowe można wykorzystać. Zasoby operatywne to zasoby przemysłowe minus przewidywane straty. Wg danych z końca 2006 roku zasoby operatywne stanowiły 60% zasobów przemysłowych. I ten wskaźnik można przyjąć jako aktualny i dziś. Ponadto, co najmniej 20-30% zasobów operacyjnych pozostanie niewykorzystane ze względu na ich występowanie w filarach ochronnych miast lub w warstwach o grubości poniżej 1,5 m, w uskokach naturalnych i w okolicy zagrożeń. Ostatecznie zasoby WK, które możemy wydobyć, wynoszą w przybliżeniu  $4356 \times 0,6 \times 0,8 = 2090$  mln ton.

Wydobycie WK w 2009 r. spadło do 72 mln ton /rok. Przy takim wydobywaniu węgla kamiennego wystarczy nam na około 30 lat. Potem trzeba będzie wydobywać węgiel kamienny z pokładów znajdujących się na większej głębokości, co podniesie zdecydowanie jego koszt i zwiększy uciążliwość i zagrożenia dla górników. Już obecnie Polska jest importerem netto węgla kamiennego. Import węgla kamiennego w 2009 r. wyniósł 10,8 mln ton. Na eksport przeznaczono 8,4 mln ton. W 2010 roku Polska nadal była importerem węgla, a nakłady inwestycyjne spadły o 20%. Utrzymanie dotychczasowej podaży energetycznego WK nie będzie możliwe – nawet po zrealizowaniu kosztownych inwestycji szacowanych na ok. 28 mld zł, należy liczyć się ze spadkiem wydobywania WK do poziomu 65 mln t lub niżej. Ponadto węgiel pozyskiwany z nowych pokładów będzie na pewno znacznie droższy od wydobywanego obecnie i może okazać się jeszcze bardziej niekonkurencyjny w stosunku do węgla importowanego lub innych nośników energii.

Geologiczne zasoby bilansowe węgla brunatnego (WB) w Polsce w 2009 r. wynosiły 14 858,96 mln ton. Zasoby przemysłowe WB wyniosły **1 374.01 mln ton**, a wydobycie brutto w 2009 r. wyniosło 57

061 tys. ton. Oznacza to, że istniejących zasobów przemysłowych wystarczy na około 24 lata.

Jeśli nie zostaną wykorzystane złoża perspektywiczne, to moc bloków energetycznych opartych na węglu brunatnym zmaleje w roku 2030 do 7000 MW i do roku 2050 spadnie do zera. Wydobycie węgla brunatnego można utrzymać a nawet w pewnym stopniu zwiększyć, ale wymaga to otworzenia nowych złóż, przede wszystkim złoża „Gubin”, a w dalszej kolejności złoża „Legnica”. Realność wykorzystania tych złóż jest jednak bardzo dyskusyjna ze względu na wysokie koszty budowy kopalń odkrywkowych i koszty ograniczeń emisji zanieczyszczeń (elektrownia musiałaby być wyposażona m.in. w układ usuwania CO<sub>2</sub>) - czego efektem byłaby wysoka cena energii elektrycznej, oraz problemy społeczne i ochrony środowiska. Budowa kopalni odkrywkowej wiąże się bowiem z dewastacją rozległego terenu oraz koniecznością przesiedlenia tysięcy ludzi. Przy uwzględnieniu odpowiednich dużych nakładów na budowę kopalni i założeniu, że zagospodarujemy te złoża mimo problemów ekologicznych i społecznych, wydobycie węgla brunatnego mogłoby zostać utrzymane – ale wobec przewidywanego wzrostu zapotrzebowania na energię i zmniejszenia podaży węgla kamiennego i tak pozostanie luka w zaopatrzeniu polskiego systemu energetycznego w nośniki energii pierwotnej.

#### *1.2 Energetyka jądrowa zapewnia dywersyfikację źródeł energii elektrycznej.*

Obecnie polska energetyka opiera się niemal wyłącznie na spalaniu węgla. Jest to sytuacja niedobra ze względu na dobro przyszłych pokoleń, a także narażająca Polskę na płacenie wielkich sum opłat za pozwolenia na emisję CO<sub>2</sub>.

Węgiel, podobnie jak ropa naftowa i gaz ziemny, to cenny surowiec dla chemii. Spalanie go to grzech wobec naszych wnuków – skąd będą brać podstawowy materiał dla wszystkich procesów chemii organicznej? Węgiel jest częścią dziedzictwa, które otrzymaliśmy w spadku od poprzednich pokoleń i które powinniśmy pozostawić naszym prawnikom. Spalając węgiel, pozbawiamy ich możliwości wykorzystania węgla jako surowca chemicznego. Natomiast uran jest nieprzydatny do niczego poza rozszczepieniem i wytworzeniem w ten sposób energii. Wykorzystując go w reaktorach jądrowych robimy to samo, co zrobimy z nim nasze wnuki i prawnuki. Mamy więc moralne



## zagrożenia związane z energetyką jądrową w Polsce

prawo zużywać uran – zwłaszcza, że jego zasoby, przy efektywnym wykorzystaniu, wystarczą na o wiele dłużej niż paliwa kopalne – ale jest dylematem, czy mamy moralne prawo spalić cały nasz węgiel.

### 1.3 Możliwość tworzenia zapasów paliwa.

Dla elektrowni jądrowej o mocy 1000 MWe wytwarzającej rocznie 8 TWh energii elektrycznej potrzeba zaledwie 20 ton paliwa. Takie ilości można przywozić z dowolnego kraju i można je składować na wiele lat, co zabezpiecza przed zaburzeniami dostaw z powodu złej pogody, strajków i nacisków politycznych. Zgromadzenie w kraju rocznego zapasu paliwa jądrowego jest technicznie łatwe, można też zgromadzić jego zapas na 10 lat a nawet i dłużej.



**Rys. 1 Pastyłki paliwa uranowego – średnica 8 mm.** Natomiast zgromadzenie zapasu jakichkolwiek innych paliw na 10 lat ani nawet na 1 rok nie jest wykonalne, ponieważ np. węgla potrzeba 75 000 razy więcej niż uranu. To ogranicza naszą odporność na zagrożenia naturalne i naciski polityczne. W każdej elektrowni jądrowej jest zapas paliwa na ponad rok, a nawet jeśli nie będziemy gromadzili zapasów paliwa jądrowego na wiele lat – co jest technicznie możliwe, to i tak energetyka jądrowa zapewnia bezpieczeństwo energetyczne, bo uran wydobywany jest w wielu krajach, w tym głównie w krajach rozwiniętych gospodarczo i krajach o stabilnej sytuacji politycznej. Nie grozi nam uzależnienie od jego producentów w Australii, Namibii, Nigerze, USA, RPA czy w Kanadzie.

### 1.4 Krajowe możliwości pozyskania uranu.

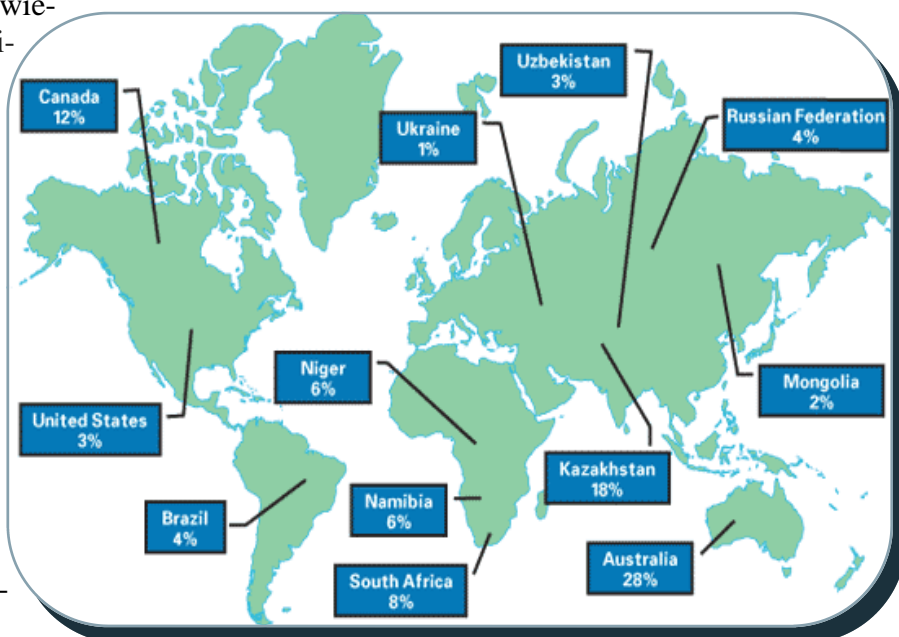
Co więcej, złoża uranu występują także i w Polsce. Zasoby zidentyfikowane i prognozowane w Polsce wg OECD ocenia się na ponad 105 tysięcy ton o zawartości uranu w rudzie od 230 do 1100 ppm. Doświadczenie światowe pokazuje, że można z zyskiem eksploatować rudę o zawartości uranu od 130 ppm w górę. Ponadto znaczące

ilości uranu wyrzucane są jako odpad przy wydobyciu rudy miedzi (ponieważ uran często występuje razem z miedzią, a czwarta pod względem wielkości wydobycia uranu na świecie jest australijska kopalnia Olympic Dam, będąca przede wszystkim kopalnią miedzi).

Obecnie ilość uranu zrzucana w Polsce na hałdy w postaci odpadów o niskiej zawartości uranu to ~ 1 700 t/rok. Stanowi to rocznie ekwiwalent paliwa dla 10 elektrowni jądrowych o łącznej mocy 10 000 MW. Paliwo uranowe na świecie jest tak tanie, że przez długi czas o wykorzystaniu polskich zasobów uranu nawet nie myślano. Obecnie powstają nowe możliwości - rozwój energetyki jądrowej w Polsce zaktywizuje również rozwój pozyskania uranu w naszym kraju.

Energia jądrowa jest tania, a ceny jej są stabilne, ponieważ główne wydatki ponosi się podczas budowy elektrowni. Później przez 60 lat wydatki są małe, bo cena uranu jest niska, a jego ilość potrzebna do wytwarzania energii jest bardzo mała. W przeciwieństwie do elektrowni spalających paliwa organiczne koszty wytwarzania energii elektrycznej w elektrowniach jądrowych są mało-wrażliwe na zmiany cen paliwa:

podwojenie ceny uranu skutkuje wzrostem kosztów wytwarzania energii o zaledwie 5%. Rozwój energii jądrowej nie oznacza likwidacji polskiego górnictwa węglowego, natomiast oznacza ograniczenie importu węgla i zatrzymanie miejsc pracy w kraju.

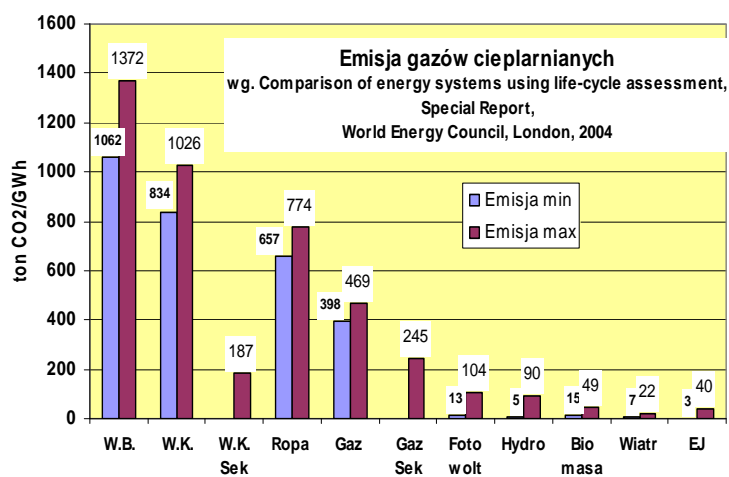


**Rys. 2. Zasoby uranu na ziemi.**

### 1.5 Energetyka jądrowa należy do źródeł energii o najniższej emisji CO<sub>2</sub>.

Zgodnie z zasadą przezorności Unia Europejska dąży do ograniczania emisji CO<sub>2</sub>. Energia jądrowa nie powoduje żadnych emisji CO<sub>2</sub> w czasie pracy elektrowni jądrowych, a tylko niewielkie emisje na innych etapach cyklu paliwowego.

Uchwała Parlamentu Europejskiego z 24 października 2009 r. podkreśla, że energia jądrowa jest największym bez-emisyjnym źródłem energii elektrycznej i stwierdza, że energia jądrowa jest niezbędna dla realizacji celów stawianych przez Komisję Europejską w związku z akcją obrony klimatu. Porównanie opracowane przez Światową Radę Energetyczną potwierdza rolę energii jądrowej w walce o obniżenie emisji CO<sub>2</sub>. Wobec wprowadzania opłat za emisję CO<sub>2</sub>, ce-



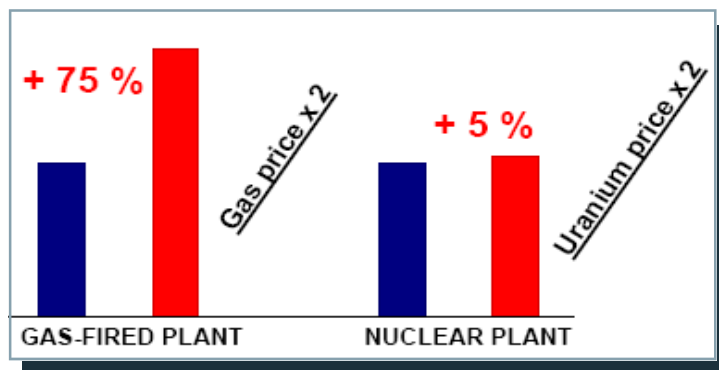
Rys. 3. Energia jądrowa – niska emisja CO<sub>2</sub>.

ny energii elektrycznej z elektrowni spalających paliwa organiczne będą rosły. Energia z odnawialnych źródeł energii OZE jest obecnie ponad dwukrotnie droższa od energii z elektrowni systemowych, a ponadto nie zapewnia pokrywania potrzeb odbiorców ze względu na przerywany charakter pracy i trudną do prognozowania wielkość produkcji OZE. Energia jądrowa jest więc szansą na ograniczenie wzrostu cen energii elektrycznej i ich utrzymanie na poziomie akceptowalnym dla społeczeństwa i gospodarki. Z analiz wykonanych zarówno w Polsce jak i przez liczne zagraniczne renomowane instytucje i ośrodki naukowo-badawcze wynika bowiem, że przy koszcie pozwolenia na emisję CO<sub>2</sub> od 15 €/tCO<sub>2</sub>, elektrownie jądrowe są najtańszymi źródłami wytwórczymi energii elektrycznej.

### 1.6 Niskie koszty wytwarzania energii w elektrowni jądrowej – stabilne przez 60 lat.

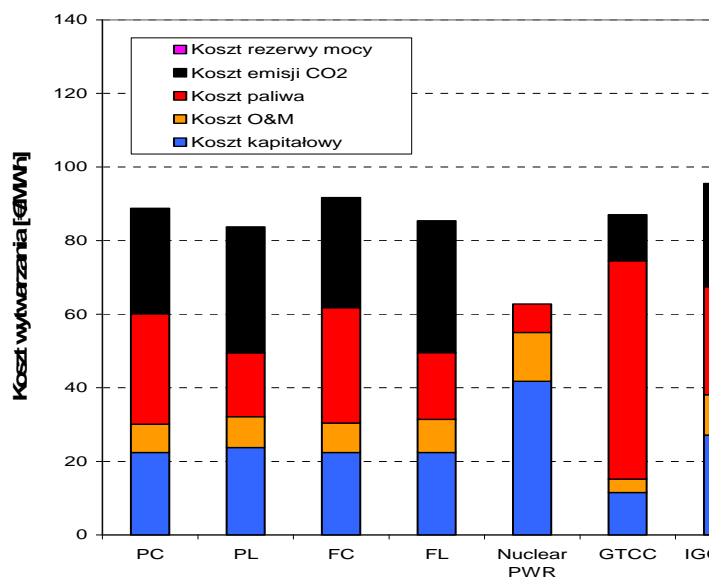
Główną część kosztów wytwarzania energii w elektrowni jądrowej stanowią koszty inwestycyjne, paliwo jest tanie i jego cena bardzo słabo wpływa na koszt energii.

Podwojenie kosztu paliwa powoduje wzrost kosztów w elektrowni węglowej o 45%, a w gazowej o 75%. Nakłady inwestycyjne na EJ są stosunkowo wysokie (kosztują zawansowane technologie, systemy bezpie-



Rys. 4 Podwojenie kosztu paliwa powoduje wzrost kosztu energii elektrycznej z EJ od 5% do 10%, a z gazowej o 75%.

czeństwa i wysoka jakość): wynoszą one ok. 3000 €/kW (węglowe: 1500 – 2000 €/kW, gazowe CCGT: 750 €/kW) Koszty wytwarzania energii w EJ są niskie i niezwykle stabilne. Płacąc za budowę elektrowni jądrowej dzisiaj wiemy, że robimy prezent dla naszych wnuków, bo cena energii będzie stabilna przez 60 lat. Potwierdziły to analizy Agencji Rynku Energii wykonane dla 2020, 2030, 2040 i 2050 roku. Z analiz ARE widać, że energia jądrowa jest najtańszym źródłem energii elektrycznej w 2020 r. a podobne wykresy wykazują, że będzie ona nadal najtańsza do 2050 roku.



Rys. 5 Analiza kosztów opracowana przez ARE w 2009 r

Ważnym elementem tych analiz są jednostkowe nakłady inwestycyjne. Oczekiwana ich wielkość dla Polski to około 3-3,3 mln euro/MWe. Taką ocenę potwierdzają dane o kontraktach zawartych na budowę elektrowni jądrowych:

Zjednoczone Emiraty Arabskie kupiły 4 reaktory o mocy 1400 MWe każdy od Korei Południowej za 20 miliardów dolarów USA, a więc w przeliczeniu na euro po 2,7 mln euro/MWe.

Turcja kupiła od Rosji elektrownię jądrową z 4 reaktorami WWER o mocy 1200 MWe każdy, po 3,1 mln euro/MWe.

Indie kupiły od Francji 2 reaktory EPR po 2,2 mln euro/MWe

Dyrektor firmy Westinghouse zaoferował dla EJ Temelin –bloki AP1000 po 3 mln euro /Mwe.

Rosja zbuduje EJ na Białorusi za cenę 3,1 mln euro/MWe

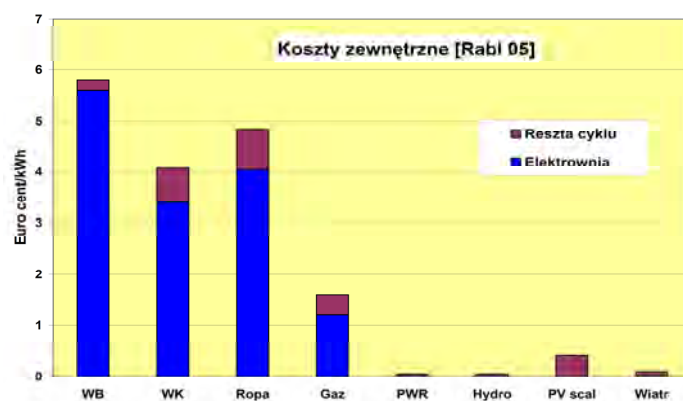
Awaria w Fukushima nie spowoduje znaczącego wzrostu kosztów reaktorów III generacji, bo ich rozwiązania mają już potrzebne cechy bezpieczeństwa. Sprawa ta jest omówiona poniżej..

### 1.7 Energetyka jądrowa zapewnia przy normalnej pracy czyste powietrze, czystą wodę i glebę.

Dla Polski i dla Europy ważnym problemem jest także zanieczyszczanie powietrza przez dwutlenek siarki, tlenki azotu i pyły emitowane przy spalaniu węgla. Elektrownie jądrowe produkują elektryczność bez emisji zanieczyszczeń powietrza. Potwierdzają to wyniki wielkiego międzynarodowego studium ExternE. W studium tym, prowadzonym przez ponad 10 lat, wzięły udział wszystkie kraje zachodniej Europy, a uczestniczyli w nim eksperci w dziedzinie zdrowia,

epidemiologii, statystyki – a nie energetyki jądrowej.

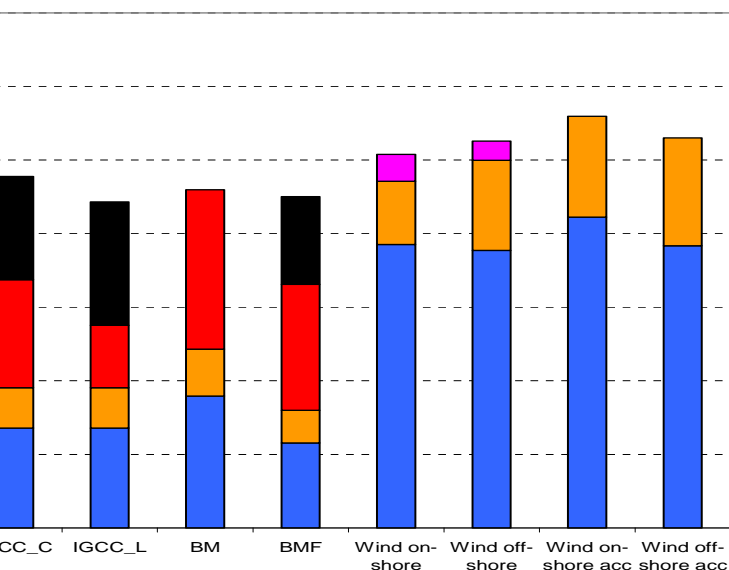
Wyniki analiz podano w postaci tzw. kosztów zewnętrznych, to jest tych kosztów, których nie ponosi producent energii, a które są powodowane przez utratę zdrowia i życia ludzi narażonych na wdychanie zanieczyszczonego powietrza i cierpiących z powodu wypadków w całym cyklu paliwowym, a także straty gospodarcze powodowane zanieczyszczeniami środowiska. Koszty te są najmniejsze dla energetyki jądrowej. Idzie przy tym o wielką stawkę, bo z powodu zanieczyszczeń powietrza mieszkańcy Europy zachodniej tracą średnio 8 miesięcy życia. W Polsce średnie zanieczyszczenie powietrza jest znacznie większe niż w Europie Zachodniej Wprowadzając energetykę jądrową, zapewniamy przyszłym pokoleniom nie tylko paliwo, ale i czyste powietrze – i dodatkowe miesiące

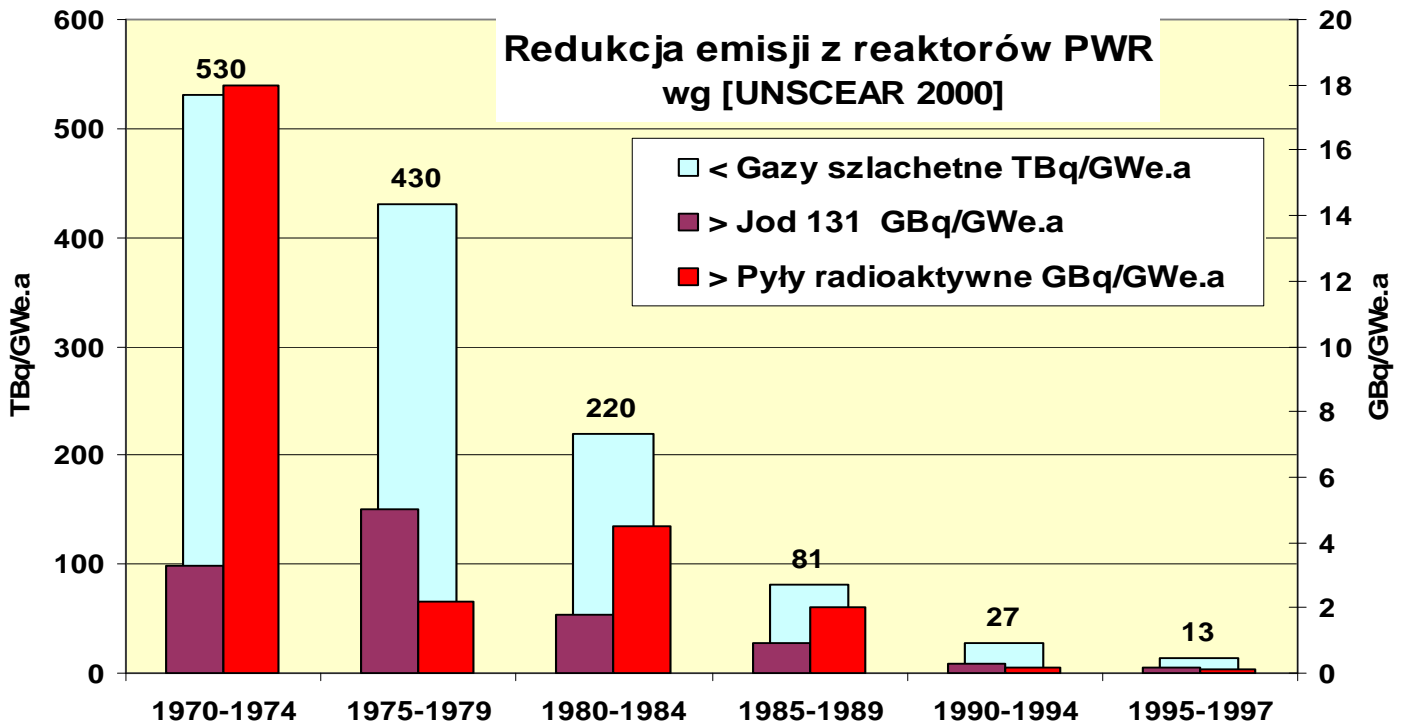


Rys.6. Energia jądrowa wśród najbardziej przyjaznych dla człowieka i środowiska źródeł energii.

zdrowego życia.

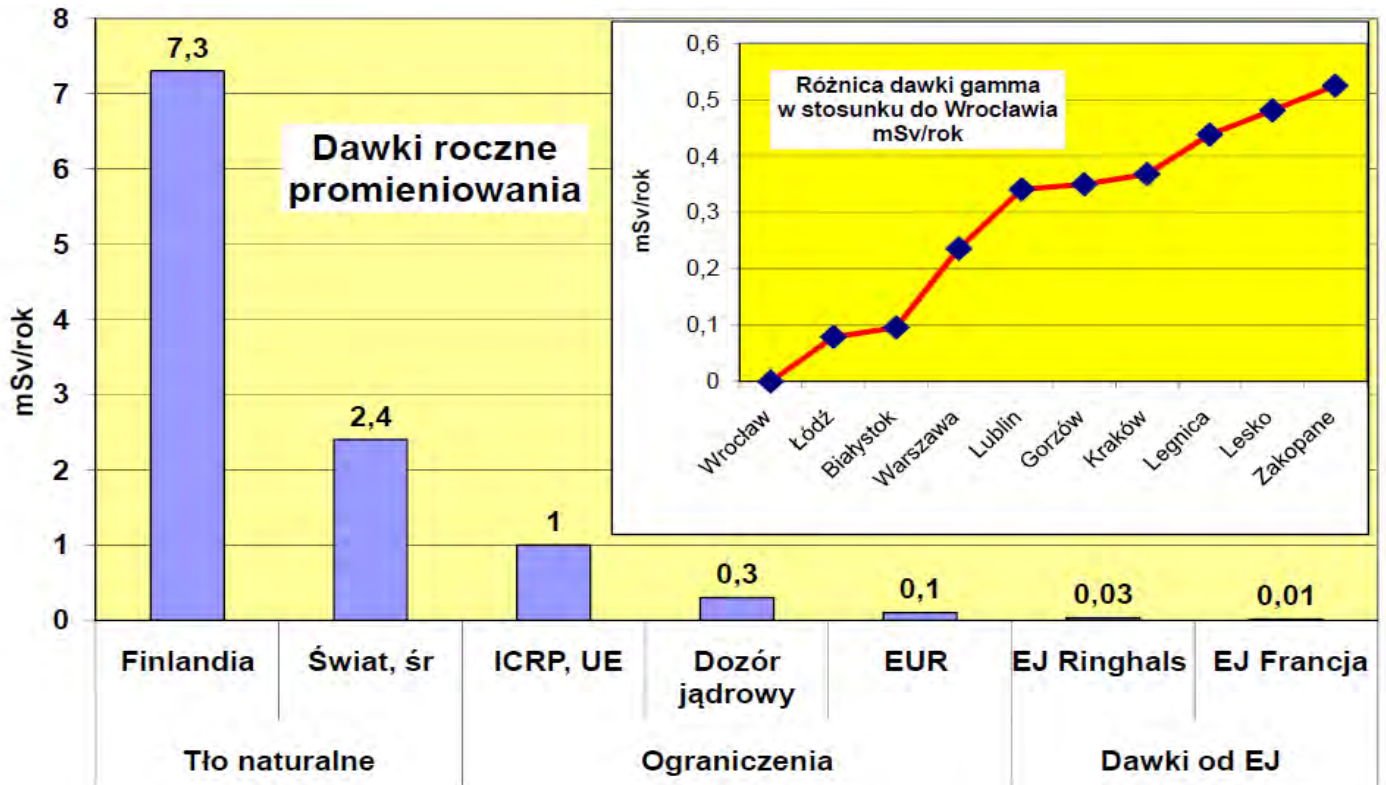
**Nie ma zagrożenia promieniowaniem przy normalnej eksploatacji elektrowni jądrowej.**





Rys. 7. Dzięki konsekwentnemu dążeniu energetyki jądrowej do redukcji dawek promieniowania powodowanych przez elektrownie jądrowe, emisje radioaktywne zmalały w ciągu 30 lat około 100 krotnie.

W czasie normalnej pracy dawki powodowane przez elektrownie jądrowe są mniejsze od różnic dawek między różnymi miastami w Polsce – nie mają żadnego wpływu na zdrowie człowieka



Rys. 8. Dawki od promieniowania naturalnego, zalecenia dozoru jądrowego i maksymalne dawki rzeczywiste wokół elektrowni jądrowych.

Jak widać na Rys. 6, dawka promieniowania otrzymywana w ciągu roku w Finlandii jest większa od dawki średniej w Polsce o ponad 4 mSv/rok. Mimo to Finowie są zdrowi i żyją o 5 lat dłużej niż Polacy. Różnica 4 mSv/rok jak widać wcale im nie szkodzi. Podobnie wysokie dawki występują w Masywie Centralnym we Francji, w Hiszpanii, w Alpach i w Grecji i również tam ludzie są zdrowi i żyją długo. Na tym tle trzeba rozpatrywać dawki powodowane przez energetykę jądrową. Zalecenia Międzynarodowej Komisji Ochrony Radiologicznej ICRP i urzędów dozoru jądrowego w różnych krajach stanowią, że dawka od elektrowni jądrowych nie powinna być większa od 0,3-1 mSv/rok. Przemysł jądrowy (European Utility Requirements for LWR Plants – EUR) dobrowolnie przyjął ograniczenie do 0,1 mSv/rok, a elektrownie jądrowe np. we Francji dają średnio 0,01 mSv/rok.

Jest to wielkość dużo mniejsza nie tylko od różnicy między Finlandią a Polską, ale nawet od różnic tła promieniowania naturalnego występujących w różnych miastach Polski. Na przykład Wrocławianin, który przeprowadzi się do Krakowa będzie otrzymywał rok po roku dawkę większą o 0,39 mSv/rok, dużo (ok. 40-krotnie) większą niż dostałby, gdyby wybudowano mu pod oknem elektrownię jądrową.

## 2. Ryzyko związane z budową i eksploatacją elektrowni jądrowych i obiektów towarzyszących.

### 2.1 Zagrożenie radiologiczne w razie awarii reaktora jądrowego.

W ciągu całej historii elektrowni jądrowych budowanych do celów cywilnych – poza Czarnobyliem, który był oparty na konstrukcji reaktora do celów militarnych – nikt nie stracił życia ani zdrowia wskutek promieniowania po awarii reaktora energetycznego. Nikt z personelu i nikt ze społeczeństwa.

A reaktory III generacji są jeszcze bezpieczniejsze – możemy się ich nie bać.

Czy zdarzają się jednak awarie w reaktorach? Tak, a o wszystkich incydentach, o małych i o dużych awariach zawiadamiane są urzędy dozoru jądrowego i Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, a także społeczeństwo i prasa. Do incydentów, o których trzeba donosić, zalicza się nawet takie zdarzenia, które nie powodują żadnego napromieniowania, ale potencjalnie mogą prowadzić do awarii. Wszystkie takie zdarzenia są analizowane, a wnioski przesyłane są do wszystkich elektrowni jądrowych i do urzędów dozoru jądrowego na całym świecie, tak by zapewnić, że do podobnych zdarzeń nie dojdzie w innych elektrowniach jądrowych.

I system ten jest skuteczny. Chociaż moc reaktorów energetycznych rośnie, liczba awarii i incydentów maleje. Zawdzięczamy to bardzo rozbudowanemu systemowi bezpieczeństwa elektrowni, w którym zakłada się, że każdy element może ulec uszkodzeniu, a każdy człowiek może popełnić błąd. Dlatego na miejsce dowolnego elementu musimy mieć elementy rezerwowe, które spełnią tę samą funkcję, a błędy człowieka trzeba przewidzieć i tak zbudować elektrownię, by nie spowodowały one zagrożenia dla ludności poza elektrownią.

Dwie awarie spowodowały jednak poważne konsekwencje poza elektrownią. Czarnobyl i Fukushima. Przyjrzyjmy się ich przyczynom.

### 2.2 Czemu awaria typu Czarnobyla nie może powtórzyć się w reaktorze PWR lub BWR?

Projekt elektrowni jądrowej obejmuje szereg cech i układów opartych na wykorzystaniu praw natury, takich jak siła ciężkości, które spełniają swe funkcje samorzutnie, bez doprowadzenia energii z zewnątrz (tzw. układy pasywne). Najważniejszą z nich jest stabilność wewnętrzna reaktorów chłodzonych i moderowanych wodą, dominujących obecnie w energetyce jądrowej na całym świecie. Stabilność tę zawdzięczamy temu, że powstające po rozszczepieniu neutrony poruszają się z ogromnymi prędkościami (neutrony prędkie), a do wydajnego rozszczepienia uranu potrzebne są neutrony poruszające się powoli, tzw. neutrony termiczne.

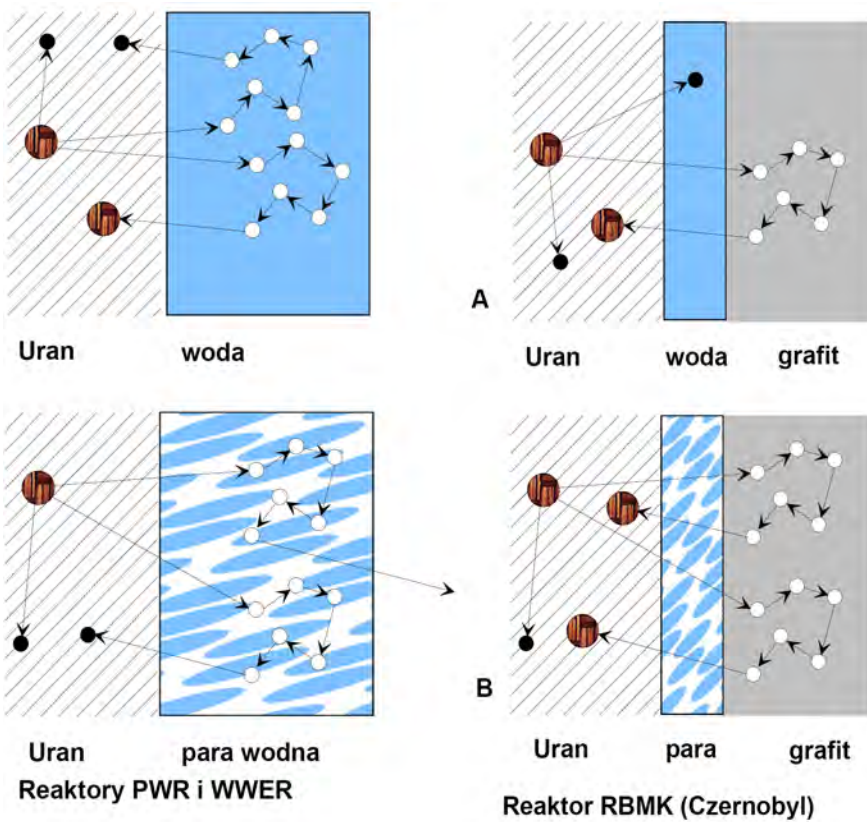
Do spowolnienia neutronów wykorzystujemy w tego typu reaktorach wodę. Zderzając się z jądrami wodoru neutrony prędkie tracą swą energię kinetyczną i po wielu zderzeniach stają się neutronami termicznymi. Im więcej jest wody, tym szybciej neutrony spowalniają się i stają się zdolne do wywołania rozszczepienia jąder uranu. Jednakże z drugiej strony pewna mała część neutronów przy zderzeniu z wodorem ulega pochłanianiu, więc wody w reaktorze nie może być za dużo.

Dlatego ilości wody i paliwa są starannie obliczane i dobierane tak, by przy normalnej temperaturze pracy zapewniały one najbardziej skuteczne spowalnianie neutronów i najwyższą wydajność reakcji rozszczepienia. Gdy wskutek podgrzania wody lub jej odparowania ilość wody w rdzeniu zmaleje, neutrony będą gorzej spo-

walniane i zamiast uderzać w jądra uranu, będą wydostawały się poza rdzeń ulegając pochłanianiu w otaczających go materiałach konstrukcyjnych. Spowoduje to zmniejszenie liczby rozszczepień w rdzeniu i samorzutne wygaszenie reakcji łańcuchowej rozszczepienia. Jest to bardzo ważna cecha zapewniająca stabilność pracy reaktorów PWR. Tej stabilności brakowało reaktorowi w Czarnobylu.

Projekt reaktora RBMK pracującego w Czarnobylu oparty był na projektach reaktorów wojskowych, produkujących pluton do celów militarnych i miał tę wyjątkową cechę, że w razie awarii układu chłodzenia jego moc rosła, zamiast maleć jak w reaktorach z wodą pod ciśnieniem (PWR) lub z wodą wrzącą (BWR), stanowiących obecnie podstawę rozwoju energetyki jądrowej na świecie.

Reaktory PWR i BWR są reaktorami przyjaznymi człowiekowi, „wybaczającymi błędy”, to znaczy same korygują możliwe błędne zachowania operatorów. W razie pogorszenia warunków chłodzenia paliwa następuje w nich samoczynne obniżenie mocy reaktora. Operator nie musi podejmować natychmiastowych działań, reaktor dokonuje regulacji mocy sam, a w razie dalszego rozwoju warunków awaryjnych wyłącza się. Natomiast w reaktorze RBMK moc w warunkach awaryjnych rośnie. Z tego powodu w chwili awarii w Czarnobylu moc reaktora była setki razy wyższa od mocy nominalnej i reaktor RBMK został zniszczony.



**Rys. 9. Zmiany gęstości rozszczepień po odparowaniu części wody.**  
**A - normalna praca,**  
**B - spadek przepływu wody, część wody odparowuje. W reaktorze PWR, WWER lub BWR moc maleje, w reaktorze RBMK moc rośnie.**

reaktor. Co więcej, reaktor RBMK nie miał pełnej obudowy bezpieczeństwa, co umożliwiło uwolnienia produktów radioaktywnych po awarii bezpośrednio do atmosfery. W sumie, reaktor w Czarnobylu miał szereg wad z punktu widzenia bezpieczeństwa, niezależnie od błędów popełnionych przez obsługę. Reaktory III Generacji są zupełnie inne i nawet popełnienie podobnych błędów przez ludzi skończyłoby się wyłączeniem reaktora, a nie katastrofą.

Dodatkowo sytuację w Czarnobylu pogorszył błąd konstrukcyjny w układzie prętów bezpieczeństwa reaktora. To, że taki błąd nie został wcześniej wykryty było skutkiem utrzymywania projektu reaktora RBMK w ścisłej tajemnicy. Obecne podejście do spraw bezpieczeństwa jądrowego oparte na pełnej jawności wyklucza taką sytuację – plany projektowe są publicznie dostępne i analizowane. Konstruktorzy radzieccy pytani o rozwiązania w reaktorze RBMK odpowiadali, że jest to tajemnica. Natomiast dziś obszernie i dokładnie opisy proponowanych reaktorów znajdują się w Internecie, dostępne dla wszystkich zainteresowanych.

Reaktor RBMK nie miał mocnej bariery ciśnieniowej pierwotnego obiegu chłodzenia, w szczególności nie miał zbiornika ciśnieniowego otaczającego cały rdzeń. Konstrukcja oddzielająca rdzeń od hali górnej była słaba. Gwałtowne wydzielenie pary wodnej w rdzeniu podczas awarii spowodowało wyrzucenie fragmentów pokrywy górnej reaktora i otworzenie drogi swobodnego przepływu powietrza do rdzenia, a materiałów z płonącego grafitu i produktów rozszczepienia - w górę, nad

## 2.3 Skutki trzęsienia ziemi i tsunami w Japonii.



**Rys. 10. Hala nad reaktorem RBMK – korki metalowe zakrywające kanały paliwowe zamiast obudowy bezpieczeństwa**

Reaktory w EJ Fukushima były zaprojektowane bardzo dawno temu – pierwszy z nich w 1965 roku – kiedy wymagania bezpieczeństwa i możliwości techniczne były znacznie niższe od obecnych. Przy ich projektowaniu brano pod uwagę trzęsienie ziemi, dlatego przetrwały one to trzęsienie ziemi bez uszkodzeń, chociaż było ono najsilniejszym zanotowanym w historii tego kraju, a wyzwolona energia była tak olbrzymia, że spowodowała przesunięcie głównej wyspy Japonii o 2,4 metra. Ale nie przewidziano, że po trzęsieniu ziemi nastąpi tak silne tsunami...

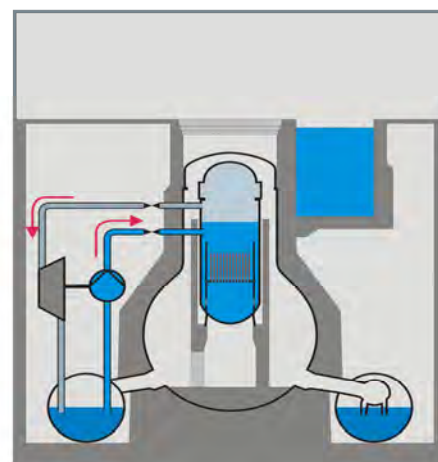
Reaktory pracujące w Fukushimie to reaktory wrzące – odmienne od reaktorów z wodą pod ciśnieniem, budowanych obecnie w Finlandii, Francji, w Rosji czy w Chinach. W reaktorze z wodą pod ciśnieniem cały obieg pierwotny i wszystkie obiegi radioaktywne są zamknięte w obudowie bezpieczeństwa, a ciepło przekazywane jest z obiegu pierwotnego do wtórnego w wytwornicy pary, również znajdującej się wewnątrz obudowy. Poza obudowę wydostaje się tylko para obiegu wtórnego, nie mająca bezpośredniego kontaktu z paliwem reaktora i nie zawierająca substancji radioaktywnych. Natomiast w reaktorach wrzących para wytwarza się w rdzeniu reaktora i z rdzenia płynie do turbiny znajdującej się poza obudową. Zawarta w niej radioaktywność jest niewielka, ale ogranicza możliwości upuszczania pary do atmosfery. Dlatego w sytuacjach awaryjnych gorąca para upuszczana jest do potężnego pierścienia wodnego otaczającego zbiornik reaktora i stanowiącego część obudowy bezpieczeństwa reaktora BWR.

W sytuacji awaryjnej (w tym przy braku zasilania elektrycznego) para wytwarzana w rdzeniu reaktora napędza turbinę, potem skrapla się w pierścieniu wodnym. Turbina napędza pompę, pompa pobiera wodę z pierścienia i wtryskuje ją do reaktora. Jednakże przy braku odbioru ciepła z pierścienia wodnego, układ ten przestanie działać, gdy woda w pierścieniu znacznie wrzeć.

Potężny pierścień (torus) otaczający zbiornik reaktora to ten pierścień, do którego początkowo płynęła para ze zbiornika reaktora – dopóki woda w pierścieniu nie osiągnęła stanu nasycenia...

W sytuacji awaryjnej (w tym przy braku zasilania elektrycznego) para wytwarzana w rdzeniu reaktora napędza turbinę, potem skrapla się w pierścieniu wodnym. Turbina napędza pompę, pompa pobiera wodę z pierścienia i wtryskuje ją do reaktora. Jednakże przy braku odbioru ciepła z pierścienia wodnego, układ ten przestanie działać, gdy woda w pierścieniu znacznie wrzeć.

Potężny pierścień (torus) otaczający zbiornik reaktora to ten pierścień, do którego początkowo płynęła para ze zbiornika reaktora – dopóki woda w pierścieniu nie osiągnęła stanu nasycenia...



**Rys. 11. Układ chłodzenia awaryjnego reaktora BWR.**



**Rys. 12. Reaktor BWR w czasie budowy**

W chwili, gdy zachodziły wstrząsy sejsmiczne, reaktory wyłączyły się – tak jak powinny – i generacja ciepła wskutek reakcji rozszczepienia ustała. W paliwie wydzielano się jeszcze tylko ciepło, zwane ciepłem powyłaczeniowym, generowane wskutek emisji promieniowania powodowanego przez rozpad produktów rozszczepienia. Natężenie tego grzania po dwóch godzinach od wyłączenia reaktora wynosi około 1% pełnej mocy reaktora przed wyłączeniem – mało, ale dla reaktora o mocy cieplnej 2381 MW to jeszcze wciąż jest ok. 24 MW. Do odbioru grzania powyłaczeniowego służą specjalne układy chłodzenia – w Fukushima włączyły się one prawidłowo i przez blisko godzinę po trzęsieniu ziemi odbierały z powodzeniem ciepło z reaktora. Paliwo studziło się, a ciepło odebrane od reaktora przejmowała woda chłodząca płynąca w układach rur i pomp na zewnątrz elektrowni i dalej do oceanu. A chociaż wskutek trzęsienia ziemi sieć energetyczna Japonii padła i elektrownia nie mogła dostać zasilania z zewnątrz, jej układy chłodzenia pracowały skutecznie nadal, bo elektrownia dysponowała własnymi awaryjnymi źródłami energii elektrycznej. Ale po godzinie uderzyło tsunami...

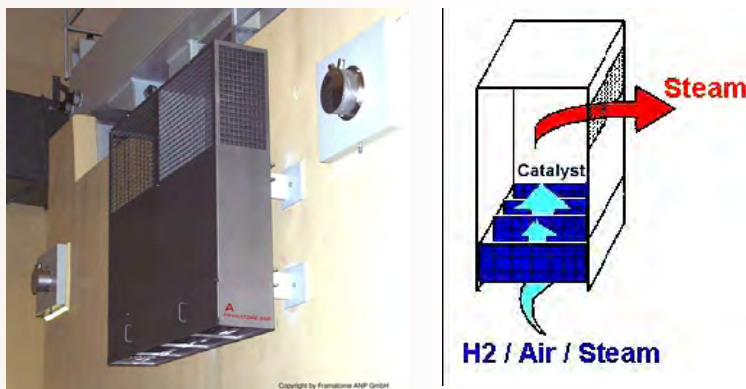
Konstruktorzy elektrowni podczas jej budowy dostali od specjalistów hydrologów i seismologów dokładne wytyczne, przed jakimi zjawiskami mają chronić elektrownię. Zgodnie z zasadami obrony w głąb, zaprojektowali elektrownię tak mocną, że wytrzymała to największe w historii Japonii trzęsienie ziemi. Niestety, tsunami przeszło wszelkie oczekiwania. Ściana chroniąca elektrownię przed tsunami miała 6,5 metra wysokości – a tsunami miało więcej, około 14 metrów. Spiętrzony wał wody przelał się ponad ścianą ochronną i zniszczył wszystko, co nie było chronione przez obudowy bezpieczeństwa reaktorów. Pompy i rurociągi łączące układy chłodzenia w reaktorach z basenami chłodzenia poza reaktorami nie były chronione potężnymi osłonami, tak jak są chronione same reaktory. Również i silniki Diesla nie były wystarczająco zabezpieczone – uderzenie tsunami spowodowało ich zalanie i uszkodzenie, a jednocześnie zostały zniszczone połączenia z zewnętrznymi sieciami elektroenergetycznymi – elektrownia znalazła się więc bez zasilania w wodę i energię. Uderzenie tsunami w budynki, gdzie pracowały generatory zasilania awaryjnego, spowodowało także zalanie zbiorników pali-

wa. Próby podłączenia małych silników diesla, jakie udało się sprowadzić do elektrowni, okazały się bezskuteczne – zasilania elektrycznego nie udało się przywrócić.

Chociaż natężenie grzania powyłaczeniowego malało z każdą godziną, było wciąż jeszcze znaczące a nie było możliwości by ciepło przenoszone z rdzenia do zbiorników wodnych odebrać poza reaktor i obudowę bezpieczeństwa. Woda w zbiornikach reaktorów nagrzewała się, zaczęła odparowywać, górne partie paliwa odsłoniły się i przegrzały. Nastąpiła reakcja cyrkonu z parą wodną i wydzielił się wodór. Powinien był on zostać połączony z tlenem w aktywnych układach katalitycznych. Układy te powodują łączenie wodoru i tlenu, w wyniku czego powstaje nieszkodliwa para wodna. Niestety, w Fukushima układy te były właśnie aktywne, to znaczy do swej pracy potrzebowały zasilania w energię elektryczną. A tej energii w elektrowni – i w całym sąsiednim rejonie Japonii – nie było.

Warto dodać, że w końcu XX wieku francusko-niemiecka komisja bezpieczeństwa jądrowego uchwaliła dodatkowe wymagania mające zabezpieczać reaktory PWR na wypadek ciężkiej awarii. Jednym z nich było zapewnienie niezawodnego zasilania elektrycznego, stanowiącego jeszcze jeden środek bezpieczeństwa w razie, gdyby nie tylko zanikło zasilanie elektrowni z sieci, ale i uległyby awarii wszystkie generatory awaryjne z napędem Diesla. W wielu elektrowniach jądrowych wymaganie to spełniono budując specjalne podziemne połączenie z najbliższą elektrownią wodną, w innych zainstalowano dodatkowe generatory z napędem turbinami gazowymi. Innym wymaganiem było zainstalowanie we wszystkich elektrowniach z reaktorami PWR specjalnych pasywnych układów autokatalitycznej rekombinacji wodoru. (Rys. 13 ) Wprawdzie wydawało się, że jest to wymaganie zbyt daleko idące – ale przykład Fukushima wykazał, że przy ciężkiej awarii trzeba się liczyć właśnie z utratą zasilania elektrycznego. Niestety, japońskie reaktory wrzące miały zabezpieczenia inne niż europejskie reaktory wodno-ciśnieniowe. Zalecenia francusko-niemieckie zostały wprowadzone do reaktorów w Europie – ale nie w Japonii...





**Rys. 13. Układ pasywnej, autokatalitycznej rekombinacji wodoru. Działa bez zasilania z zewnątrz.**

Ostatecznie operatorzy zdecydowali się opuścić wódz poza obudowę bezpieczeństwa. Doszło do wybuchów wodoru, które spowodowały uszkodzenia w trzech blokach elektrowni. Po trzech dobach od trzęsienia ziemi i tsunami, wobec zupełnego braku wspomaganie chłodzenia reaktorów z zewnątrz, doszło do przełamania systemu obrony w głąb i do wydzielenia radioaktywności do otoczenia.

Praca operatorów była wykonywana w najtrudniejszych możliwych warunkach – po kompletnym zniszczeniu kraju, jakby po wielkiej wojnie, przy braku wszelkich środków technicznych zniszczonych przez tsunami a ponadto przy dalszych wtórnych wstrząsach sejsmicznych, które chociaż mniejsze nękały jeszcze okolice elektrowni. Po trzęsieniu ziemi nastąpiło około 300 dalszych wstrząsów, utrudniających akcje ratunkowe. Gdy poza trzema reaktorami wystąpiło dodatkowo niebezpieczeństwo odsłonięcia paliwa w basenie przechowywania paliw w bloku nr 4, pompowaniem wody morskiej objęto także i blok nr 4.

W dniu 18 marca, a więc po tygodniu od kataklizmu trzęsienia ziemi, inżynierowie i technicy EJ Fukushima podłączyli zewnętrzne zasilanie elektryczne. Następnie sukcesywnie podłączano układy chłodzenia awaryjnego uszkodzonych bloków. Od 26 marca na miejsce wody morskiego wprowadzono zasilanie reaktorów wodą uzdatnioną. Stopniowo sytuacja została opanowana.

## 2.4 Zagrożenie radiacyjne.

Stan alarmowy ogłoszono najpierw dla bloku 1 i dokonano profilaktycznej ewakuacji ludności najpierw w promieniu 3 km a następnie 20 km, łącznie ewakuowano około 200 000 osób. W samej elektrowni

moce dawki promieniowania były silnie zmienne. W sumie jednak nikt nie zginął wskutek promieniowania, ani wśród personelu elektrowni, ani wśród ludności. W samej elektrowni Fukushima wskutek trzęsienia ziemi i tsunami zginęło 3 pracowników. Nie był to jednak wcale skutek promieniowania - zginęli wskutek obrażeń ciała spowodowanych wstrząsami. Warto to podkreślić, bo trzęsienie ziemi i tsunami spowodowało w Japonii ogromne straty w ludziach – ponad 10 000 zabitych i ponad 15000 osób zaginionych, zaś straty materialne oszacowano na 290 mld USD.

Uszkodzenia w jednej z wielu japońskich elektrowni jądrowych, nawet powodujące przejściową ewakuację ludności i utratę elektrowni, są znacznie mniejszą stratą dla społeczeństwa. Wypada o tym pamiętać, by w ferworze trwającej w różnych krajach walki politycznej o władzę i wpływy, uszkodzenia elektrowni nie przesłoniły prawdziwego nieszczęścia tysięcy ofiar trzęsienia ziemi i tsunami.

Podwyższone poziomy radioaktywności wykrywano sporadycznie w próbkach mleka i roślin, ale były to zjawiska przejściowe. Władze japońskie wyjaśniły, że poziomy dopuszczalne określane są przy założeniu, że dany rodzaj pokarmu spożywa się przez całe życie. Wykryte poziomy radioaktywności nie stanowią żadnego zagrożenia. W przypadku mleka, nawet gdyby mleko o tym poziomie radioaktywności spożywać przez cały rok, to spowodowana tym dawka promieniowania byłaby równa dawce przy jednym badaniu tomografii komputerowej (CT). Radioaktywność szpinaku, przy ciągłym spożywaniu go przez cały rok – spowodowałaby dawkę równą jednej piątej dawki przy CT. Strefa tymczasowej ewakuacji – według oświadczenia władz Japonii – nie została ustalona wskutek wykrycia skażeń, ale jest wynikiem działań podjętych z ostrożności. Oczekuje się że po pełnym zabezpieczeniu elektrowni mieszkańcy będą mogli powrócić do swoich domów. Przeprowadzono odpowiednie i we właściwym czasie działania interwencyjne, dlatego nie oczekuje się jakichkolwiek negatywnych skutków zdrowotnych dla ludności związanych ze skażeniami promieniotwórczymi po awarii elektrowni jądrowych w Fukushima.

## 2.5 Wnioski z awarii w Fukushima

Po awarii władze europejskie i amerykańskie zapowiedziały przeprowadzenie kontroli stanu wszystkich reaktorów energetycznych. Można oczekiwać, że powiększone zostaną marginesy bezpieczeństwa w sto-

sunku do zagrożeń powodowanych przez zjawiska naturalne – jak trzęsienie ziemi czy powódź. Potwierdzone też będą wymagania odporności elektrowni jądrowych na ciężkie awarie, w szczególności odnośnie opanowania zagrożeń związanych z wybuchem wodoru i zapewnienia dodatkowej linii obrony w głąb w postaci dodatkowych źródeł zasilania elektrycznego poza siecią zewnętrzną i zespołami awaryjnych generatorów diesla. Wytyczne działania w sytuacjach ciężkich awarii będą zweryfikowane i elektrownie wprowadzą odpowiednie uzupełnienia zapewniające operatorowi możliwość skutecznego realizowania tych wytycznych. Można spodziewać się, że najstarsze reaktory będą musiały wprowadzić znaczne ulepszenia lub zostaną wyłączone, a na ich miejsce zostaną zbudowane nowe. Natomiast w stosunku do reaktorów III generacji nie należy oczekiwać istotnych zmian.

### 3 Stan bezpieczeństwa reaktorów III generacji proponowanych dla Polski

#### 3.1 Reaktor EPR

Zgodnie z obecnym stanem wiedzy, reaktory III generacji są odporne na zagrożenia, nawet takie jak w Japonii. Na przykład reaktor EPR – mający wszystkie zalety reaktorów II generacji - zapewnia dodatkowo następujące cechy bezpieczeństwa:

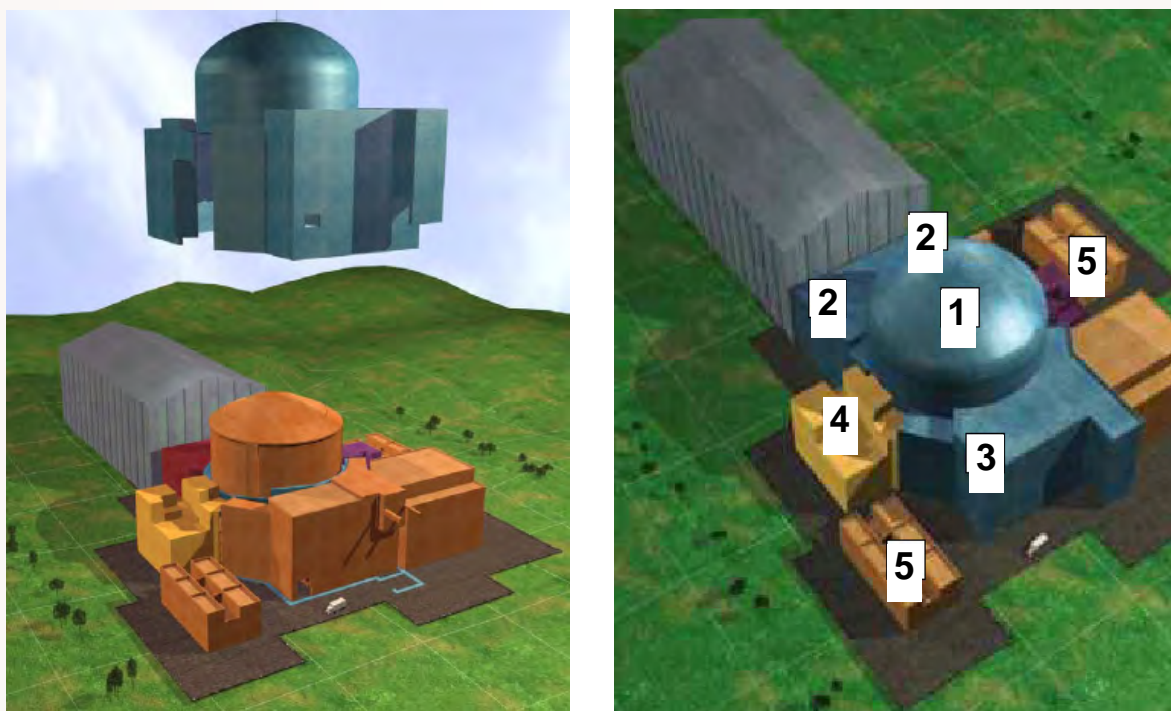
Odporność na trzęsienie ziemi – standard to poziome przyspieszenie gruntu = 0,3 g, może być większa.

Odporność nie tylko na tsunami na atak terrorystów też.

Redukcja stężenia wodoru przy pomocy pasywnych autokatalitycznych układów rekombinacji wodoru z tlenem.

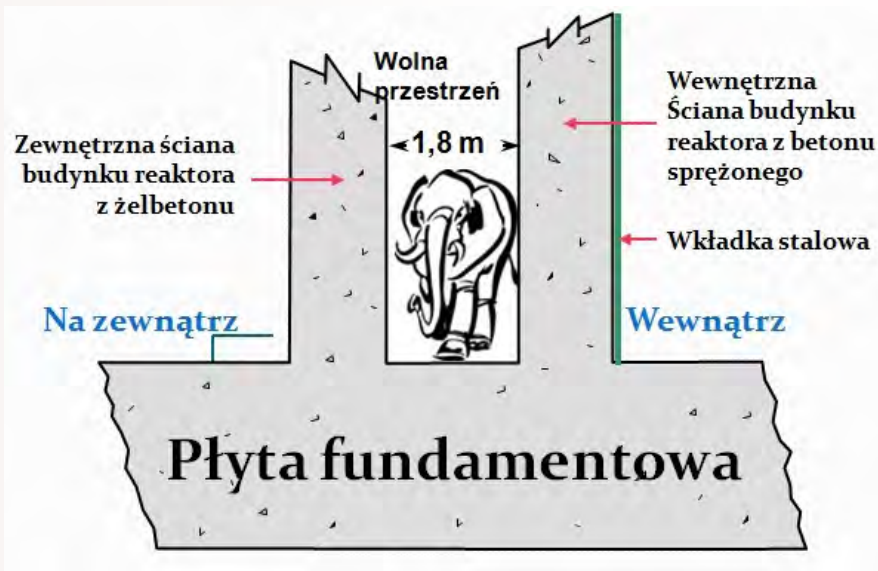
Potężna obudowa bezpieczeństwa, obejmująca cały reaktor, a także umieszczenie układów bezpieczeństwa i zasilania awaryjnego w potężnych bunkrach, wytrzymałych nie tylko tsunami, ale i uderzenie samolotu – włączając duży samolot pasażerski (Rys. 14 i 15).

W EPR zasilanie autonomiczne jest zapewnione i odporne na katastrofy. Reaktory III generacji zostały zaprojektowane przed awarią w Japonii. Ale wnioski z poprzednich awarii wystarczyły, aby były one odporne na zagrożenia takie, jakie były w Japonii.



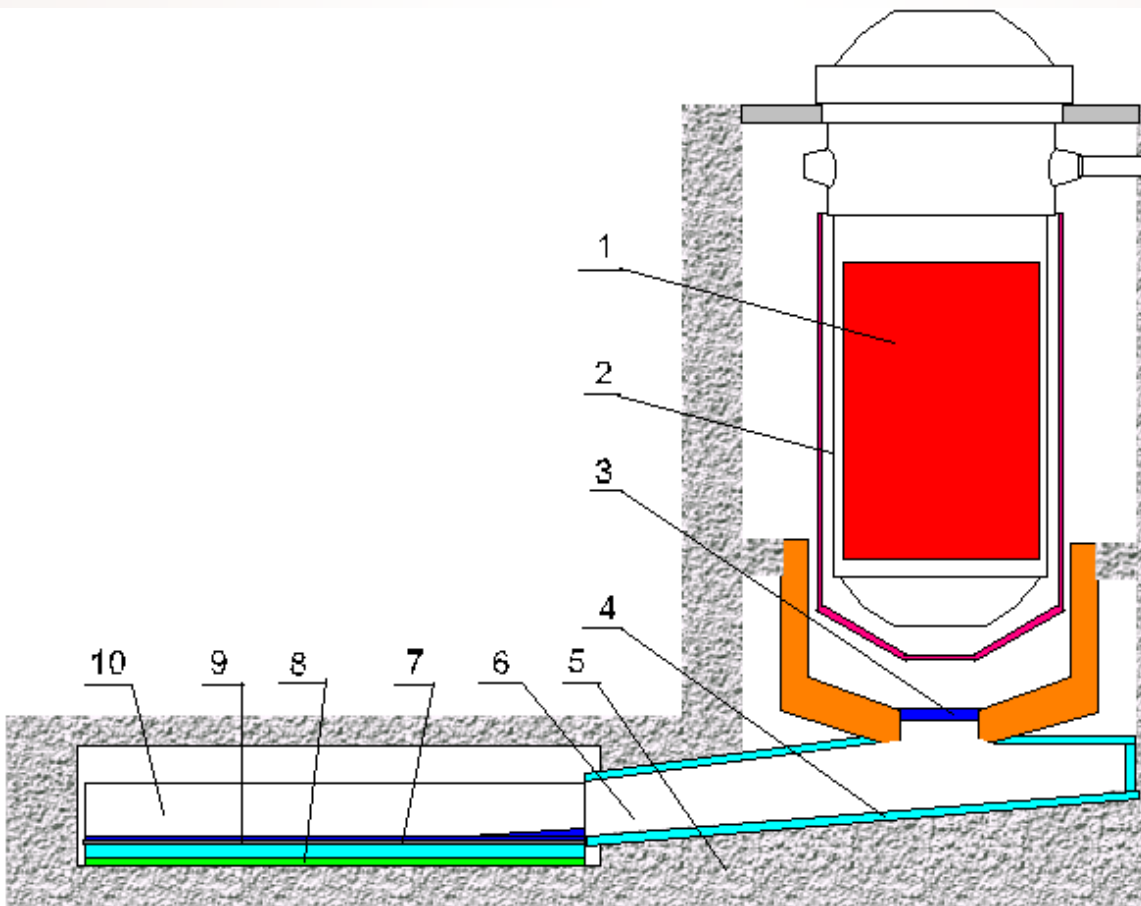
**Rys 14. Rozmieszczenie i umocnienie budynków EPR zapewniają ich odporność na zagrożenia zewnętrzne.**

**Obiekty wzmocnione** – odporne na uderzenie samolotu i wybuch zewnętrzny (powłoka żelbetowa o gr. 1,8 m): 1. Obudowa bezpieczeństwa reaktora, 2 Budynki układów bezpieczeństwa (2 z 4-ch), 3. Budynek paliwowy **Obiekty chronione przez separację przestrzenną**: 4. Budynki układów bezpieczeństwa (pozostałe 2 z 4-ch) 5. Agregaty diesla.



**Rys. 15. Potężna obudowa bezpieczeństwa reaktora EPR – odporna na uderzenie największego samolotu.**

A gdyby mimo wszystkich zabezpieczeń doszło do uszkodzenia i nawet całkowitego stopienia rdzenia reaktora, to pozostałby on wewnątrz obudowy bezpieczeństwa. Zapewnia to chwytacz rdzenia, pokazany na Rys. 14. Działa on niezawodnie bez dopływu energii z zewnątrz.

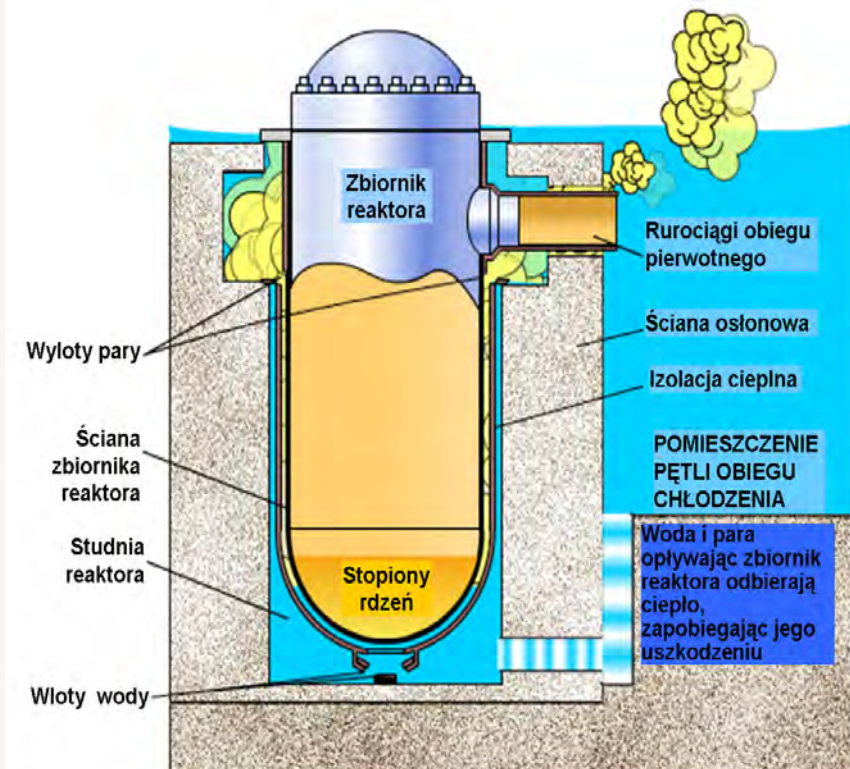


**Rys. 16. Układ chwytacza stopionego rdzenia w EJ z EPR.**

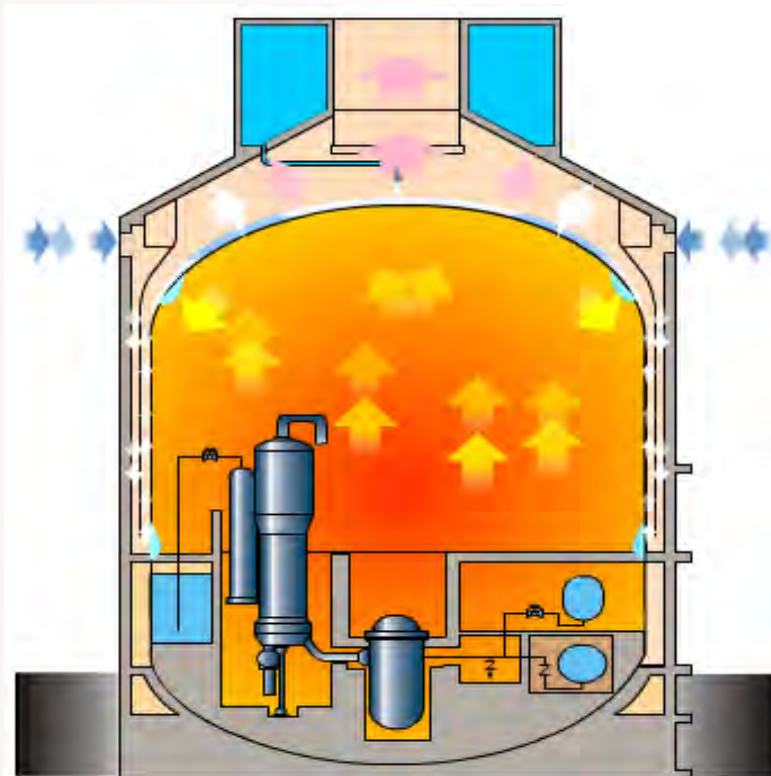
1) rdzeń reaktora, 2) zbiornik ciśnieniowy reaktora, 3) pokrywa przetapiana przez rdzeń, 4) dno tunelu przelewowego, 5) beton fundamentów obudowy bezpieczeństwa, 6) tunel przelewowy, 7) materiał ogniotrwały  $ZrO_2$ , 8) chłodzenie wodne chwytacza, 9) warstwa powierzchniowa przeznaczona na wytopienie, 10) chwytacz rdzenia - basen dla stopionego rdzenia.

### 3.2 Reaktor AP 1000

W reaktorze AP1000 w razie stopienia rdzenia woda z sąsiedniego basenu zalewa szyb reaktora, jak pokazuje Rys. 17.



Rys. 17. Chłodzenie stopionego rdzenia od zewnątrz, poprzez zbiornik reaktora.



Rys. 18. Odbiór ciepła po awarii w reaktorze AP1000 – poprzez obudowę bezpieczeństwa.

Woda odbiera ciepło stopionego rdzenia poprzez zbiornik. Nawet w razie stopienia rdzenia produkty rozszczepienia pozostają w zbiorniku, co minimalizuje zagrożenie radiologiczne.

Ciepło unoszone z parą przekazywane jest do wewnętrznej powierzchni obudowy bezpieczeństwa. Tam para skrapla się i spływa na dół z powrotem do basenu na dnie obudowy bezpieczeństwa.

Natomiast obudowa podgrzewa się, ale jest chłodzona od zewnątrz dzięki opracowanemu przez firmę Westinghouse systemowi chłodzenia nie wymagającemu dopływu energii.

Najpierw ciepło odbiera woda, spływająca w dół z ogromnego zbiornika na szczycie obudowy.

Potem, gdy wody zabraknie, ciepło odbiera powietrze, omywające powierzchnię obudowy. Układ ten może działać przez 72 godziny bez dopływu energii i bez interwencji operatora.

Reaktor AP1000 ma zalety nie tylko w razie ciężkiej awarii – charakteryzuje się on też mniejszą niż w reaktorach III generacji ilością urządzeń, które muszą spełniać wymagania klasy bezpieczeństwa jądrowego, mniejszą wagą i mniejszymi rozmiarami elektrowni, a także redukcją ilości wytwarzanych odpadów radioaktywnych.



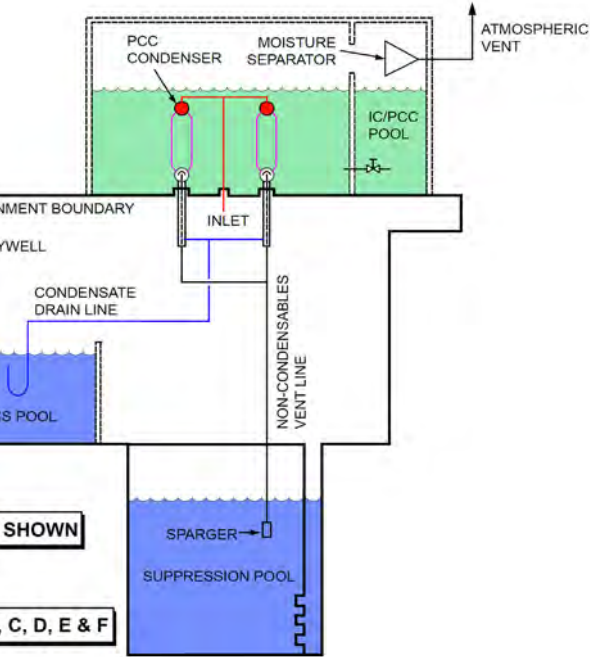
Rys. 20. U



Rys. 20. U

### 3.3 Reaktor ESBWR

Długą drogę ulepszeń przeszły też reaktory z wodą wrzącą. Poziom bezpieczeństwa oferowanego Polsce reaktora ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor) jest wyższy niż reaktorów BWR, które uległy awarii w Fukushima.



Sześć kondensatorów, każdy o mocy cieplnej 11 MW, wystarczają na 72 godz. bez energii.

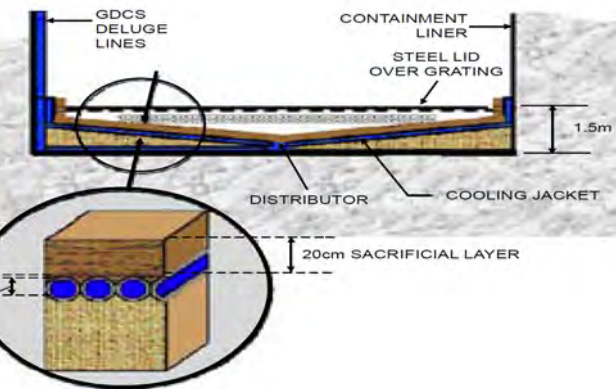
Gazy po przemyciu w kondensatorze uwalniane do atmosfery. Nachylenie rur 10° - dobry odbiór ciepła. Ogniotrwała warstwa protektorowa, chroni rury przed uderzeniem stopionego rdzenia

Płyta ze stali nierdzewnej, pokrywa komory o obj. ~100 m<sup>3</sup>, na pomieszczenie stopionego rdzenia.

Rury chłodzące z 3 basenów GDCS, każda połączona z kolektorem BiMAC. Chłodzenie pasywne. Częstość stopienia rdzenia z przyczyn wewnętrznych 3x10<sup>-8</sup> na reaktor-rok.

Bezpieczeństwo reaktorów AP1000 i ESBWR po awarii zapewnione jest przez 72 godziny nawet bez zasilania elektrycznego.

19. Pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa.

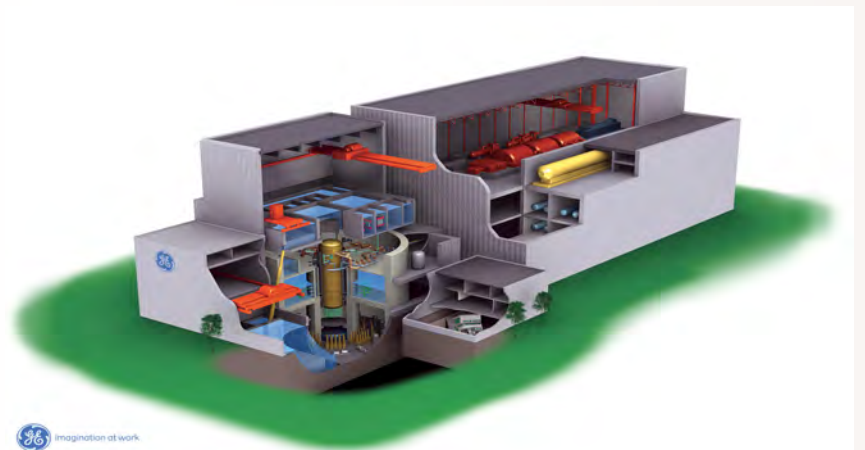


Układ chwytacza rdzenia – koncepcja podobna jak we EPR, rozwiązanie inne.

### 3.4 Zasilanie awaryjne z sąsiedniej elektrowni wodnej w Polsce

W rejonach przewidywanych lokalizacji EJ w Polsce znajdują się dość duże elektrownie wodne, z których można by zapewnić dodatkowe awaryjne zasilanie EJ:

- na Pomorzu: EW Kaskady Raduni (m.in. EW Bielkowo – przyziornikowa, 7,2 MW); Kaskady EW Łupawy, Słupi (m.in. EW Gałąźnia Mała, 4,16 MW) i Wieprzy, oraz elektrownie szczytowo-pompowe: Żarnowiec (716 MW) i Żydowo (156 MW);
- w Wielkopolsce (w rejonach nieodległych od Klempicza): EW Jeziersko (4 MW), EW Kaskady Gwdy (6,2 MW). Przy zastosowaniu połączenia kablem podziemnym – co jest normalną metodą w wielu elektrowniach jądrowych – mamy gwarancję zasilania awaryjnego niezależnie od generatorów awaryjnych w samej elektrowni. Takie połączenie nie spowoduje wzrostu kosztów energii z elektrowni jądrowej.



## blok ESBWR - ogólne rozmieszczenie budynków

#### 4 Podsumowanie

Wszystkie reaktory III generacji są odporne na awarie takie jak w Fukushima. Nie należy oczekiwać istotnego wzrostu kosztów tych reaktorów – mają one już potrzebne układy i cechy bezpieczeństwa. Potwierdzają to zresztą oświadczenia dostawców reaktorów.

Obok zbudowania i eksploatacji elektrowni jądrowej istotnym zadaniem w energetyce jądrowej jest unieszkodliwianie odpadów promieniotwórczych. Energetyka jądrowa bierze za to pełną odpowiedzialność, zapewnia oddzielenie odpadów od środowiska dopóki nie przestaną one być groźne dzięki naturalnemu rozpadowi promieniotwórczemu.

Technologie unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych są opanowane. Sprawa ta jednak zasługuje na osobne opracowanie. Ustawa Prawo Atomowe zatwierdzana obecnie w Sejmie określa wymagania finansowe, jakie musi spełnić inwestor by zabezpieczyć unieszkodliwianie odpadów radioaktywnych. Wybór technologii będzie przedmiotem osobnego programu, który zostanie opracowany w następnych latach. Pozytywne doświadczenie z 50-letniej eksploatacji składowiska odpadów promieniotwórczych w Różanie oraz pozytywne wyniki pracy ponad 30 elektrowni jądrowych w Europie i Azji, w których wykorzystuje się paliwo z recyklingu pozwala oczekiwać, że i w Polsce będziemy umieli unieszkodliwiać odpady promieniotwórcze bez zagrożeń dla społeczeństwa.

Więcej informacji znajdą Państwo na stronie [www.atom.edu.pl](http://www.atom.edu.pl)



<http://www.win-global.org/index.htm>

**„Kobiety w Nuclear Global” (WiN Global) jest nieformalnym stowarzyszeniem osób na całym świecie, grupując kobiety, pracujące zawodowo w różnych dziedzinach energetyki jądrowej oraz zastosowań promieniowania. Członkowie mają wspólne zobowiązanie do dostarczenia informacji i komunikowania się ze społeczeństwem. Stowarzyszenie - non-profit.**



Międzynarodowa Konferencja na temat bezpiecznego i pewnego transportu materiałów promieniotwórczych.

Następne 50 lat

Tworzenie bezpiecznej, pewnej i trwałej struktury.

**17-21 października 2011 Wiedeń, Austria**

# Mała encyklopedia energii jądrowej

Mini Encyclopaedia  
of Nuclear Energy

Już jest!!  
Pytaj pod nr 22 336 14 25



*Jacek T. Kaniewsk*

# CO ROBIĆ Z WYPALONYM PALIWEM Z

## Wstęp

W poprzednim artykule zamieszczonym w kwartalniku Ekoatom Nr 1 starałem się przybliżyć Czytelnikowi nieco wiedzy o tym, czym jest wypalone paliwo z energetycznych reaktorów lekkowodnych, takich jakie mają być uruchamiane w Polsce. Starałem się pokazać zarówno jego strony negatywne (zawartość wysokoaktywnych i długożyciowych radionuklidów), jak i pozytywne (zawartość materiałów rozszczepialnych, przede wszystkim wytworzonego w reaktorze plutonu, posiadających ogromny potencjał energetyczny, nadający się do wykorzystania do produkcji energii).

Przeciwnicy energetyki jądrowej operują często argumentem, że pomimo iż została ona zapoczątkowana ponad pięćdziesiąt lat temu, na przełomie lat 50 i 60 ubiegłego wieku, to „dotąd nie rozwiązano ostatecznie” problemu odpadów promieniotwórczych zawartych w wypalonym paliwie jądrowym. Pojawiają się w związku z tym pytania: czy problem ten jest rozwiązywalny a jeżeli tak, to dlaczego dotąd nie został rozwiązany? Czy przyczyny tego stanu rzeczy leżą w sferze technologicznej, ekonomicznej lub politycznej? Wreszcie jakie znaczenie ma tu sama specyfika wypalonego paliwa, a w szczególności – jakie znaczenie ma fakt zmniejszania się poziomu intensywności promieniowania i generacji ciepła w miarę upływu czasu od wyładowania wypalonego paliwa jądrowego z reaktora?

Zamierzeniem tego artykułu jest ułatwienie Czytelnikowi znalezienia odpowiedzi na te pytania i jednocześnie pokazanie możliwych sposobów podejścia do sprawy zagospodarowania wypalonego paliwa - począwszy od potraktowania go jako odpadu promieniotwórczego, poprzez stanowisko „czekaj i obserwuj (”wait-and-see”), częściowe wykorzystanie jego potencjału energetycznego w zamkniętym cyklu paliwowym reaktorów lekkowodnych aż do całkowitego wykorzystania tego potencjału w cyklu paliwowym reaktorów powielających na neutronach prędkich IV generacji (nazywanych dalej reaktorami prędkimi). Zobaczymy, że w miarę tak ukierunkowanej zmiany koncepcji zagospodarowania wypalonego paliwa wymiar problemu jego aktywności promieniotwórczej i podnoszonego przez przeciwników energetyki jądrowej „zagrożenia dla pokoleń” może zostać radykalnie zmniejszony. Aby tak mogło się stać potrzebne jest szerokie zrozumienie tej tematyki, warunkujące najważniejsze decyzje polityczne i społeczne, których czas realizacji będzie uzależniony od okresu wdrożenia nowych technologii i od wyników odpowiednich analiz ekonomicznych.

Rozważania nad zarysowanym tu problemem warto zacząć od najprostszego możliwego wariantu postępowania z wypalonym paliwem czyli otwartego cyklu paliwowego.

## Otwarty cykl paliwowy reaktorów lekkowodnych.

Otwarty cykl paliwowy (once through) polega na tym, że nie przewiduje recyklingu odzyskanych z wypalonego paliwa materiałów rozszczepialnych, a zatem rezygnuje się z przerobu tego paliwa. Pojawia się zatem konieczność jego zagospodarowania w sposób odpowiedni do jego właściwości i w takich rozmiarach objętościowych w jakich ono fizycznie występuje. Ilość wyładowywanego wypalonego paliwa w przeliczeniu na rok wynosi obecnie średnio około 27 ton (20 m<sup>3</sup>) na 1000 MW(e) reaktora lekkowodnego. W przypadku reaktorów generacji III lub III+ ilość ta będzie mniejsza, rzędu 20 ton.

Wypalone paliwo jest przechowywane przez jakiś czas w wypełnionym wodą basenie przyreaktorowym. Wymuszona cyrkulacja wody zapewnia jego chłodzenie, a jej gruba warstwa nad paliwem (około 3 metry) gwarantuje wystarczające dla bezpieczeństwa personelu elektrowni obniżenie poziomu promieniowania. Narastanie ilości wypalonego paliwa w miarę eksploatacji reaktora zaczyna po pewnym czasie (około 10 lat) sprawiać kłopoty, gdy pojemność basenów służących do przeładunków reaktora i schładzania wypalonego paliwa ulega zapełnieniu. Trzeba wówczas przenieść to paliwo do innego czasowego przechowalnika (interim storage). Mo-

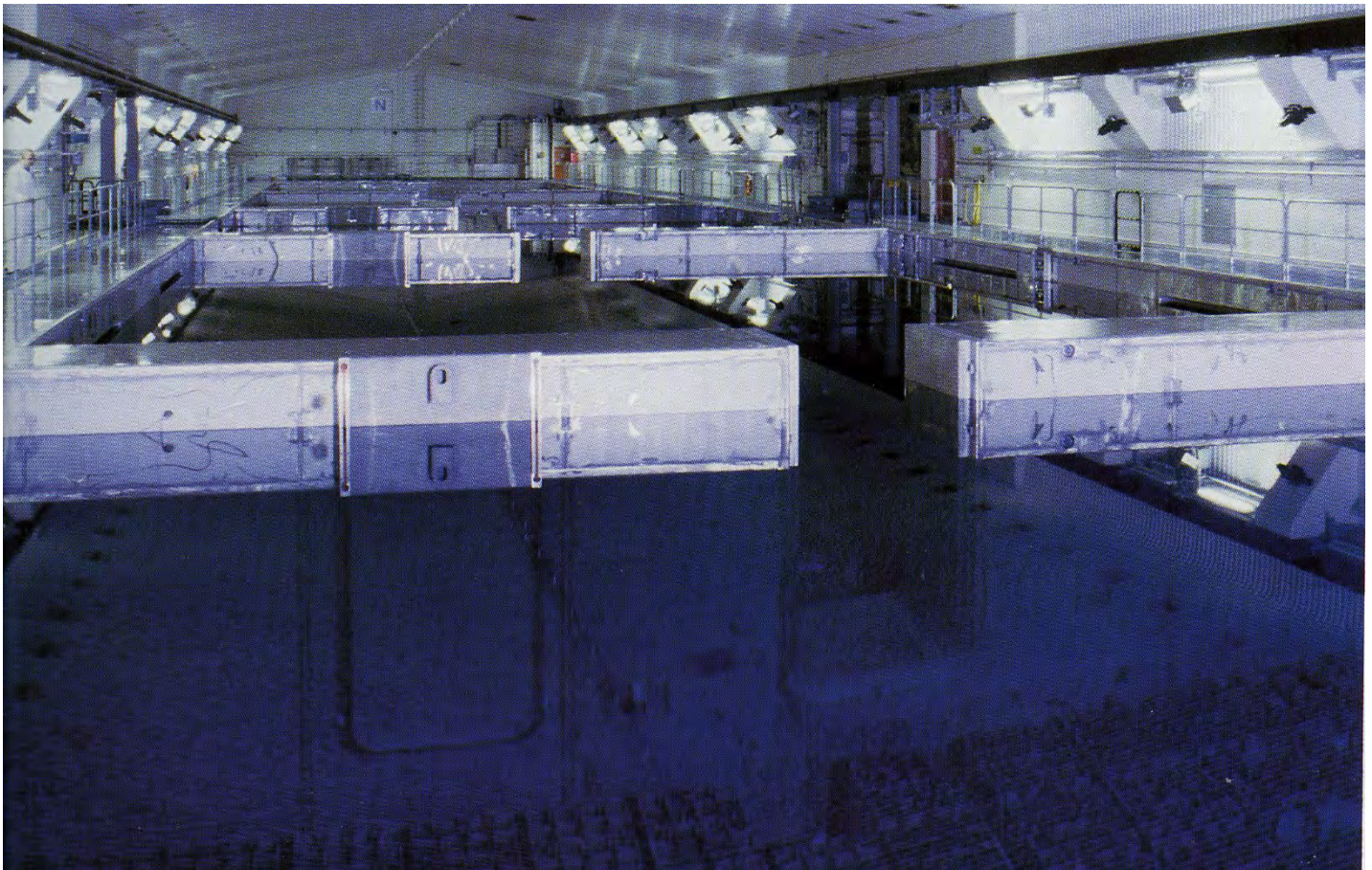


# POLSKICH ELEKTROWNII JĄDROWYCH?

że nim być przez kilka lat basen „młodsze” reaktora tej samej elektrowni, a w dłuższym okresie czasu przechowalnik zewnętrzny, który może być zlokalizowany na terenie elektrowni, lub w innym miejscu, np. jako przechowalnik centralny dla wszystkich elektrowni atomowych w kraju. Przechowalnik taki może mieć postać basenu o głębokości wody co najmniej 7 metrów, lub może być przystosowany do przechowywania wypalonego paliwa w stanie suchym (w specjalnych pojemnikach, lub bunkrach). Budowa przechowalników zewnętrznych wymaga oczywiście wyboru i zapewnienia ich najwłaściwszej lokalizacji oraz odpowiednich nakładów finansowych, choć w tym przypadku są to zagadnienia nieporównywalnie łatwiejsze do realizacji od tych, które mogą dotyczyć późniejszej budowy składowiska (final depository).

Przechowywanie wypalonego paliwa w okresie wielu dziesięcioleci nie stanowi problemu technologicznego i nie stwarza zagrożenia dla ludzi i środowiska. Po upływie około 50 lat od wyładowania z reaktora jego aktywność promieniotwórcza i emisja ciepła maleją około tysiąc razy. Upraszcza to znacznie sprawę ewentualnego składowania tego paliwa, co jest jednym z powodów odkładania w czasie budowy składowiska.

Przykład przechowalnika mokrego można znaleźć na terenie elektrowni Oskarshamn w Szwecji, w którym wypalone paliwo jest przechowywane w centralnej instalacji CLAB w basenach o pojemności do 5 000 ton paliwa znajdujących się 70 m pod powierzchnią ziemi (fot. 1). Przechowalnik o pojemności takiej jak CLAB zapełniłby się w ciągu 50 lat, gdyby kierować do niego paliwo z reaktorów o łącznej mocy 5 000 MW(e).



*Fot.1. Wnętrze podziemnego, basenowego przechowalnika wypalonego paliwa w Oskarshamn (Szwecja). Źródło: Central interim storage facility for spent fuel – CLAB. Prospekt wydany przez Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB).*

Okolo 90% wypalonego paliwa na świecie przechowuje się w przechowalnikach mokrych a pozostałe 10% w suchych. Przechowalniki suche stosuje się w wielu krajach, m.in. na dużą skalę w USA, a także w Niemczech, w pobliżu miasta Ahaus. W kraju tym przygotowano także pojemny przechowalnik naziemny w Gorleben, nie posiadający na razie zezwolenia na eksploatację, którego wnętrze pokazuje fot.2. Sztywne stanowisko w sprawie ograniczenia a priori energetyki jądrowej danego kraju do działania wyłącznie w otwartym cyklu paliwowym może wynikać z przesłanek politycznych. Powoduje ono konieczność potraktowania wypalonego paliwa wyłącznie jako wysokoaktywnych i długożyciowych odpadów, które w sposób ostateczny należy wyeliminować ze środowiska. Zakłada zatem potrzebę wybudowania odpowiedniego składowiska o dostatecznie dużej



*Fot. 2. Wnętrze suchego przechowalnika wypalonego paliwa w Gorleben (Niemcy) z pojemnikiem CASTOR na pierwszym planie.  
Źródło: H.F.Albrecht i R.Kiedrowski – Kernenergie in Deutschland. Ein Bildatlas/Ullstein.*

pojemności, zdolności odprowadzania ciepła i wystarczającej izolacji od środowiska. Tylko nieliczne kraje opowiadają się za ograniczeniem do otwartego cyklu paliwowego (Finlandia, Hiszpania, Kanada, Republika Korei Południowej, Szwecja), chociaż niektóre z nich (Kanada i Hiszpania) nie wykluczają możliwości odzysku (retrieval) składowanego wypalonego paliwa, co jest zbliżone do taktyki czekaj i obserwuj. W przypadku USA, stosujących dotąd politykę otwartego cyklu paliwowego, rozważa się obecnie możliwość budowy zakładu przerobu dla części wypalonego paliwa. Czas i warunki mogą wpłynąć na zmianę stanowisk państw deklarujących dzisiaj takie czy inne podejście.

W krajach dawnej Europy Wschodniej, które mają elektrownie jądrowe konstrukcji rosyjskiej sytuacja jest nietypowa ponieważ wypalone paliwo jest odsyłane do Rosji gdzie postępuje się z nim według reguł tego państwa.

Podejściem bardziej elastycznym od strategii otwartego cyklu jest przyjęcie wspomnianej wyżej taktyki czekaj i obserwuj. Jego pragmatyka może wynikać z następujących faktów. Przede wszystkim zamknięcie cyklu paliwowego może być uzasadnione w oparciu o rachunek ekonomiczny, z punktu widzenia którego zasadnicze znaczenie może mieć osiągnięcie pewnego progu minimalnej mocy zainstalowanej w energetykę jądrową. Musi on brać pod uwagę ceny uranu i poszczególnych usług cyklu paliwowego, którego najbardziej kosztownymi składnikami są wzbogacanie izotopowe uranu i przerób wypalonego paliwa. Ponadto zaangażowanie się w ostatnich latach państw dysponujących rozwiniętą technologią jądrową m.in. w programy mające na celu skonstruowanie reaktorów prędkich IV generacji, do uruchomienia których niezbędny będzie pluton, a także związanych z nimi nowych technologii przerobu wypalonego paliwa, wskazuje na celowość uwzględnienia

tych czynników w procesie podejmowania decyzji. Taktykę czekaj i obserwuj przyjął np. Tajwan i w jakiejś mierze także Hiszpania i Kanada.

### Zamknięty cykl paliwowy reaktorów lekkowodnych

Zamknięty cykl paliwowy obejmuje dodatkowo, w porównaniu do cyklu otwartego, przerób wypalonego paliwa i recykling, czyli kierowanie odzyskanego plutonu, uranu (RepU – reprocessed uranium), bądź ich obu łącznie, z powrotem do reaktora jako składników świeżego paliwa uranowo-plutonowego MOX (mixed oxide). W tym przypadku można zmniejszyć maksymalnie o około 25%, w porównaniu z otwartym cyklem paliwowym, zapotrzebowanie na uran ze źródeł pierwotnych oraz na usługi konwersji i wzbogacania izotopowego tego uranu.

Zamknięcie cyklu paliwowego w okresie poprzedzającym lata 1980 miało już istotne znaczenie ekonomiczne, bowiem wówczas ceny uranu były stosunkowo wysokie. Sytuacja taka występuje ponownie obecnie i będzie się utrzymywać jako logiczne następstwo obserwowanego obecnie na świecie renesansu energetyki jądrowej i rosnącego popytu na uran.

Istotną zaletą przerobu wypalonego paliwa wraz z recyklingiem jest także możliwość uniknięcia potrzeby budowania zawęzowanego przechowalnika tego paliwa oraz zmniejszenie objętości odpadów wysokoaktywnych (w stosunku do ilości wypalonego paliwa traktowanego jako takie odpady w otwartym cyklu paliwowym). Stosowana obecnie powszechnie technologia PUREX (*plutonium - uranium extraction*) pozwala na odzysk oddzielnie plutonu i uranu (RepU – *reprocessed uranium*) z pozostawieniem pomniejszych aktywności i wszystkich produktów rozszczepienia jako ciekłych odpadów wysokoaktywnych, które następnie poddaje się procesowi witrifikacji (zeszkliviania) i przechowywaniu do czasu uruchomienia dla nich składowiska. Poziom aktywności promieniotwórczej i emisji cieplnej tych odpadów jest niższy niż w przypadku wypalonego paliwa, z którego one pochodzą, głównie za sprawą wydzielenia plutonu. Można oczekiwać, że w niedalekiej przyszłości skala tego efektu będzie znacznie większa dzięki wdrożeniu nowych technologii przerobu pozwalających na wydzielenie także pomniejszych aktywności, a zapewne i niektórych produktów rozszczepienia. Ich transmutacja lub wypalanie w drodze rozszczepienia w reaktorach prędkich może się przyczynić do znacznego ograniczenia aktywności promieniotwórczej odpadów wysokoaktywnych pochodzących z energetyki jądrowej, a także i czasu niezbędnego do spadku tej aktywności do poziomu naturalnego.

Recykling w przypadku reaktorów lekkowodnych może być tylko jednorazowy. Wypalonego paliwa MOX nie poddaje się przerobowi, choć jego technologia została opanowana (np. we Francji), z uwagi na niekorzystny, z punktu widzenia fizyki tego typu reaktorów, skład izotopowy plutonu (większy o blisko 40% udział nierozszczepialnych dla neutronów termicznych, lecz pochłaniających neutrony izotopów parzystych). Ponadto wypalone paliwo MOX, zawierając kilka razy więcej plutonu od będącego jego odpowiednikiem paliwa uranowego (UOX), jest bardziej od niego aktywne promieniotwórczo i wymaga dłuższego okresu schładzania przed przerobem, około 10 – 15 lat. Przerób wypalonego paliwa MOX w celu odzysku plutonu jest droższy niż w przypadku wypalonego paliwa UOX i stanie się bardziej uzasadniony dopiero po pojawieniu się silnego zapotrzebowania na pluton do reaktorów prędkich IV generacji.

Recykling w reaktorach lekkowodnych może obejmować wyłącznie pluton, podczas gdy wykorzystanie RepU zostaje odłożone na później, może też obejmować oba te materiały. Pierwszy wariant jest obecnie najszerzej stosowany ponieważ RepU zawiera silnie pochłaniający neutrony izotop U-236 w ilości 0,4% do 0,6% (tym więcej im wyższe było wypalenie paliwa w reaktorze), co wymaga większej koncentracji w świeżym paliwie izotopu rozszczepialnego U-235. Zawiera on także znikome ilości U-232 podlegającego rozpadowi  $\alpha$ , w wyniku którego powstaje krótkożytywy a zatem bardzo aktywny izotop toru Th-228. Izotop ten przyczynia się do stosunkowo znacznego wzrostu aktywności paliwa zawierającego RepU. Podnosi to około trzykrotnie koszty konwersji takiego uranu w porównaniu z uranem ze źródeł pierwotnych oraz stawia wymagania zwiększonej ostrożności w obchodzeniu się z zawierającym go paliwem. Skład izotopowy RepU jest niekorzystny także z punktu widzenia obecnie stosowanych technologii wzbogacania izotopowego ale jego wzbogacanie jest możliwe przy zastosowaniu technologii ultrawirówkowych, co znalazło potwierdzenie we Francji i w Rosji. Przy wykorzystaniu tego uranu w paliwie MOX wzbogacanie nie jest wprawdzie potrzebne, ale do wytwarzania

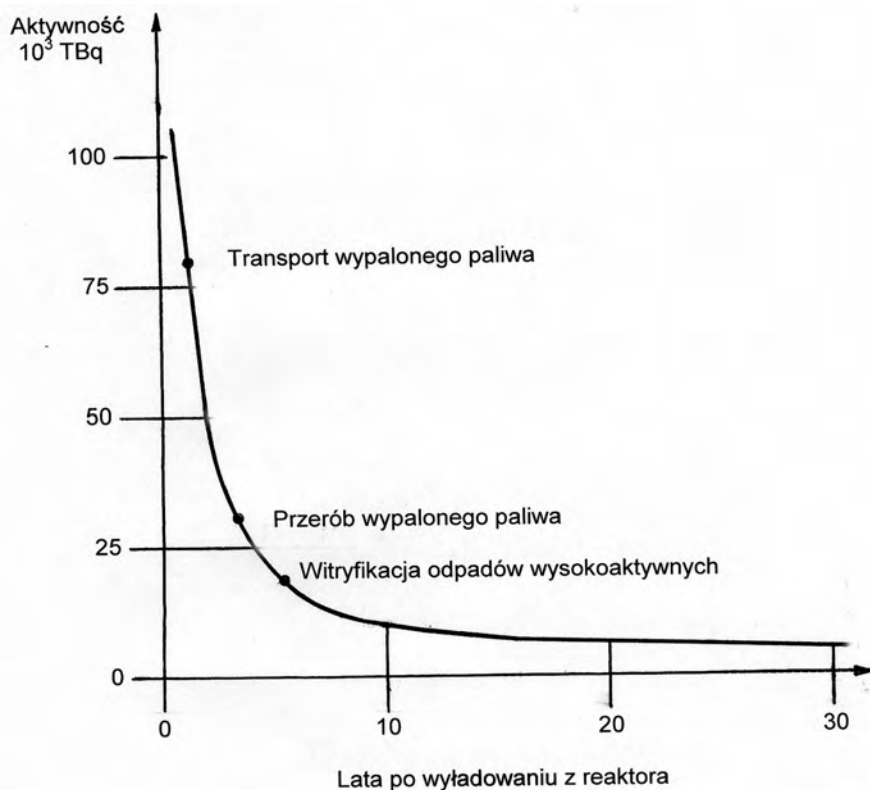
takiego paliwa doskonale nadaje się uran naturalny a także uran zubożony, którego jest pod dostatkiem ponieważ stanowi on pozostałości z procesu wzbogacania izotopowego. Wszystko to powoduje, że wartość RepU ocenia się na dwukrotnie niższą od uranu naturalnego. Możliwość zastosowania RepU w paliwie do reaktorów lekkowodnych została zademonstrowana praktycznie we Francji, w reaktorach PWR 900MW(e). Nie ma ono jednak jak na razie uzasadnienia ekonomicznego ze względu na wskazane wyżej niekorzystne właściwości tego uranu. W tej sytuacji kwalifikuje się on bardziej do tworzenia zapasów strategicznych w celu późniejszego wykorzystania w reaktorach prędkich IV generacji. Ma to miejsce we Francji, gdzie przewiduje się przechowywanie RepU nawet 200 lat.

Wykorzystanie wyłącznie RepU i pozostawienie plutonu do późniejszego wykorzystania rozważano w końcu lat 70-ych ubiegłego wieku w kontekście wysokich w owym czasie cen uranu pierwotnego oraz zakładanego wówczas dynamicznego wzrostu liczby oddawanych do użytku reaktorów prędkich pod koniec stulecia. Chodziło o to, by pluton zachować do uruchamiania tych reaktorów. Założenia te nie potwierdziły się z powodu ówczesnego, trwającego praktycznie ćwierć wieku, zahamowania wzrostu energetyki jądrowej.

### Przerób wypalonego paliwa z reaktorów lekkowodnych na świecie.

Technologia przerobu wypalonego paliwa oraz recyklingu jest w pełni opanowana i sprawdzona w praktyce na wielką skalę. Sam przerób jest możliwy dopiero po kilku latach schładzania tego paliwa w basenie wodnym. Jest to spowodowane jego wysoką aktywnością i emisją ciepła zaraz po wyładowaniu z reaktora. Maleją one jednak szybko dzięki zanikowi krótkożyłowych izotopów promieniotwórczych produktów rozszczepienia w pierwszych latach od wyładunku paliwa z reaktora. Wywóz wypalonego paliwa z elektrowni jądrowej jest możliwy, dzięki stosowanym np. we Francji specjalnym pojemnikom, już po dwóch latach (rys.1). Po upływie trzech lat od wyładunku z reaktora można dokonywać jego przerobu. Najbardziej rozpowszechnioną metodą oddzielania uranu i plutonu od pozostałych składników wypalonego paliwa, stosowaną w zakładach świadczących usługi na zasadach komercyjnych, jest metoda PUREX.

Jest to tzw. Metoda „mokra” (hydrometalurgiczna). Polega ona na rozpuszczaniu w kwasie azotowym wypalonego paliwa, po mechanicznym usunięciu jego metalowych struktur i pocięciu prętów paliwowych na krótkie odcinki za pomocą gilotyny, a następnie ekstrakcji cieczowej otrzymanych związków uranu i plutonu, odpowiednio  $UO_2(NO_3)_2$  i  $Pu(NO_3)_4$ , za pomocą rozcieńczonego naftą rozpuszczalnika organicznego. Rozpuszczalnik ten, będący fosforanem tributylu i oznaczany skrótem TBP (tributyl phosphate), dzięki powinowactwu chemicznemu jego cząsteczek wiąże zawarte w roztworze kwasu azotowego dwa główne aktywnowce: sześciowartościowy uran i czterowartościowy pluton, pozostawiając w nim trójwartościowe pomniejsze aktywnowce – ameryk, kiur i neptun oraz produkty rozszczepienia, które składają się na odpady wysokoaktywne. Z uwagi na to, że w odpadach tych znajdują się wysokoaktywne i długożyciowe izotopy, są one z reguły poddawane pro-



Rys.1. Spadek w czasie aktywności promieniotwórczej 1 tony wypalonego paliwa po jego wyładunku z reaktora lekkowodnego ze wskazaniem okresu, po którym może ono zostać poddane określonym operacjom zamkniętego cyklu paliwowego. Dane dla paliwa o wypaleniu 33 000 MWd/t. Źródło: World Nuclear Association (<http://www.world-nuclear.org/info/inf04.html>), wg danych firmy Cogema.

cesowi wityfikacji co skutecznie zapobiega wydostawaniu się substancji promieniotwórczych na zewnątrz. Pozostałości struktury metalicznej kaset paliwowych, wykonane ze stali nierdzewnej lub Zircalloy'u® nie podlegają rozpuszczeniu. Pozostałości te zawierają produkty aktywacji, czyli izotopy promieniotwórcze powstałe w nich w wyniku napromienienia w strumieniu neutronów w reaktorze. Są one zagęszczane (zgniatane) i zalewane betonem. W trakcie przerobu wypalonego paliwa powstają także średnio- i niskoaktywne odpady procesowe.

Dzięki wielokrotnemu powtarzaniu procesów ekstrakcji i re-ekstrakcji metoda PUREX pozwala na odzyskanie 99,95% U i 99,7% Pu o wymaganej czystości, choć możliwe są do osiągnięcia także wyższe wartości tego odzysku. Pluton otrzymywany jest na końcu procesu w postaci dwutlenku plutonu PuO<sub>2</sub>, trwale wiążącego ten pierwiastek dzięki posiadanej ceramicznej strukturze. Po wymieszaniu z UO<sub>2</sub> nadaje się on do produkcji paliwa MOX, które powinno być wykonane i załadowane do reaktora jak najszybciej ze względu na niekorzystną przemianę izotopu Pu-241 w niepożądany Am-241. Uran odzyskuje się w postaci azotanu uranylu (uranyl nitrate), wymagającego ewentualnie skierowania go do zakładu konwersji celem przetworzenia, zależnie od dalszego przeznaczenia, do postaci sześćfluorku uranu UF<sub>6</sub> (umożliwiającego wzbogacanie izotopowe) lub dwutlenku uranu UO<sub>2</sub> (nadającego się bezpośrednio do produkcji paliwa).

Przerobu wypalonego paliwa na skalę przemysłową dokonuje się we Francji (zakład firmy AREVA/COGEMA w La Hague o przepustowości 1700 tHM/rok), w Zjednoczonym Królestwie W. Brytanii (zakład firmy BNFL w Sellafield o przepustowości 900 tHM/rok) oraz w Japonii. Nowy zakład o przepustowości 800 tHM/rok ma być uruchomiony w tym kraju w końcu 2012 roku. Powyższe zdolności produkcyjne dotyczą paliwa z reaktorów lekkowodnych. Przerabiane jest głównie paliwo pochodzące z własnych reaktorów, jednak usługi świadczone w pierwszych dwóch krajach oferowane są także na zewnątrz. Rosja posiada zakład w Oziersku o przepustowości 400 tHM/rok. Przerób wypalonego paliwa prowadzony jest także w innych krajach (np. Japonia, Chiny). Areva i chińska firma CNCC będą budować w Chinach duże zakłady przerobu.

Zachodnioeuropejskie obiekty przemysłowe służące do wityfikacji odpadów wysokoaktywnych znajdują

się we Francji, Zjednoczonym Królestwie W.B. oraz w Belgii. Ich łączna zdolność produkcyjna wynosi 1000 ton (2 500 kanistrów o wysokości 1,3 m) na rok.

### Wytwarzanie paliwa MOX na świecie

Paliwo MOX było pierwotnie wytwarzane z przeznaczeniem do reaktorów na neutronach prędkich, w czym wiodącą rolę odgrywały Francja i Rosja. We Francji jest ono obecnie wytwarzane dla reaktorów lekkowodnych przez firmę COGEMA w Cadarache (40 t/rok) i w Marcoule (zakład Melox, 145 z planowanym wzrostem do 195 t/rok). W Zjednoczonym Królestwie zdolności produkcyjne zakładu THORP położonego w Sellafield zostały zmniejszone ostatnio ze 128 do 40 t/rok. Jego produkcja nie była dotąd znacząca ale od 2008r. zainteresowanie recyklingiem wzrosło. Japonia eksploatuje mały zakład o zdolności 10 t/rok w Tokai, a Rosja – o zdolności 5 t/rok w Oziersku. Japonia planuje jednak uruchomienie w 2015 roku zakładu o zdolności produkcyjnej 130 t/rok. W sumie w roku 2015 spodziewane zdolności produkcyjne paliwa MOX na świecie mają wynosić 380 t/rok. Oznacza to wzrost w porównaniu z rokiem 2009 o ponad 50%. Dla porządku trzeba dodać, że także USA budują zakład wytwarzania paliwa MOX w Savannah River, który ma być uruchomiony w 2016 r. Będzie on jednak wykorzystywał pluton o wysokiej jakości (weapons grade plutonium) pochodzący z demontażu głowic jądrowych. Obecnie paliwo MOX zapewnia jedynie około 5% dostaw paliwa i dotyczy 15% reaktorów w skali światowej ale obserwuje się w tym zakresie tendencję wzrostową.

### Rozwój technologii przerobu wypalonego paliwa z reaktorów lekkowodnych.

Klasyczna metoda PUREX nie umożliwia wydzielenia pomniejszych aktynowców i wybranych produktów rozszczepienia oraz ich odpowiedniego rozdzielania, co mogłoby pozwolić na ich przemianę w izotopy stabilne w instalacjach wykorzystujących neutrony prędkie (postępowanie „separation-transmutation”), lub na optymalizację zagospodarowania odpadów (postępowanie „separation-conditioning”). Aby to umożliwić, w ciągu ostatniego dziesięciolecia podjęto intensywne prace nad nowymi technologiami przerobu wypalonego paliwa, mogącymi prowadzić do wydzielenia pomniejszych aktynowców (neptunu, ameryku i kiuru) w celu ich późniejszej przemiany, a spośród produktów rozszczepienia – jodu i technetu w celu ich przemiany oraz cezu i

strontu w celu ich oddzielnego składowania np. ze średniożyciowymi odpadami pochodzącymi z innych źródeł. Usunięcie cezu i strontu z masy odpadów będzie prowadziło do znacznego obniżenia w długożyciowych odpadach wysokoaktywnych dominującego w ciągu pierwszych kilkuset lat źródła aktywności promieniotwórczej i emisji ciepła, którym jest rozpad średniożyciowych izotopów Cs-135 i Sr-90. Opracowanie nowych technologii przerobu ma także inny cel, jakim jest znaczne utrudnienie możliwości wykorzystania plutonu odzyskanego w wyniku przerobu wypalonego paliwa w sposób niezgodny z zasadami nieprolifracji. Skuteczną barierę przed takimi działaniami może stworzyć technologia prowadząca do odzysku plutonu w jednym strumieniu wraz z pewnymi domieszkami, zwłaszcza w postaci pomniejszych aktywności. Ten kierunek rozwoju technologii przerobu opartej na metodzie PUREX, zapoczątkowany we Francji i w USA, odpowiada celom postawionym w ramach amerykańskiej inicjatywy współpracy międzynarodowej GNEP (noszącej obecnie nazwę IFNEC) z 2006 roku. Ogólnie biorąc, nowe technologie przerobu wypalonego paliwa mogą oferować następujące kombinacje oddzielnych produktów wydzielonych w procesie przerobu wypalonego paliwa:

U, Pu + U (w małych ilościach)

U, Pu, pomniejsze aktywności,

U, Pu + Np, Am + Cm

U + Pu łącznie

U, Pu + pomniejsze aktywności, niektóre produkty rozszczepienia.

Technologie spełniające powyższe cele, które weszły już w etap rozwoju wychodzący poza skalę laboratoryjną, można podzielić na dwie grupy:

technologie mokre (hydrometalurgiczne) przerobu wypalonego paliwa dla recyklingu w reaktorach lekkowodnych, oraz technologie suche przerobu wypalonego paliwa (piroprocesowe z separacją elektrometalurgiczną) dla recyklingu w reaktorach prędkich IV generacji, które znajdują zastosowanie w przypadku reaktorów prędkich na paliwo metaliczne, budowanych we wspólnej lokalizacji z instalacją przerobu (reaktory IFR – *integrated fast reactors*).

W tym miejscu nieco uwagi poświęcimy jedynie technologiom mokrym, nadającym się do przerobu zarówno paliwa UOX jak i MOX, stosowanego w reaktorach lekkowodnych.

Najbardziej zaawansowaną nową technologią nadającą się do wdrożenia przemysłowego wydaje się być COEX (od *co-extraction of actinides*), która została opracowana we Francji na bazie PUREX, jeszcze jako technologia generacji III. Umożliwia ona oddzielne wydzielenie uranu oraz oddzielnie plutonu z dodatkiem uranu, co wychodzi naprzeciw postulatowi nieprolifracyjnym. Druga technologia francuska, DIAMEX-SANEX stanowi uzupełnienie poprzedniej pozwalając na selektywne wydzielenie długożyciowych radionuklidów po uprzednim wydzieleniu grupy U + Pu + Np w procesie COEX. Trzecią technologią jest GANEX (*grouped extraction of actinides*). Jest ona demonstrowana od 2008 roku w ATALANTE<sup>1</sup> i La Hague w ramach francusko-japońskiego-amerykańskiego programu GACID. GANEX prowadzi do takich samych produktów jak COEX, ale dodatkowo umożliwia wydzielenie pomniejszych aktywności oraz, spośród krótkożyciowych produktów rozszczepienia, także niektórych lantanowców<sup>2</sup>. Jest to już technologia nastawiona na przerób wypalonego paliwa z reaktorów lekkowodnych w celu zasilania reaktorów prędkich IV generacji na paliwo MOX, a także w celu przemiany w nich wydzielonych oddzielnie niepożądanych radioizotopów. Demonstracja technologii GANEX i próbnego wytworzenie prętów paliwowych zawierających U, Pu, Am, Np i Cm są planowane na 2012 rok. Badania wypalania i transmutacji pomniejszych aktywności wydzielonych za pomocą tej metody, prowadzone początkowo w we francuskim reaktorze prędkim Phenix, będą kontynuowane w japońskim reaktorze prędkim Monju.

Przedstawione wyżej trzy technologie opracowane we Francji przez firmę Areva oraz CEA mają być poddane w 2012 roku ocenie niezbędnej dla podjęcia decyzji o wybudowaniu dwóch instalacji pilotowych:

jednej, prawdopodobnie opartej na technologii COEX, która miałaby dostarczyć paliwa do reaktora prędkiego IV generacji przewidzianego do uruchomienia około roku 2020, oraz

drugiej, mającej wytwarzać eksperymentalne zespoły paliwowe, zawierające pomniejsze aktywności, w celu przeprowadzenia odpowiednich badań w reaktorze Monju i we francuskim reaktorze prędkim IV generacji.

Prace nad tymi technologiami mają doprowadzić do zatwierdzenia technologii odpowiadającej wymaganiom

wdrożenia około 2040 roku reaktorów prędkich IV generacji w skali przemysłowej. Wiąże się to również z planowanym czasem zakończenia eksploatacji zakładu przerobu wypalonego paliwa w La Hague i koniecznością zastąpienia go nowym zakładem.

We Francji prowadzono także badania nad zmodyfikowaną wersją UREX technologii PUREX. Prowadzi ona do wydzielenia plutonu tylko łącznie z uranem (cel nieproliferyacyjny) ale może być uzupełniona procesami pozwalającymi na wydzielenie jodu (przez odparowanie) i technetu (w drodze elektrolizy), a także cezu.

W USA, w ramach GNEP, rozwijane są przez *Department of Energy* technologie wywodzące się z UREX a mianowicie UREX+1a i UREX+3. Dla obu z nich celem nadrzędnym jest zapobieganie proliferacji przez wydzielenie plutonu tylko w połączeniu z pomniejszymi aktywnościami, przy czym różnice dotyczą sposobu tego połączenia. Pierwsza łączy z plutonem wszystkie pomniejsze aktywności, ale obecność lotnego ameryku oraz kiuru będącego silnym emitorem neutronów powoduje określone trudności przy wytwarzaniu paliwa MOX. Druga metoda pozwala na uniknięcie tych problemów pozostawiając z plutonem tylko neptun.

Amerykańska firma *Energy Solutions* opracowała technologię NUEX podobną do UREX+1a, lecz charakteryzującą się większą elastycznością procesów separacji.

Jeszcze inną nową technologią jest Super-DIREX (*supercritical fluid direct extraction* - nadkrytycznej

bezpośredniej ekstrakcji cieczonej) rozwijana przez firmę Mitsubishi i japońskie ośrodki naukowo badawcze. Jej przeznaczeniem jest przerób wypalonego paliwa UOX i MOX z reaktorów lekkowodnych. Fragmenty wypalonego paliwa są rozpuszczane w kwasie azotowym z fosforanem tributylu (TBP) i nadkrytycznym CO<sub>2</sub>, co prowadzi do kompleksowania uranu, plutonu i pomniejszych aktywności z TBP.

Nowe metody przerobu wypalonego paliwa mogą okazać się kosztowniejsze od technologii PUREX. Ich ostateczny wybór i wdrożenie na skalę przemysłową zostaną zapewne uzależnione od możliwości osiągnięcia odpowiedniej równowagi między dodatkowymi kosztami nowych procesów technologicznych a korzyściami w postaci zmniejszenia kosztów składowania odpadów. Jednak prace prowadzone nad tymi technologiami są wraz z perspektywą ekspansji reaktorów prędkich IV generacji ważnym argumentem za tym, by decyzja o przerobie wypalonego paliwa została podjęta we właściwym czasie w oparciu o dobre rozpoznanie trendów światowych.

### Składowanie wypalonego paliwa i odpadów wysokoaktywnych

Składowanie wypalonego paliwa traktowanego jako odpady wysokoaktywne wymaga zastosowania środków uniemożliwiających jakiegokolwiek znaczące uwolnienia substancji promieniotwórczych do środowiska naturalnego w okresie tysięcy lat. Powszechnie uznaje się, że składowisko takie może być wykonane

Kraj	Liczba eksploatowanych reaktorów	Całkowita moc zainstalowana w EJ GW(e)	Udział EJ w produkcji energii elektr.	Przerób wypalonego paliwa	Stadium wyboru lokalizacji składowiska	Termin uruchomienia składowiska	Składowanie wypalonego paliwa
BELGIA	7	5,7	53,8	<b>TAK</b>	?	ok. 2040 r.	NIE
CHINY	11	8,6	2,2	<b>TAK</b>	prace	ok. 2050 r.	NIE
FINLANDIA	4	2,7	29,7	NIE	decyzja	2020 r.	<b>TAK</b>
FRANCJA	58	63,5	76,2	<b>TAK</b>	decyzja	2025 r.	NIE
HISZPANIA	8	7,4	18,3	NIE	?	brak	?
JAPONIA	53	46,2	24,9	<b>TAK</b>	prace	brak	NIE
KANADA	18	12,7	14,8	NIE	prace	brak	<b>TAK</b>
NIEMCY	17	20,3	28,3	<b>TAK</b> →NIE	wstrzym.	brak	<b>TAK</b>
REP.KOREI	20	17,1	35,6	NIE	?	brak	<b>TAK</b>
SZWAJCARIA	5	3,2	39,2	<b>TAK</b>	prace	po 2040 r.	NIE
SZWECJA	10	9,1	42	NIE	decyzja	2023	<b>TAK</b>
UK	19	11	13,5	<b>TAK</b>	prace	brak	<b>TAK</b>
USA	104	101,1	19,7	NIE→ <b>TAK</b> ?	decyzja	brak (2018?)	<b>TAK</b>

*Tabela 1. Postępowanie z wypalonym paliwem i plany składowania odpadów wysokoaktywnych w wybranych krajach mających energetykę jądrową (znak zapytania oznacza brak decyzji)*

w głębokich stabilnych strukturach geologicznych i wymaga zastosowania wielokrotnych barier, między innymi hermetycznego zamknięcia wypalonego paliwa (encapsulation). Zastosowanie takich barier a także fakt szczątkowego wydzielania ciepła przez wypalone paliwo wymagają około czterokrotnie większej przestrzeni składowania niż by to wynikało z samej objętości paliwa. Wymaganie to ma oczywiste przełożenie na wysokie koszty składowania. Podobnie jak w przypadku wypalonego paliwa, o tym jaka musi być pojemność przyszłego składowiska odpadów będą decydowały zarówno przewidywana objętość odpadów wysokoaktywnych jak i ich aktywność promieniotwórcza oraz emisja ciepła, które będą miały wpływ na rodzaj i wielkość stosowanych barier. W przypadku odpadów wysokoaktywnych przestrzeń niezbędna do ich składowania jest około 9 razy większa od objętości samych odpadów.

Sytuację w zakresie postępowania z wypalonym paliwem i przyszłego składowania odpadów wysokoaktywnych w wybranych państwach mających energię jądrową przedstawia wg danych z 2009 roku tabela 1.

Jak widać z powyższej tabeli, decyzję w sprawie lokalizacji składowiska podjęły tylko cztery z wymienionych krajów. Inne prowadzą dopiero prace przygotowawcze w tym kierunku. W przypadku Niemiec wybrano już lokalizację Gorleben, ale wstrzymano działania prowadzące w kierunku uruchomienia składowiska. Większość z krajów wymienionych w tabeli eksploatuje reaktory energetyczne od 40 – 50 lat, a niektóre nawet dłużej, co potwierdza, że wypalone paliwo może być bezpiecznie przechowywane przez okres wielu dziesięcioleci.

W krajach, w których ograniczono się do otwartego cyklu paliwowego - w Finlandii, Kanadzie, Republice Korei Płd., Szwecji, czy USA – składowiska będą służyły do składowania wypalonego paliwa. Tam zaś gdzie stosuje się (lub stosowano) zamknięty cykl paliwowy część wypalonego paliwa nie poddana przerobowi może być składowana wraz z powstałymi z przerobu zeszkliwionymi odpadami wysokoaktywnymi. Dotyczy to Niemiec i Zjednoczonego Królestwa WB (UK), a także USA, które nawet w przypadku podjęcia rozważanej obecnie decyzji w sprawie budowy zakładu przerobu nie będą w stanie przerobić wielkiej ilości nagromadzonego dotąd wypalonego paliwa.

Jest jednak bardzo prawdopodobne, że w przypadku

Polski, dopiero przystępującej do programu energetyki jądrowej, składowania wypalonego paliwa z reaktorów lekkowodnych można, a nawet trzeba będzie uniknąć, ponieważ przyszłość tej energetyki będzie oparta na reaktorach prędkich wymagających plutonowo-uranowego wsadu paliwowego. Potrzebny do tego celu pluton będzie musiał być odzyskany, o czym już była mowa, z wypalonego paliwa reaktorów lekkowodnych. Można oczywiście uruchomić pierwsze reaktory prędkie na paliwie uranowym, ale wymaga to wzbogacenia uranu do ponad 20% zawartości U-235, co znacznie podniosłoby koszt paliwa ponieważ do wyprodukowania go potrzeba by było ponad cztery razy więcej uranu pierwotnego (naturalnego) i jednostek pracy rozdzielania, niż w przypadku paliwa do reaktorów lekkowodnych III generacji.

### Wybór cyklu paliwowego a kwestia odpadów

Przerób wypalonego paliwa powoduje istotne zmniejszenie zapotrzebowania na pojemność składowiska. Według danych francuskich, w przypadku przerobu wypalonego paliwa przy zastosowaniu technologii PUREX możliwe jest 10-krotne zmniejszenie objętości wymagających składowania odpadów wysokoaktywnych. Mówiąc precyzyjniej: dziesięciu kontenerom typu CASTOR zawierającym wypalone paliwo odpowiada jeden taki kontener z odpadami wysokoaktywnymi poddanymi wityfikacji. Liczba ta nie uwzględnia faktu, że w przypadku wykorzystania odzyskanego plutonu w paliwie MOX do reaktorów lekkowodnych, paliwo to po wypaleniu może zostać zakwalifikowane jako odpady, o ile nie zostanie poddane przerobowi w celu pozyskania plutonu dla reaktorów prędkich. Dla wytworzenia jednego zespołu paliwowego MOX trzeba przerobić osiem wypalonych zespołów UOX. Przerób średniej rocznej ilości wypalonego paliwa z reaktora lekkowodnego prowadzi do powstania tylko około 2 - 3 m<sup>3</sup> odpadów wysokoaktywnych. Koncentrując uwagę na odpadach wysokoaktywnych trzeba być jednak także świadomym faktu, że przerób wypalonego paliwa generuje dodatkowo pewne ilości odpadów średnio- i niskoaktywnych, które pochodzą z samego procesu przerobu, o czym była już mowa. Długozyciowe odpady średnioaktywne mogą wymagać takiego samego składowania jak w przypadku odpadów wysokoaktywnych. Rozwiązanie takie przewidziano np. we Francji. Poważne ograniczenie objętości i aktywności odpa-



dów wysokoaktywnych osiągnane w przypadku zamkniętego cyklu paliwowego należy uznać za ważny czynnik o znaczeniu ekonomicznym. Tu jednak należy stwierdzić, że znacznie większe efekty w tym względzie da komercjalizacja technologii IV generacji obejmującej wprowadzenie do eksploatacji reaktorów prędkich wraz z wdrożeniem technologii przerobu wypalonego paliwa pozwalającej na usuwanie z odpadów szczególnie wysokoaktywnych i/

Skrót LLW oznacza odpady niskoaktywne (low level waste), HLW – odpady wysokoaktywne (high level waste).

### Uwagi końcowe

Przerób wypalonego paliwa z reaktorów lekkowodnych i recykling, głównie plutonu, do tych reaktorów jest obecnie uzasadniony ekonomicznie, a oprócz tego ma korzystne następstwa w postaci redukcji objętości długożyciowych odpadów wysokoaktywnych. Obecnie coraz szerzej uznaje się jednak,

	Przykładowy udział wagowy	Reaktory lekkowodne			Reaktory prędkie IV generacji
		Cykl otwarty	Cykl zamknięty, jeden recykling, technologia PUREX	Cykl zamknięty, jeden recykling, nowe technologie przerobu	Cykl zamknięty, multirecykling, nowe technologie przerobu
<b>Aktywnowce</b>					
Uran	94,1%	Składowanie (HLW)	Paliwo UOX, MOX lub Rezerwa lub LLW	Paliwo UOX, MOX lub Rezerwa lub LLW	Paliwo MOX lub metaliczne
Pluton	1,2%	Składowanie (HLW)	Paliwo MOX	Paliwo MOX	Paliwo MOX lub metaliczne
Pomniejsze aktywnowce	0,15%	Składowanie (HLW)	Składowanie (HLW)	Przechowywanie do późniejszej przemiany →	Paliwo MOX lub metaliczne
<b>Produkty rozszczepienia</b>					
Stabilne i krótkożyciowe	4%	Składowanie (HLW)	Składowanie (HLW)	Składowanie (HLW)	Składowanie (HLW)
cez/stront	0,4%	Składowanie (HLW)	Składowanie (HLW)	Składowanie oddzielnie (HLW)	Składowanie oddzielnie (HLW)
jod/technet	0,15%	Składowanie (HLW)	Składowanie (HLW)	Przechowywanie do późniejszej przemiany →	Przemiana za pomocą neutronów prędkich

*Tabela 2. Możliwe sposoby postępowania z aktywnowcami i produktami rozszczepienia w zależności od cyklu paliwowego i technologii reaktorowej.*

lub szczególnie długożyciowych izotopów powstałych w paliwie w czasie pracy reaktora.

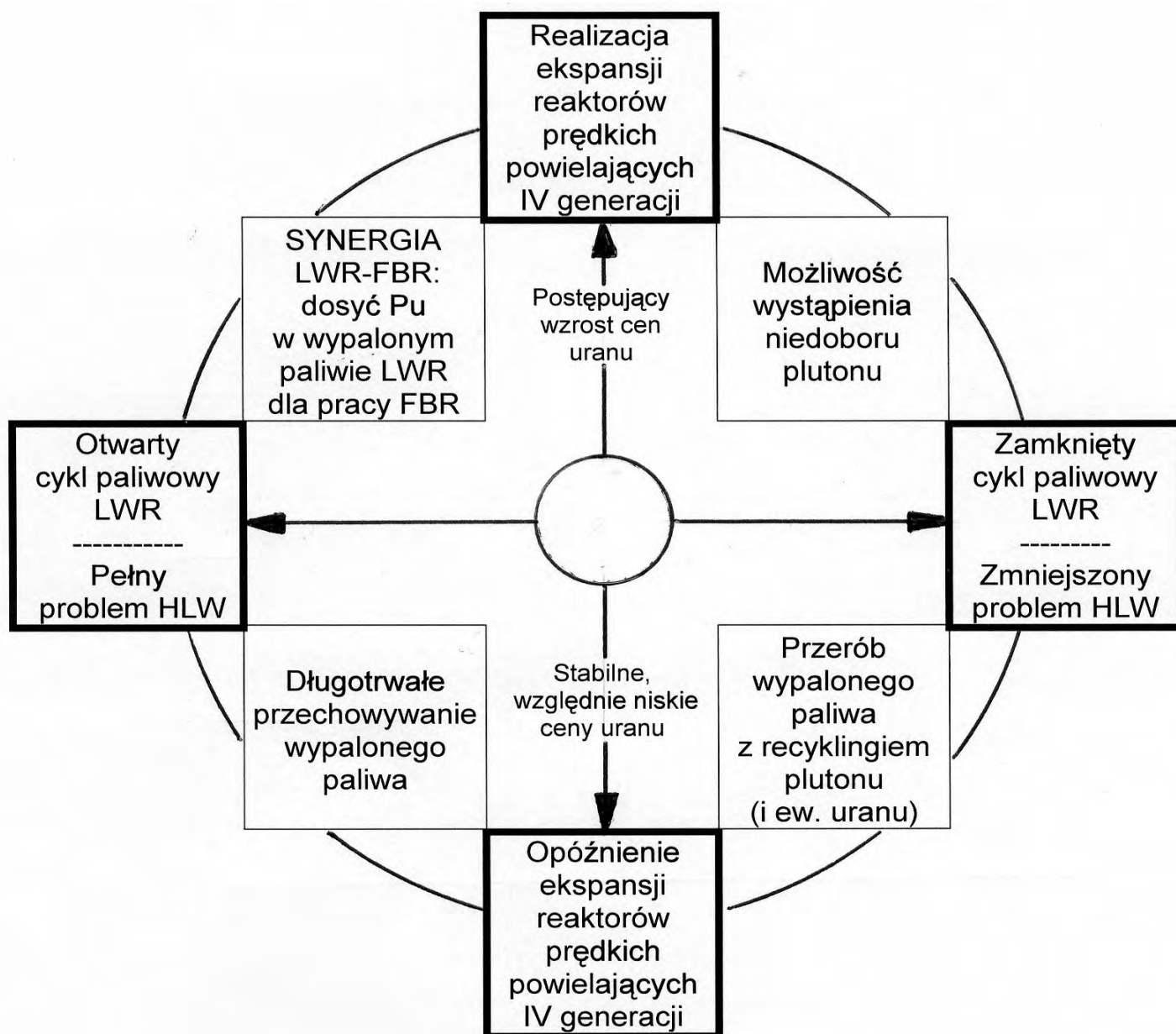
W tabeli 2 pokazane są różne możliwe sposoby postępowania z aktywnowcami i produktami rozszczepienia zawartymi w wypalonym paliwie reaktorowym. Ukazane w tabeli ilości poszczególnych składowych wypalonego paliwa podano przykładowo (proporcje między nimi zależą zawsze od początkowego wzbogacenia w U-235 i od wypalenia paliwa).

że eksploatacja reaktorów lekkowodnych z zamkniętym cyklem paliwowym stanowi fazę przejściową w rozwoju energetyki jądrowej. Fazę docelową rozpocznie eksploatacja w wielkiej skali reaktorów prędkich IV generacji z zamkniętym cyklem paliwowym. Będą to już reaktory, których komercjalizacja stworzy możliwości wypalenia wszystkich aktywnowców a także transmutacji niektórych produktów rozszczepienia. Zdecyduje to z pewnością o ostatecznym przeznaczeniu wypalonego paliwa z

Ze względu na obecne, zaawansowane stadium prac prowadzonych nad nowymi technologiami przerobu wypalonego paliwa, oraz konstrukcjami reaktorów IV generacji, a także na planowaną w wielu krajach rozbudową lub budową od podstaw energetyki jądrowej, co prawdopodobnie pociągnie za sobą wzrost cen uranu, w przypadku krajów przystępujących do budowy energetyki jądrowej, a zatem i Polski, pojawia się problem decyzyjny, który ilustruje rysunek 2.

Solidne przesłanki do podejmowania właściwych decyzji w kwestii cyklu paliwowego polskich elektrowni jądrowych, zwłaszcza odnośnie do postępowania z wypalonym paliwem jądrowym, mogą pojawić się

około roku 2020, tj. w okresie gdy ma być uruchamiany pierwszy reaktor. Przynajmniej do tego czasu najbardziej wskazaną strategią w kwestii postępowania z wypalonym paliwem będzie więc „czekaj i obserwuj”, bez podejmowania wiążących zobowiązań w tej kwestii. Do głębszych rozważań na temat postępowania z wypalonym paliwem z reaktorów, które zgodnie z Krajowym Programem mają zostać uruchomione w Polsce w dekadzie 2020 – 2030, potrzebna będzie w ocenie autora także szersza wizja rozwoju polskiej energetyki jądrowej, obejmująca okres po roku 2030.



Rys. 2. Ilustracja autorska problemu decyzyjnego dotyczącego wyboru rodzaju cyklu paliwowego dla polskiej energetyki jądrowej (kwadraty lewy i prawy) i skutków tego wyboru (kwadraty wewnętrzne) zależnie od tempa wdrażania do eksploatacji reaktorów prędkich IV generacji (kwadraty górny i dolny). Ukazana możliwość niedoboru plutonu w przypadku ekspansji reaktorów prędkich jest związana z przerobem wypalonego paliwa i recyklingiem plutonu w cyklu paliwowym reaktorów lekkowodnych.

**Wykaz skrótów używanych w tekście**

- FBR reaktor powielający na neutronach prędkich (fast breeder reactor)  
GACID Global Actinide Cycle International Demonstration  
GBq gigabekerel, jednostka aktywności promieniotwórczej równa  $10^9$  bekereli; jeden bekerel jest równy jednemu rozpadowi na sekundę  
GNEP Global Nuclear Energy Partnership  
HLW odpady wysokoaktywne (high level waste)  
HM ciężki metal (heavy metal), wyłącznie całość aktynowców (uran, pluton, pomniejsze aktynowce) składających się na paliwo jądrowe, tj. bez elementów struktur paliwa  
IFNEC International Forum for Nuclear Energy Cooperation  
IFR zintegrowany reaktor na neutronach prędkich (integrated fast reactor)  
LLW odpady niskoaktywne (low level waste)  
MOX paliwo tlenkowe uranowo-plutonowe zawierające mieszaninę  $UO_2$  i  $PuO_2$   
UOX paliwo tlenkowo-uranowe zawierające uran w postaci  $UO_2$  (uranium oxide) (MOX)  
RepU uran pochodzący z przerobu wypalonego paliwa (reprocessed uranium)  
SWU jednostka pracy rozdzielania stosowana do określenia wysiłku włożonego w rozdzielanie izotopów uranu w procesie jego wzbogacania izotopowego (więcej w przypisie 19)  
TBq terabekerel równy  $10^{12}$  bekereli

**Inne publikacje autora mające związek z tematyką tego artykułu**

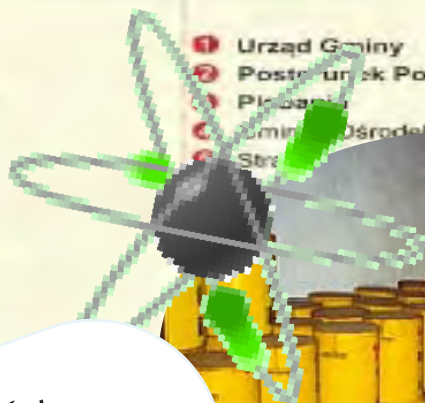
1. Jacek Kaniewski. Bezpieczeństwo dostaw paliwa jądrowego dla elektrowni jądrowych w Unii Europejskiej. Postępy Techniki Jądrowej. Vol.51, Z.2, Warszawa 2008 r.
2. Jacek Kaniewski. Nieco wiedzy o materiałach jądrowych. Postępy Techniki Jądrowej. Vol.52, Z.1, Warszawa 2009 r.
3. Jacek Kaniewski. Wzbogacanie izotopowe uranu. Szczególne ogniwo jądrowego cyklu paliwowego. Postępy Techniki Jądrowej. Vol.52, Z.4, Warszawa 2009 r.
4. Jacek Kaniewski. Rozważania na temat cyklu paliwowego dla polskiej energetyki jądrowej. Postępy Techniki Jądrowej. Vol.53, Z.1, Warszawa 2010 r.
5. Jacek Kaniewski. Wypalone paliwo jądrowe: groźne odpady czy cenny surowiec energetyczny? Ekoatom. Kwartalnik internetowy Nr 1, kwiecień. 2011 r.

---

<sup>1</sup>Skrót pełnej nazwy w jęz. francuskim *Atelier Alpha et Laboratoire pour les Analyses de Transuraniens et Etudes de re-traitement* (Warsztaty Alfa i Laboratorium Analiz Transuranowców i Studiów nad przerobem wypalonego paliwa).

<sup>2</sup>Lantanowcami nazywamy pierwiastki o liczbach atomowych od 57 do 71, należące do tzw. metali ziem rzadkich. Charakteryzują się one dużą zdolnością pochłaniania neutronów. Spośród radioizotopów z grupy lantanowców największy czas półrozpadu ma samar  $Sm-151$  (90 lat).

1378



- 1 Urząd Gminy
- 2 Posterunek Policji
- 3 Plac
- 4 Gimnazjum i Centrum Kultury
- 5 Strada



## Krajowe Składowisko Odpadów Promieniotwórczych Różan

(KSOP) położone jest w miejscowości Różan nad Narewą w odległości ok. 90 km od Warszawy i mieści się na terenie dawnego fortu zajmując powierzchnię 3,045 ha. Od strony północnej fortu, w odległości ok. 400 m, znajdują się zabudowania miejskie, zaś od strony południowej – wschodniej oddalona o ok. 800 m rzeka Narew. KSOP funkcjonuje już od 1961 roku i według klasyfikacji Międzynarodowej Agencji Energetycznej jest typem składowiska powierzonego. Składowisko to, zajmujące obszar 3,045 ha, znajduje się w jednym z dawnych fortów wojskowych, wybudowanych przez władze rosyjskie w latach 1905-1908. Wody gruntowe znajdują się pod warstwą gliny o bardzo małej przepuszczalności i warstwą gleby o kilku metrach poniżej składowiska.

## Krajowe Składowisko Odpadów Promieniotwórczych Różan

Długożyciowe odpady alfa-promieniotwórcze przechowywane są w komorach betonowych budowli fortecznej. Grubość ścian i stropów w obiektach wynosi 1,2 - 1,5 m, co zapewnia pełną osłonność biologiczną umieszczonych w nich odpadów. Odpady te, przedostające się do innego składowiska w Różanie, będą przeniesione do składowiska alfa-promieniotwórczych odpadów z eksploatacji czujki dymu ze źródeł Am-241, Pu-239 i Pu-238 oraz wycofane z użytkowania źródła radowe. Zużyte źródła promieniotwórcze krótkożyciowe – i średnioaktywne składuje się w podziemnym betonowym obiekcie składającym się z 12 komór. Po wykorzystaniu poszczególnych komór są one wypełnione betonem w celu ograniczenia poziomu promieniowania na zewnątrz komór. Włana zostanie również zaprawa cementowa, natomiast wlot komory zostanie odpowiednio uszczelniony i zamknięty.



wnp.pl

Będzie drugie składowisko nisko i średnioaktywnych odpadów promieniotwórczych,  
2010.03.29 [wnp.pl](http://wnp.pl)

Z powodu prawie całkowitego zapełnienia eksploatowanego składowiska odpadów promieniotwórczych nisko- i średnioaktywnych w Różanie nad Narwią, konieczna jest budowa kolejnego. Trzeba to zrobić nawet bez rozwoju energetyki jądrowej.

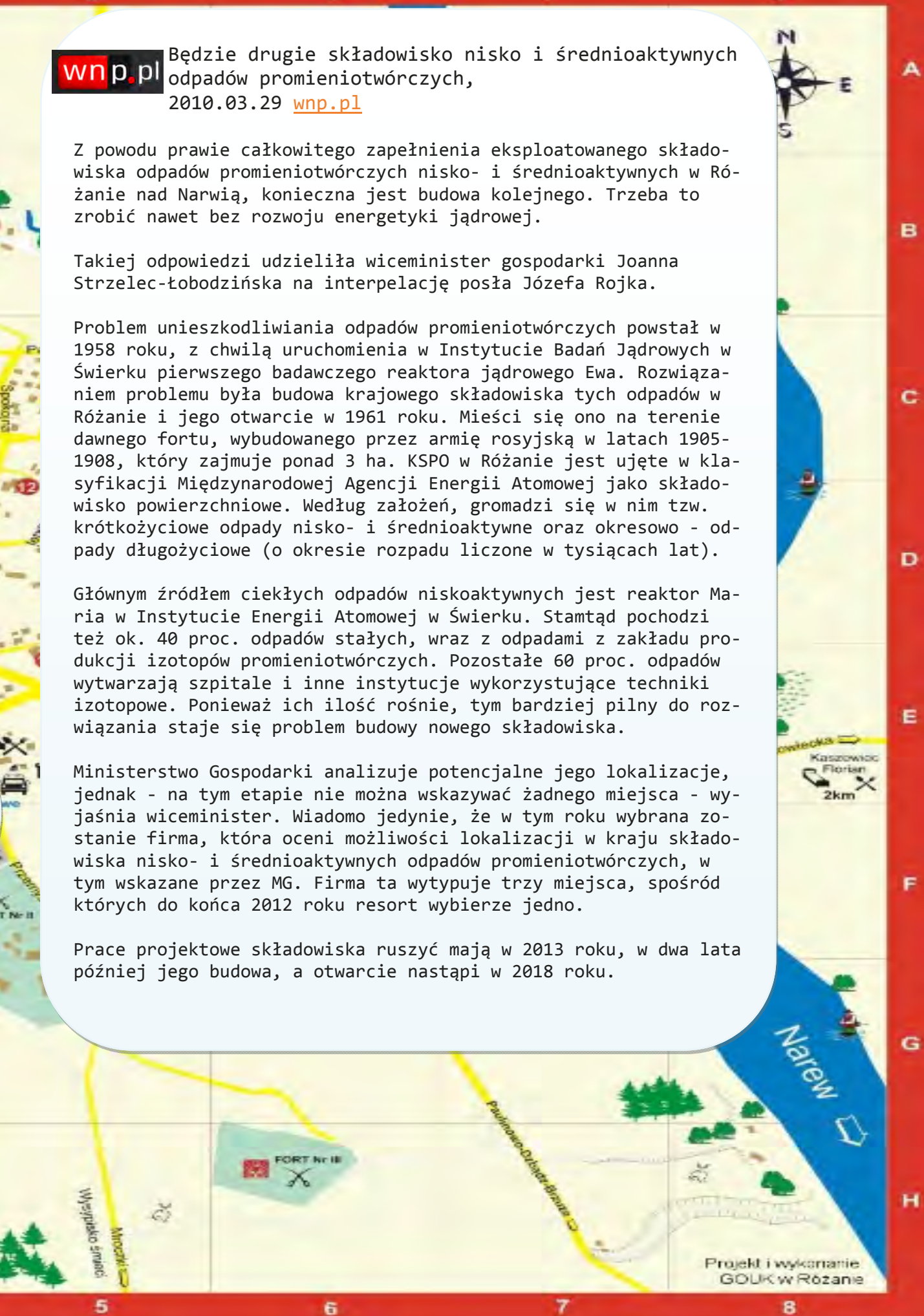
Takiej odpowiedzi udzieliła wiceminister gospodarki Joanna Strzelec-Łobodzińska na interpelację posła Józefa Rojka.

Problem unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych powstał w 1958 roku, z chwilą uruchomienia w Instytucie Badań Jądrowych w Świerku pierwszego badawczego reaktora jądrowego Ewa. Rozwiązaniem problemu była budowa krajowego składowiska tych odpadów w Różanie i jego otwarcie w 1961 roku. Mieści się ono na terenie dawnego fortu, wybudowanego przez armię rosyjską w latach 1905-1908, który zajmuje ponad 3 ha. KSPO w Różanie jest ujęte w klasyfikacji Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej jako składowisko powierzchniowe. Według założeń, gromadzi się w nim tzw. krótkożyciowe odpady nisko- i średnioaktywne oraz okresowo - odpady długożyciowe (o okresie rozpadu liczone w tysiącach lat).

Głównym źródłem ciekłych odpadów niskoaktywnych jest reaktor Maria w Instytucie Energii Atomowej w Świerku. Stamtąd pochodzi też ok. 40 proc. odpadów stałych, wraz z odpadami z zakładu produkcji izotopów promieniotwórczych. Pozostałe 60 proc. odpadów wytwarzają szpitale i inne instytucje wykorzystujące techniki izotopowe. Ponieważ ich ilość rośnie, tym bardziej pilny do rozwiązania staje się problem budowy nowego składowiska.

Ministerstwo Gospodarki analizuje potencjalne jego lokalizacje, jednak - na tym etapie nie można wskazywać żadnego miejsca - wyjaśnia wiceminister. Wiadomo jedynie, że w tym roku wybrana zostanie firma, która oceni możliwości lokalizacji w kraju składowiska nisko- i średnioaktywnych odpadów promieniotwórczych, w tym wskazane przez MG. Firma ta wytypuje trzy miejsca, spośród których do końca 2012 roku resort wybierze jedno.

Prace projektowe składowiska ruszyć mają w 2013 roku, w dwa lata później jego budowa, a otwarcie nastąpi w 2018 roku.



## Pół wieku z odpadami promieniotwórczymi

Problem unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych powstał w Polsce w 1958 roku, z chwilą uruchomienia w Instytucie Badań Jądrowych w Świerku koło Warszawy pierwszego badawczego reaktora jądrowego EWA. W 1961 roku rozpoczęto eksploatację Centralnej Składnicy Odpadów Promieniotwórczych w Różanie.

W początkowym okresie zagadnieniem unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych zajmowała się Centrala Odpadów Promieniotwórczych (COP), której eksploatację rozpoczęto w 1961 roku, będąca w strukturze organizacyjnej Instytutu Badań Jądrowych (IBJ) gospodarstwem pomocniczym.

W 1970 roku COP przekształcono w Zakład Unieszkodliwiania Substancji Promieniotwórczych (ZUSP), który następnie został włączony do nowoutworzonego Ośrodka Reaktorów i Produkcji Izotopów (ORiPI) w Instytucie Energii Atomowej (IEA), powstałym w 1983 roku po przekształceniu IBJ.

W 1988 roku, po wyodrębnieniu się ORiPI z IEA i utworzeniu Ośrodka Badawczo-Rozwojowego Izotopów, ZUSP znalazł się w strukturze Instytutu Energii Atomowej. Decyzją Dyrektora IEA, z dniem 1 stycznia 1994 roku, został przekształcony w Zakład Doświadczalny Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych (ZDUOP) z rozszerzoną, w stosunku do innych zakładów instytutu, samodzielnością finansową.

Z dniem 1 stycznia 2002 roku na mocy Ustawy – Prawo atomowe (Dz.U. z 2001 r. nr 3, poz. 18, ze zm.) ZDUOP IEA przekształcony został w przedsiębiorstwo państwowe uży-

teczności publicznej p.n. Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych (ZUOP).

Działalność ZUOP ma zasięg ogólnokrajowy o charakterze służby publicznej i obejmuje następujące zadania:

- ∞ odbiór materiałów jądrowych, źródeł i odpadów promieniotwórczych z terenu całego kraju,
- ∞ transport materiałów jądrowych, źródeł i odpadów promieniotwórczych,
- ∞ przetwarzanie i zestalanie odpadów,
- ∞ przechowywanie i składowanie odpadów promieniotwórczych,
- ∞ przechowywanie źródeł promieniotwórczych,
- ∞ przechowywanie materiałów jądrowych,
- ∞ przechowywanie i transport wypalonego paliwa jądrowego.
- ∞ dekontaminacja skażonych urządzeń, instalacji i obiektów,
- ∞ likwidacja skutków zdarzeń radiacyjnych.

Wszystkie wykonywane przez ZUOP zadania prowadzone są na podstawie ważnych zezwoleń Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki i objęte są programem zapewnienia jakości.

ZUOP stosuje nowoczesne technologie unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych, pozwalające na uzyskiwanie wysokich współczynników redukcji objętości i wysokich współczynników dekontaminacji oraz na przygotowanie odpadów w sposób zapewniający bezpieczeństwo ludności i środowiska w całym okresie składowania odpadów.

Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych posiada własne środki transportu, umożliwiające przewóz odpadów promieniotwórczych w różnej postaci fizycznej, opakowaniach i o różnych gabarytach. Jest jedyną w Polsce instytucją zajmującą się kompleksowo unieszkodliwianiem odpadów promieniotwórczych.

ZUOP eksploatuje jedyne w Polsce Krajowe Składowisko Odpadów Promieniotwórczych (KSOP) w Różanie. Składowisko to jest miejscem składowania powstających w Polsce odpadów promieniotwórczych. KSOP, zlokalizowany na terenie byłego fortu wojskowego, jest typem składowiska powierzchniowego przeznaczonym do składowania krótkożytych odpadów nisko- i średnioaktywnych oraz do okresowego przechowywania odpadów długożytych.

W KSOP mogą być składowane odpady wyłącznie w postaci stałej lub zestalonej.

Stale i zestalone odpady umieszczane są w betonowych obiektach tego fortu, których grubość ścian i stropów wynosi 1,2 - 1,5 m.

Miejscem składowania odpadów krótkożytych nisko- i średnioaktywnych jest także fragment adaptowanej do tego celu suchej fosy. Dno i boki fosy pokryte są 20 cm warstwą betonu. Opakowane odpady umieszczane są w fosie warstwami i zalewane betonem z dodatkiem bentonitu, który z uwagi na właściwości sorpcyjne, wspomaga skuteczność izolacji odpadów. Ostatnie, najwyżej znajdujące się odpady pokrywane są 40 cm warstwą betonu i zaimpregnowane mieszaną bitumiczną ograniczającą możliwości infil-

tracji wód opadowych do wnętrza tej konstrukcji.

Skuteczność stosowanych zabezpieczeń (barier) jest systematycznie sprawdzana przez kontrolę: narażenia radiologicznego pracowników na podstawie pomiarów indywidualnych, radioaktywności podstawowych elementów środowiska naturalnego (powietrze, woda, gleba, roślinność), poziomu promieniowania na terenie i w otoczeniu składowiska. W pięćdziesięcioletnim okresie eksploatacji KSOP zgromadzonych zostało 3707 m<sup>3</sup> odpadów o sumarycznej aktywności 40,7 TBq. (objętość i aktywność wyznaczona na dzień 31.05.2011r.)

W najbliższym czasie eksploatowana fosa zostanie całkowicie wypełniona odpadami promieniotwórczymi. W celu zachowania ciągłości składowania odpadów krótkożytych nisko- i średnioaktywnych, w najbliższym czasie zaadaptowany zostanie fragment „fosy południowej”, w której odpady będą przetrzymywane pod zadaszeniem w specjalnych kontenerach.

W perspektywie kilku najbliższych lat istnieje konieczność wyboru lokalizacji, a następnie budowy nowego składowiska dla odpadów promieniotwórczych nisko- i średnioaktywnych.

Wojciech Świdnicki  
Kierownik Sekcji Rozwoju i Zapewnienia Jakości  
Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych  
[www.zuop.pl](http://www.zuop.pl)

## 1. Wprowadzenie

Praktycznie przy każdej działalności związanej z produkcją bądź stosowaniem izotopów promieniotwórczych towarzyszy powstawanie odpadów promieniotwórczych. Za właściwe postępowanie z odpadami promieniotwórczymi na terenie jednostki organizacyjnej, gdzie one powstały, a więc okresowe przechowywanie, ewidencjonowanie i unieszkodliwianie odpadów odpowiada kierownik tej jednostki. Jedyną instytucją w Polsce posiadającą zezwolenie na unieszkodliwianie i składowanie odpadów promieniotwórczych jest przedsiębiorstwo państwowe użyteczności publicznej Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych (ZUOP), który odpowiada za prawidłowe postępowanie z odpadami promieniotwórczymi od chwili ich przejścia od wytwórcy. Należy jednak podkreślić, że warunkiem koniecznym do prowadzenia prawidłowej gospodarki odpadami promieniotwórczymi jest właściwe postępowanie już na etapie ich powstawania, więc u prowadzącego prace z wykorzystaniem substancji promieniotwórczych. Podstawowe wymagania, jakie należałoby tu wymieniść, to:

- minimalizacja ilości powstających odpadów,
- właściwa segregacja,
- ALARA(As Low As Reasonably Achievable). Podstawowa zasada ochrony radiologicznej: należy tak planować i organizować pracę z promieniowaniem jonizującym, aby otrzymane dawki były możliwie jak najmniejsze z racjonalnym uwzględnieniem czynników technicznych, ekonomicznych i socjalnych (zysk musi zawsze przewyższać straty).
- odpowiednie zabezpieczenie i magazynowanie z uwzględnieniem minimalizacji narażenia personelu i wpływu na środowisko naturalne,
- właściwa dokumentacja na etapie powstawania i przekazywania do unieszkodliwienia.

## 2. Źródła i rodzaje odpadów promieniotwórczych odbieranych przez ZUOP do unieszkodliwiania.

ZUOP odbiera stałe i ciekłe odpady promieniotwórcze nisko- i średnioaktywne, zużyte zamknięte źródła promieniotwórcze oraz wycofane z eksploatacji czujki dymu.

Głównym źródłem ciekłych odpadów niskoaktywnych jest reaktor MARIA, skąd pochodzi ok. 90% wszystkich ścieków. Ciekłe odpady średnioaktywne powstają przy produkcji źródeł promieniotwórczych i w niektórych przypadkach podczas dekontaminacji skażonych powierzchni.

Znacząca ilość stałych odpadów promieniotwórczych ok. 40% powstaje w Ośrodku Świerk tj. z reaktora Maria oraz z zakładu produkcji izotopów promieniotwórczych tj. Instytutu Energii Atomowej POLATOM Ośrodek Radioizotopów. Odpadami promieniotwórczymi pochodzenia reaktorowego są m.in. filtry (z układów oczyszczania chłodziwa i wentylacji) odpady podekontaminacyjne, zużyte elementy aparatów i urządzeń reaktorowych. Do odpadów z produkcji izotopów należą:

- niewykorzystane materiały aktywne z produkcji izotopów, odpady podekontaminacyjne,
- zużyte skażone elementy aparatów i urządzeń.

Pozostałe 60% pochodzi ze szpitali, klinik i innych instytucji wykorzystujących techniki izotopowe, znajdujących się na terenie całego kraju. Odpady powstałe podczas stosowania substancji promieniotwórczych do celów medycznych to przede wszystkim ampułki po preparatach promieniotwórczych, a także strzykawki, lignina, folia, odzież ochronna, zużyte elementy wyposażenia oraz odpady z dekontaminacji. Specjalną grupę odpadów medycznych stanowią źródła radowe (Ra-226). Odbiór tych odpadów od użytkowników podlega specjalnej procedurze. Dotyczy ona m.in. przygotowania (zabezpieczenia) odpadów na okres transportu. Ma to szczególne znaczenie, w sytuacji, gdy źródła uległy rozszczelnieniu.

Zamknięte, zużyte źródła promieniotwórcze i czujki dymu odbierane są głównie z instytucji spoza Ośrodka Świerk. Dostawcami czujek dymu są zazwyczaj firmy instalujące nowe urządzenia alarmowe, które również demontują stare instalacje alarmowe, odbierają wycofane czujki od innych instytucji i magazynują je do czasu przekazania ZUOP.



# I PROMIENIOTWÓRCZYMI W POLSCE

W tabelicy 1 przedstawiono bilans odpadów odebranych do unieszkodliwiania w latach 2002-2010. Z danych przytoczonych w tabelicy wynika, że systematycznie maleje ilość odbieranych odpadów stałych i ciekłych. Jest to spowodowane wprowadzeniem nowych, udoskonalonych technologii produkcji izotopów, właściwą eksploatacją urządzeń techniki jądrowej, a także spadkiem zainteresowania stosowaniem izotopów promieniotwórczych.

### **3. Unieszkodliwianie odpadów promieniotwórczych w Polsce**

Problem unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych powstał w Polsce w 1958 roku, z chwilą uruchomienia w Instytucie Badań Jądrowych (IBJ) w Świerku pierwszego badawczego reaktora jądrowego EWA. Znaczący rozwój technik izotopowych i związany z tym wzrost zastosowań izotopów promieniotwórczych w różnych dziedzinach gospodarki kraju, jaki nastąpił z początkiem lat 60-tych spowodował pilną konieczność rozwiązania problemu unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych. Z powodu braku odpowiednich przepisów dotyczących postępowania z odpadami promieniotwórczymi powstał problem nagromadzania tych odpadów u użytkowników substancji promieniotwórczych. Zachodziła obawa, że odpady ciekłe mogą być usuwane w sposób niekontrolowany (kanalizacja komunalna, akwenty wodne). Powstał, wymagający pilnego rozwiązania, problem ujęcia w precyzyjne normy gospodarki odpadami promieniotwórczymi. Skutecznym rozwiązaniem tego problemu była decyzja o lokalizacji składowiska w Różanie i jego uruchomieniu w roku 1961r. W początkowym okresie zagadnieniem unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych zajmowała się Centrala Odpadów Promieniotwórczych (COP) b. Instytutu Badań Jądrowych (IBJ), będąca w strukturze organizacyjnej instytutu gospodarstwem pomocniczym.

Rozpoczęcie eksploatacji Centralnej Składnicy Odpadów Promieniotwórczych (CSOP) w Różanie spowodowało konieczność opracowania i wdrożenia pełnej technologii unieszkodliwiania odpadów, obejmującej redukcję ich objętości i procesy zestalania oraz pozwalającej na przekształcanie odpadów w formę dogodną do bezpiecznego transportu i długotrwałego składowania. Wymagało to również budowy nowych obiektów i instalacji unieszkodliwiania odpadów.

W roku 1970 COP została przekształcona w Zakład Unieszkodliwiania Substancji Promieniotwórczych (ZUSP), który w roku 1983 włączony został do nowo utworzonego Ośrodka Reaktorów i Produkcji Izotopów (ORiPI) w Instytucie Energii Atomowej (IEA), powstałym po likwidacji IBJ.

W roku 1988, po wyodrębnieniu się ORiPI z IEA i utworzeniu Ośrodka Badawczo-Rozwojowego Izotopów, ZUSP znalazł się w strukturze Instytutu Energii Atomowej. Decyzją Dyrektora IEA, z dniem 1 stycznia 1994 roku został przekształcony w Zakład Doświadczalny Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych (ZDUOP) z rozszerzoną, w stosunku do innych zakładów instytutu, samodzielnością finansową. 1 stycznia 2002 roku ZDUOP IEA przekształcony został w przedsiębiorstwo państwowe użyteczności publicznej - Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych (ZUOP) nadzorowane przez Ministra Gospodarki, a następnie począwszy od 2006 roku przez Ministra Skarbu Państwa.

### **4. Podstawowe zasady postępowania z odpadami promieniotwórczymi**

Z uwagi na szczególny charakter odpady promieniotwórcze wymagają specjalnego postępowania. Dotyczy to gromadzenia, przetwarzania, zestalania, transportu, okresowego przechowywania i ostatecznego składowania. Z tego względu ograniczenie źródeł i ilości powstających odpadów jest czynnikiem bardzo ważnym. Wnikliwa analiza technologii wytwarzania i warunków stosowania materiałów promieniotwórczych niemal w każdym przypadku prowadzi do zmniejszenia ilości odpadów o kilka, a nawet kilkadziesiąt procent. Odpady promieniotwórcze muszą być odpowiednio przetworzone, zestalone, opakowane, a następnie bezpiecznie składowane. Podstawowym celem wymienionych działań jest takie zabezpieczenie odpadów promieniotwórczych, aby nie stworzyły one zagrożeń dla człowieka i środowiska. Jest to szczególnie istotne z punktu widzenia długoterminowego (ostatecznego) składowania.

Izolacja odpadów promieniotwórczych jest możliwa dzięki barierom ochronnym (układowi barier) zabezpieczającym przed uwalnianiem się substancji promieniotwórczych w miejscu ich składowania i zapobiegającym ich migracji do środowiska, co w konsekwencji stwarzałoby zagrożenie dla ludzi. Bariery ochronne są fizycznymi przeszkodami mającymi uniemożliwić uwalnianie i rozprzestrzenianie się substancji promieniotwórczych.

Wyszczególnienie	2002		2003		2004		2005
	stałe	ciekłe	stałe	ciekłe	stałe	ciekłe	stałe
<b>Źródła odpadów promieniotwórczych</b>							
IEA Reaktor MARIA (m <sup>3</sup> )	8,00	95,00	6,00	30,00	6,00	98,21	5,03
IEA POLATOM OR (m <sup>3</sup> )	7,20	0,26	7,80	0,23	8,03	0,13	8,60
ZUOP (m <sup>3</sup> )	3,10	4,00	18,95	8,00	7,06	-	2,56
Instytucje spoza Ośrodka Świerk (medycyna, przemysł, nauka) (m <sup>3</sup> )	29,73	1,59	26,79	1,45	31,39	2,88	26,13
<i>Ogółem</i>	<i>48,03</i>	<i>100,85</i>	<i>59,54</i>	<i>39,68</i>	<i>52,48</i>	<i>101,22</i>	<i>42,32</i>
<b>Kategorie odpadów promieniotwórczych</b>							
niskoaktywne (m <sup>3</sup> )	39,77	100,64	47,62	39,66	40,17	28,19	31,26
średnioaktywne (m <sup>3</sup> )	-	0,21	1,88	0,02	1,35	73,03	0,65
w tym alfa-promieniotwórcze (m <sup>3</sup> )	5,07	-	2,16	-	0,79	-	1,90
czujki dymu (szt.)	10 148		9 995		12 211		14 000
zużyte zamknięte źródła (szt.)	1235		1195		619		800
<b>Odpady przekazane do składowania w KSOP-Różan</b>							
objętość (m <sup>3</sup> )	40,72		40,99		33,03		36,00
aktywność (rozpad na 31.12 w danym roku) (TBq)	2,41		1,24		0,52		1,00

W celu właściwego zabezpieczenia i składowania odpadów promieniotwórczych należy spełnić podstawowe wymagania:

- w możliwie maksymalnym stopniu zredukować ich objętość,
- nadać im formę odporną na działanie wody i rozpraszanie się,
- przechowywać w sposób nie zagrażający środowisku.

Dla spełnienia tych warunków stosuje się nie jedną, lecz najczęściej wiele barier zabezpieczających, tzw. system multibarier.

Na system multibarier zapobiegających rozprzestrzenianiu się substancji promieniotwórczych oraz pochłaniających promieniowanie składają się bariery sztuczne, tj. wykonane przez człowieka:

- tworzenie trudnorozpuszczalnych związków chemicznych (koncentratów) wiążących odpady promieniotwórcze;
- materiały wiążące (spoiwa), które służą do zestalania odpadów promieniotwórczych, w celu przeciwdziałania rozsypaniu, rozproszaniu, rozpyleniu i wymywaniu substancji promieniotwórczych. Najczęściej stosowanymi materiałami wiążącymi są beton, asfalt, polimery organiczne i masy ceramiczne;

05	2006		2007		2008		2009		2010		
	stałe	ciekłe	stałe	ciekłe	stałe	ciekłe	stałe	ciekłe	stałe	ciekłe	
	21,00	12,92	152,09	5,50	84,00	6,76	29,00	3,00	53,00	3,00	25,50
	0,02	7,75	0,03	6,20	0,02	-	0,05	13,60	0,04	22,00	0,04
	4,00	0,33	0,00	1,51	-	3,35	6,00	4,11	6,03	5,05	10,00
	1,66	21,17	0,96	17,27	0,48	12,68	2,59	9,21	0,84	21,27	0,55
	<b>26,68</b>	<b>42,17</b>	<b>153,08</b>	<b>30,48</b>	<b>84,50</b>	<b>22,79</b>	<b>37,64</b>	<b>29,92</b>	<b>59,91</b>	<b>51,32</b>	<b>36,09</b>
	26,68	41,57	153,06	29,88	84,48	22,39	37,63	29,72	59,00	<b>51,32</b>	<b>36,05</b>
	-	0,60	0,02	0,60	0,02	0,40	0,01	0,20	0,00	0,00	0,04
	-	2,46	-	0,45	-	0,08	-	0,69	-	1,13	-
01	19 394		16 425		25 053		17 180		17 546		
25	1 397		1 508		2 675		3 802		5 328		
30	67,95		48,88		73,41		42,79		57,71		
37	1,74		1,37		1,26		5,63		9,46		

- opakowanie bezpośrednio odpadów promieniotwórczych, które izoluje odpady od otoczenia, zabezpiecza przed uszkodzeniami mechanicznymi, działaniem czynników atmosferycznych i kontaktem z wodą. Na opakowania bezpośrednio stosowane są najczęściej pojemniki metalowe, rzadziej betonowe. W pojemnikach tych odpady są przewożone, magazynowane i składowane;
  - betonowa konstrukcja składowiska, która stanowi dodatkowe zabezpieczenie odpadów, szczególnie przed działaniem czynników atmosferycznych, zapobiega korozji opakowań bezpośrednich, a przez to migracji substancji promieniotwórczych z miejsca ich składowania;
  - impregnująca warstwa bitumiczna pokrywająca wierzchnią warstwę betonu, której podstawowym zadaniem jest zapobieganie przenikaniu wód opadowych do strefy składowania odpadów, a także uniemożliwianie korozji opakowań i wymywanie substancji promieniotwórczych;
- oraz bariery naturalne, to głównie struktura geologiczna i ukształtowanie terenu, a także jego asejsmiczność i korzystne usytuowanie w miejscu tzw. wyniosłości topograficznej. Odpowiednie warunki geologiczne i hydrogeologiczne mają zapobiegać rozprzestrzenianiu się radionuklidów w glebie i przenikaniu ich do wód gruntowych i powierzchniowych.

W przypadku KSOP poziom wód gruntowych jest niższy od poziomu składowiska, a struktura podłoża przeciwdziała migracji radionuklidów.

Wielostopniowość systemu barier to zasadniczy warunek ich skuteczności przed rozsypaniem, rozproszaniem, rozpyleniem i wymywaniem substancji promieniotwórczych, a co za tym idzie, niedopuszczeniem do ich migracji w składowisku i jego otoczeniu. W odniesieniu do KSOP skuteczność ta jest potwierdzona wieloletnimi już wynikami kontroli, mającymi na celu dokumentowanie jego wpływu na środowisko naturalne. Przygotowanie odpadów do składowania poprzedzone jest z reguły redukcją ich objętości. Ułatwia to dalsze operacje z odpadami oraz ogranicza ich ilości przeznaczone do okresowego przechowywania, czy ostatecznego składowania. Pozwala to również na zoptymalizowanie procesu tworzenia barier ochronnych, a także obniża ogólne koszty unieszkodliwiania i składowania odpadów. Bariery sztuczne i naturalne należy rozpatrywać zawsze jako układy dopełniające się i tworzące system multibarier dający skuteczne zabezpieczenie.

### **5. Metody unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych**

Podstawowym wyposażeniem powstałej w 1961 roku Centrali Odpadów Promieniotwórczych w początkowym okresie jej działalności były następujące instalacje:

- do zateżania ciekłych odpadów promieniotwórczych (wyparka typu kotłowego wydajność 200l/h w przeliczeniu na destylat, współczynnik dekontaminacji  $\sim 10^5$

- do oczyszczania ciekłych odpadów promieniotwórczych niskoaktywnych metodą współstrącania, której głównym celem było zateżenie zawartych w nich nuklidów w niewielkich objętościach szlamu, a następnie wydzielenie go z odpadów. Metoda polegała na strącaniu radionuklidów z fosforanem wapnia i wodorotlenkiem żelaza oraz żelazocyjankiem miedzi. Stosując różne odczynniki w różnych ilościach oraz dobierając właściwe wartości pH można było usunąć z ciekłych odpadów z dobrą wydajnością (99%) szereg radionuklidów takich jak Cs-137, Sr-90, Y-90, Ce-141 i Ra-226.

do zestalania szlamów i koncentratów powyparnych (cementowanie w hobokach – wydajność 0,1 m<sup>3</sup>/h)

Ponadto zbudowano magazyn ścieków niskoaktywnych (zbiornik Reaktora Ewa R-II, poj. 300 m<sup>3</sup>) i magazyn ścieków średnioaktywnych tj. zbiorniki o pojemności 3\* 30 m<sup>3</sup> =90m<sup>3</sup> oraz magazyn odpadów stałych.

**W 1971 roku** uruchomiono nową instalację do zestalania koncentratów promieniotwórczych w asfalcie, zamiast stosowanego uprzednio cementu. Szlamy mieszane były z asfaltem w temperaturze 220 - 250°C. W procesie asfaltowania ok. 99% wody znajdującej się w szlamach zostało odparowane. Produkty asfaltowania zawierające do 30 % wag. suchych soli wlewane były na gorąco do stalowych bębnow o pojemności 200 dm<sup>3</sup> i po zastygnięciu zalewane 5 cm warstwą czystego asfaltu.

Do zalet tej metody można uznać to, iż materiał wyjściowy był względnie tani i łatwo dostępny, posiadał niski punkt topnienia, dużą odporność na działanie czynników agresywnych i ługowanie wodą. Ponadto metoda ta, pozwalała na jednoczesne usuwanie wody w czasie procesu mieszania z bitumem, co umożliwiało znaczne zmniejszenie objętości i ciężaru otrzymanych odpadów. Wadą tej metody było to, że wymagała ona utrzymywania przez cały okres trwania procesu wysokiej temperatury mieszaniny w reaktorze – mieszalniku (do 250 °C), co wiązało się z utrzymaniem znacznie wyższej temperatury na ściankach reaktora (do 300 °C). Mogło powodować to termiczny rozkład asfaltu oraz niektórych składników zestalanych odpadów. Prowadzenie procesu w wysokich temperaturach stwarzało również niebezpieczeństwo wybuchu lub samozapłonu. Powyższą metodę zestalania odpadów promieniotwórczych stosowano do roku 2001.

**W roku 1976** opracowano i wdrożono technologię oczyszczania ciekłych odpadów promieniotwórczych metodą sorpcji na mieszaninie syntetycznych sorbentów nieorganicznych, złożonej z siarczanu baru i żelazocyjanku miedzi, która jest stosowana do dnia dzisiejszego. Mieszanina ta dodawana jest w postaci wodnej zawiesiny. Po rozdzieleniu faz, materiał sorpcyjny zawiera od 80 do 99% początkowej aktywności ścieków i poddawany jest dalszemu procesowi przetwarzania (zestalania).

Ponadto ww. roku powstały magazyny stałych i ciekłych odpadów promieniotwórczych rozwiązujące problem segregacji odpadów i umożliwiające ich okresowe przechowywanie celem obniżenia aktywności odpadów przed przystąpieniem do przetwarzania. Szlamy postrąceniowe powstałe w wyniku oczyszczania niskoaktywnych ciekłych odpadów promieniotwórczych o dużej zawartości wody, musiały być poddawane dalszemu przetwarzaniu polegającemu na redukcji objętości i przeprowadzeniu w postać ciała stałego przed ich składowaniem.

**W 1981 roku** wprowadzono nowe metody przetwarzania odpadów stałych, które są wykorzystywane do dnia dzisiejszego:

### **Zestalenie w żywicach mocznikowo-formaldehydowych (ŻMF)**

ŻMF jest materiałem wiążącym stosowanym wyłącznie do utrwalania odpadów biologicznych. Podstawowym celem stosowania tego spoiwa jest, oprócz zestalania, ograniczenie skutków rozkładu tych odpadów. Uzyskano wartość współczynnika dekontaminacji 0,5 i współczynnika redukcji objętości także 0,5.

### **Zestalenie w żywicy epoksydowej**

Technologia zestalania odpadów w żywicy epoksydowej jest stosowana do utrwalania zużytych jonitów, tj. materiału filtracyjnego w układzie oczyszczania wód obiegów chłodzenia reaktora MARIA. Zestalaniu podlega zawieszina jonitów zawierająca 65% wody. Jonit jest odwadniany do zawartości wody ok. 30%, a następnie mieszany z żywicą Epidian 53 z utwardzaczem pn. Akfanil tolerującym obecność wody.

**W 1991 roku** uruchomiono instalację prasowania odpadów stałych, która jest wykorzystywana do dnia dzisiejszego. Przetwarzanie polega na zmniejszeniu objętości odpadów poprzez zgniatanie w stalowych 200 dm<sup>3</sup> bębnach, w prasie hydraulicznej typ

PHR o nacisku 12 ton. W zależności od rodzaju prasowanych odpadów, uzyskiwane wartości współczynników



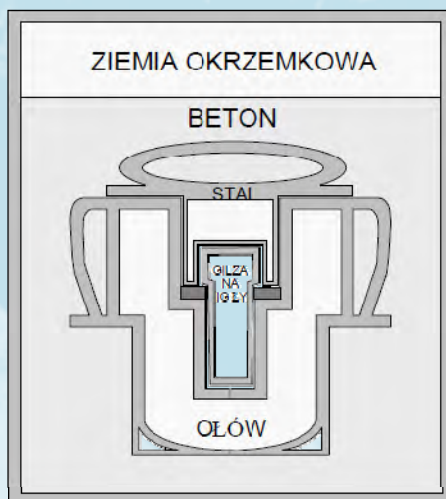
W redukcji



objętości (WRO) wynoszą 1,5 , 3,0

**W roku**

**Rys. 1 i 2. Prasa hydrauliczna wykorzystywana do prasowania odpadów stałych**



**1994 rozpoczęto unieszkodliwianie źródeł radowych.** Zużyte źródła radowe zatapiane są w ampułce szklanej i umieszczone w mosiężnej

**Rys. 3, 4. Przekrój przez pojemnik na wycofane z użytkowania zamknięte źródła radowe ( wygląd , schemat)**

**W roku 1995 rozpoczęto unieszkodliwianie czujek dymu.** Kierując się zasadą racjonalnego wykorzystania cennej objętości magazynowej dla odpadów długożyciowych opracowano w Zakładzie Doświadczalnym Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych technologię przetwarzania czujek dymu polegającą na ich demontażu, kontroli i kierowaniu na odpady samych źródeł (Am-241, Pu-239 i Pu-238); oszczędność miejsca wynosi w ten sposób co najmniej 95%.



Rys. 5. Boks do demontażu czujek dymu



Rys. 6. Demontaż czujki dymu

Po zaprzestaniu zestalania szlamów postrąceniowych i koncentratów powyparnych metodą asfaltowania w 2001 roku w ramach pomocy technicznej Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej uruchomiono nową instalację do zestalania odpadów z wykorzystaniem cementu jako materiału wiążącego. Nowa technologia zestalania polega na wymieszaniu odpadów promieniotwórczych w odpowiedniej proporcji ze specjalną mieszanką cementu z dodatkami polepszającymi właściwości produktów zestalania. Najkorzystniejsze właściwości produktu cementowania osiąga się gdy stosunek woda / cement = 0,4 (max.0,8).



Rys. 7, 8. Instalacja do cementowania szlamów postrąceniowych i koncentratów powyparnych

Instalacja umożliwia mieszanie odpadów w bębnie, który jest jednocześnie opakowaniem ostatecznym. W celu zabezpieczenia otoczenia przed skażeniami produkty cementowania są zalewane warstwą rzadkiej zaprawy cementowej.

**W 2003 roku** uruchomiono nową instalację wyparną do zateżnienia ścieków średnioaktywnych. Osiągane wartości współczynników dekontaminacji sięgają 1 0 5

tzn., że aktywność destylatu może być nawet  $10^5$  razy mniejsza niż aktywność ścieku wyjściowego. W procesie wyparnym usuwane są również zanieczyszczenia typu chemicznego (np. metale ciężkie).

W związku z tym metody wyparne są szczególnie korzystne dla środowiska, gdyż czystość destylatu, jest porównywalna z czystością wód rzek i jezior kwalifikowanych jako czyste. Usuwanie do kanalizacji oczyszczonego ścieku zawsze poprzedzone jest kontrolą radiometryczną, której wynik jest podstawą decyzji o tym sposobie postępowania. Koncentrat powyparny podlega zestalaniu w procesie betonowania.

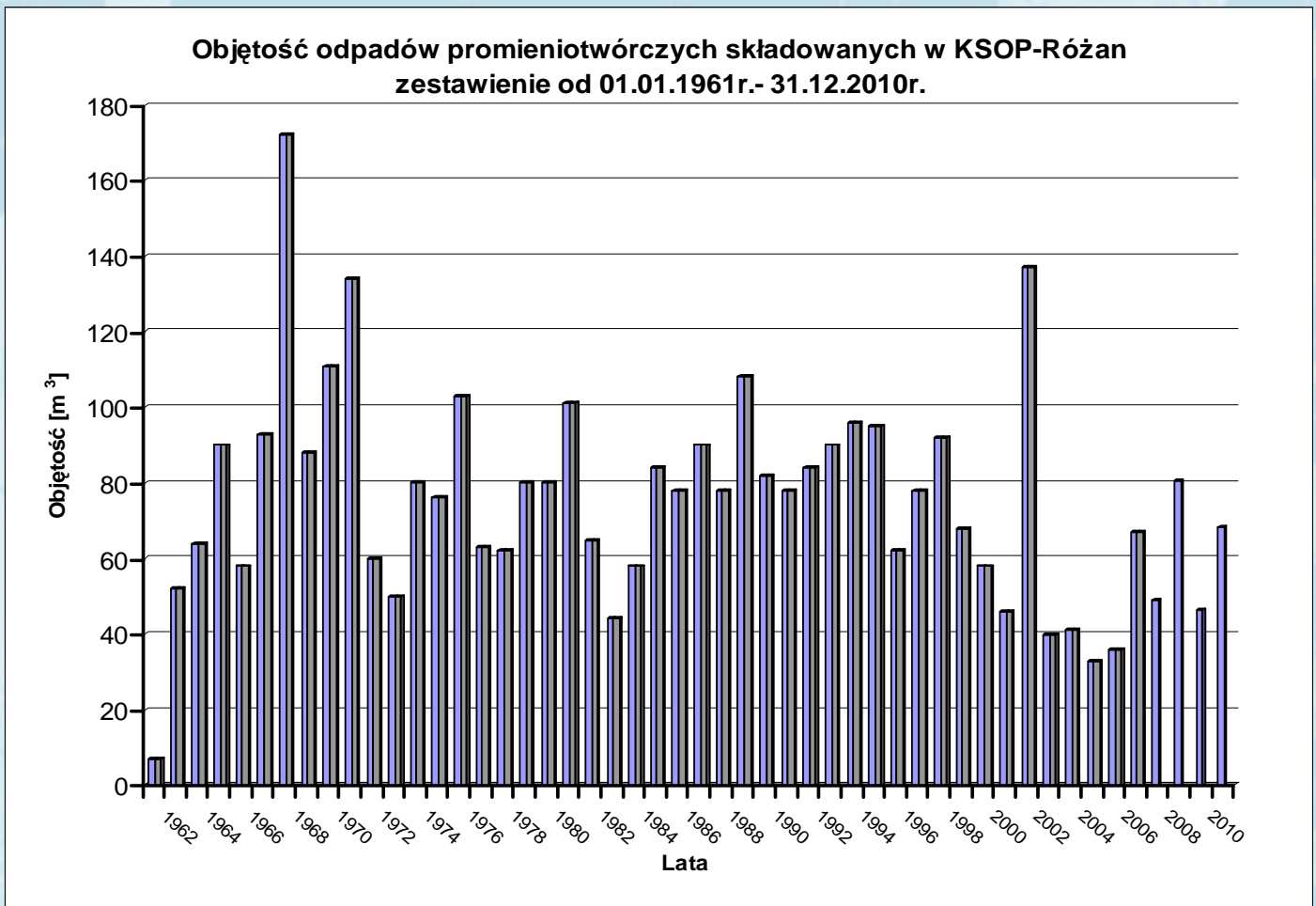
Znaczącym osiągnięciem w zakresie technologii oczyszczania ciekłych odpadów promieniotwórczych w ZUOP było opracowanie i zbudowanie w Instytucie Chemii i Techniki Jądrowej 3 stopniowej instalacji odwróconej osmozy, przeznaczonej do oczyszczania / zateżnienia niskozasolonych ciekłych odpadów promieniotwórczych. **Od 2003 roku** stanowi ona element ciągu technologicznego unieszkodliwiania odpa-

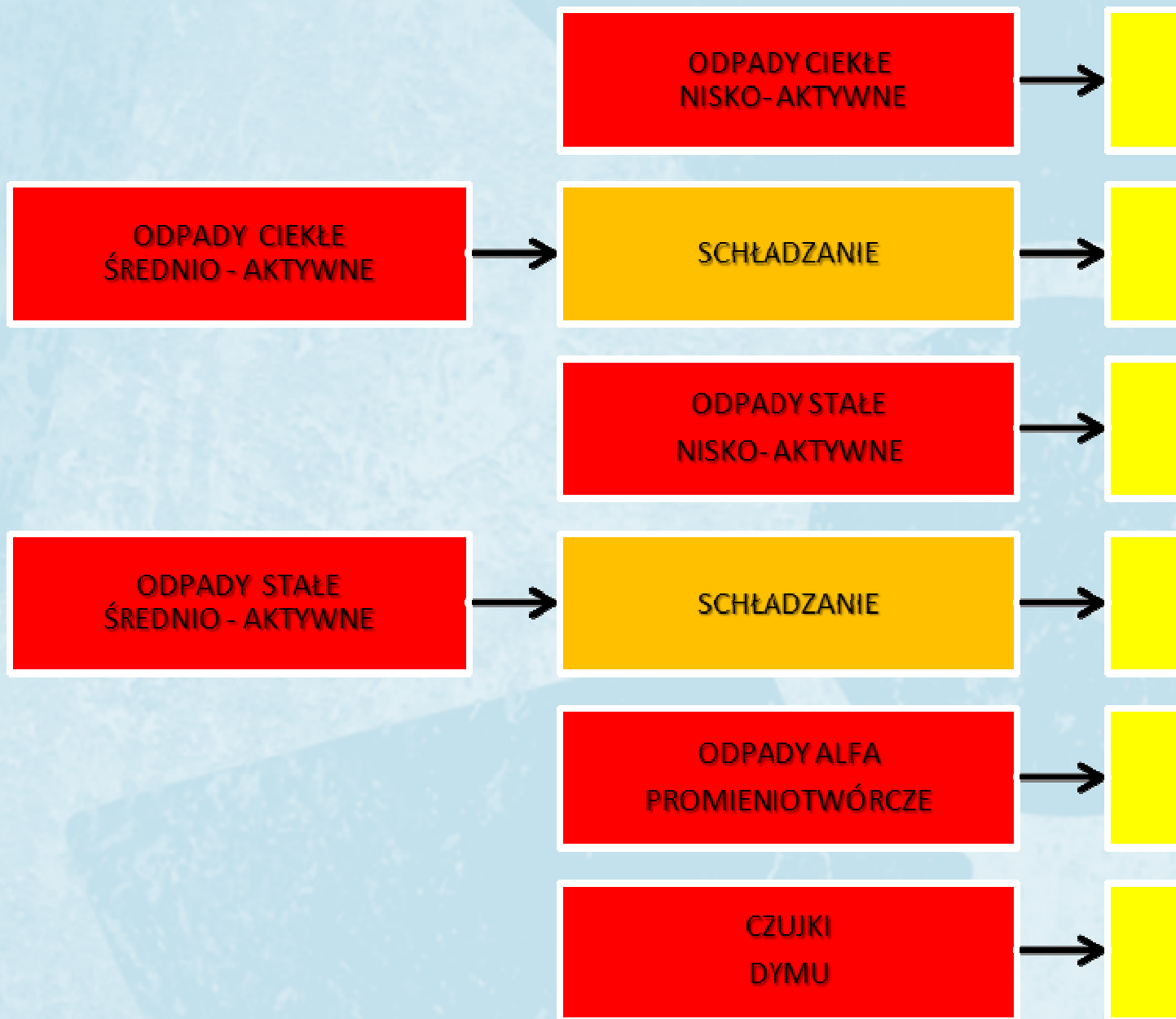
dów promieniotwórczych w ZUOP w Świerku. Odzyskana woda jest niemal całkowicie wolna od radionuklidów. Efektywność oczyszczania ścieków wynosi 99,9% przy wydajności rzędu 2 m<sup>3</sup>/h, a współczynnik redukcji objętości ścieku osiąga wartości od 2 do 20.



**Rys. 9. Instalacja odwróconej osmozy**

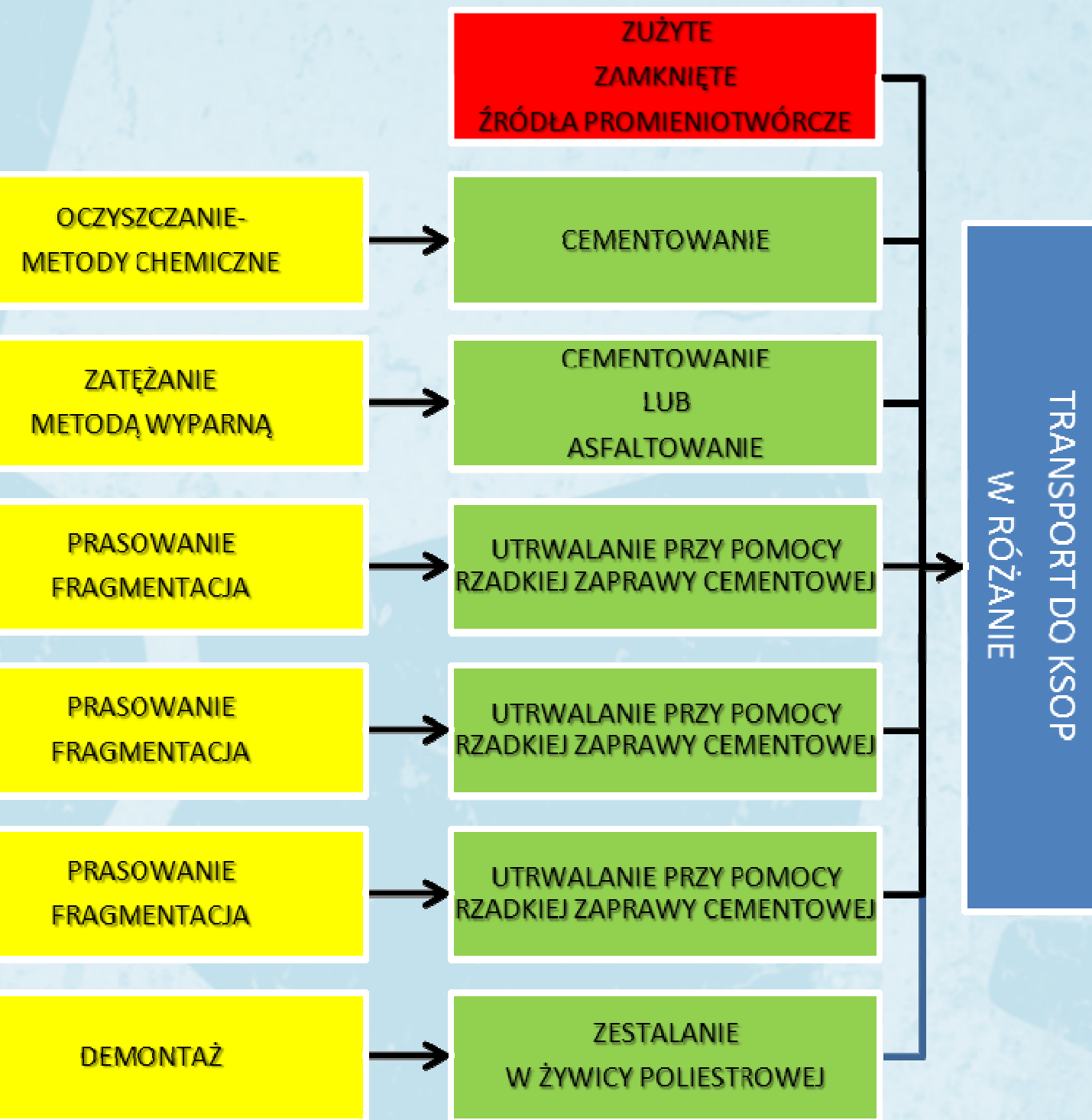
Ilość przetworzonych odpadów promieniotwórczych przeznaczonych do okresowego lub ostatecznego składowania wynoszą rocznie ok. 45 m<sup>3</sup>. Są to stałe, zestalone odpady o wadze ok. 70 ton, które zajmują objętość ok. 80 m<sup>3</sup>, z czego 35 m<sup>3</sup> przypada na materiały wiążące – głównie beton. Zestalone odpady umieszczane są w metalowych hobokach lub bębnach o pojemności odpowiednio 0,05 i 0,2 m<sup>3</sup> zabezpieczonych dwustronnie warstwą cynku i transportowane są do jedynej w Polsce Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych w Róźnie.





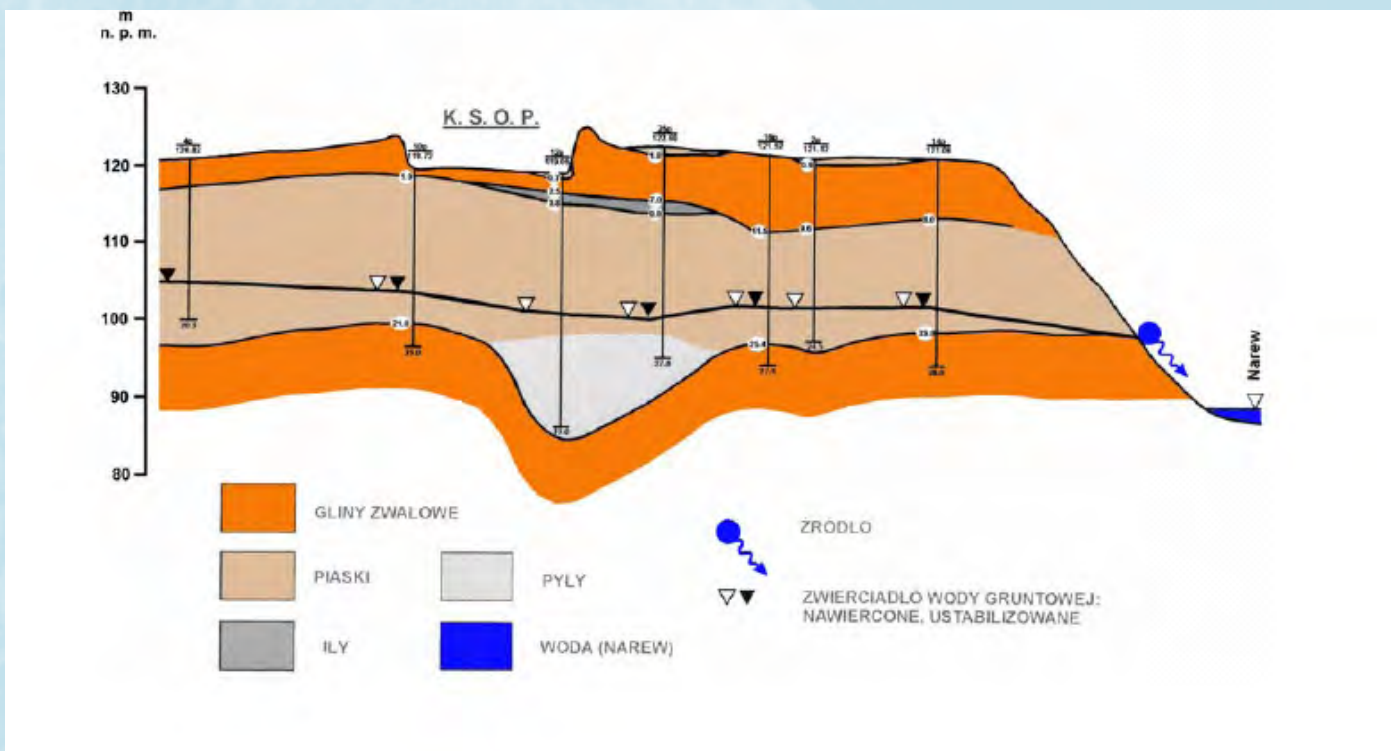
Rys. 10. Schemat postępowania z odpadami w Polsce





## 5. Składowanie odpadów promieniotwórczych w Krajowym Składowisku Odpadów Promieniotwórczych (KSOP) w Różanie

KSOP położone jest w miejscowości Różan nad Narwią w odległości ok. 90 km od Warszawy i mieści się na terenie dawnego fortu zajmując powierzchnię 3,045 ha. Od strony północnej fortu, w odległości ok. 400 m, znajdują się zabudowania miejskie, zaś od strony północno – wschodniej oddalona o ok. 800 m rzeka Narew. KSOP funkcjonuje już od 1961 roku i według klasyfikacji Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej jest typem składowiska powierzchniowego. Składowisko to, zajmujące obszar 3,045 ha, znajduje się w jednym z dawnych fortów wojskowych, wybudowanych przez władze rosyjskie w latach 1905-1908. Wody gruntowe znajdują się pod warstwą gliny o bardzo małej przepuszczalności i warstwą gleby o właściwościach sorpcyjnych na głębokości kilkunastu metrów poniżej składowiska (patrz rys.12).

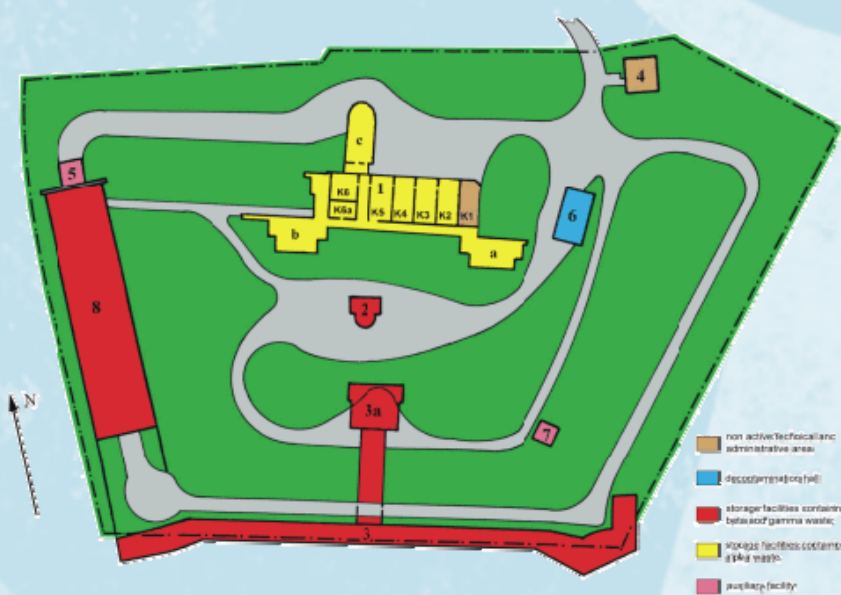


Rys. 12. Przekrój przez system hydrogeologiczny terenu Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych w Różanie

Skład podłoża przeciwdziała skutecznie migracji odpadów, które mogłyby na skutek nieszczęśliwych wydarzeń przeniknąć do gleby i rozprzestrzeniać się dalej przez wody gruntowe.

Miejscem składowania odpadów są obiekty betonowe fortu, częściowo pokryte ziemią (obiekty 1, 2, 3 i 3a) oraz fragment fosy zachodniej (obiekt nr 8).

Rozmieszczenie obiektów na terenie Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych w Różanie przedstawiono na rysunku nr 13.



Rys. 13. Rozmieszczenie obiektów na terenie Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych w Różanie

Składowisko to przeznaczone jest do składowania krótkożyciowych odpadów nisko i średnioaktywnych oraz do okresowego przechowywania odpadów długożyciowych.

W KSOP mogą być składowane odpady wyłącznie w postaci stałej lub zestalonej, a ponadto muszą spełniać następujące wymagania jakościowe:

- nie powinny wydzielać produktów gazowych (wyjątek stanowią odpady zawierające izotopy rozpadające się do produktów gazowych, np. Ra-226-dla nich opracowana jest specjalna technologia opisana w punkcie 3.2),
- nie powinny zawierać substancji wybuchowych, łatwopalnych lub wykazujących się powinowactwem chemicznym w stosunku do barier ochronnych,
- nie powinny zawierać cieczy nie związanej powyżej 1% całkowitej masy odpadów,
- lęgowalność z produktów zestalania odpadów niskoaktywnych nie powinna być większa niż  $10^{-2} \text{ g} \times \text{cm}^{-2} \times \text{d}^{-1}$ , a dla średnioaktywnych  $10^{-3} \text{ g} \times \text{cm}^{-2} \times \text{d}^{-1}$ ,
- pojemniki z odpadami powinny być szczelnie zamknięte w sposób zabezpieczający przed wydostaniem się odpadów na zewnątrz.

Długożyciowe odpady alfa-promieniotwórcze przechowywane są w komorach betonowych budowlach fortu. Grubość ścian i stropów w obiektach wynoszą 1,2 - 1,5m co zapewnia pełną osłonność biologiczną umieszczonych w nich odpadów. Odpady te, przed ostatecznym zamknięciem składowiska w Różanie, będą przeniesione do innego składowiska. Największą objętościowo grupę odpadów alfa-promieniotwórczych stanowią wycofywane z eksploatacji czujki dymu ze źródłami Am-241, Pu-239 i Pu-238 oraz wycofane z użytkowania źródła radowe.

Miejscem składowania odpadów krótkożyciowych nisko- i średnioaktywnych jest także fragment adaptowanej do tego celu suchej fosy. Dno i zbocza fosy pokryte są 20 cm warstwą betonu. Stałe i zestalone odpady w dwustronnie ocynkowanych bębnach metalowych umieszczane są w fosie warstwami. Następnie zalewane są betonem z dodatkiem bentonitu, który, z uwagi na właściwości sorpcyjne, wspomaga skuteczność izolacji odpadów. Ostatnie, najwyżej znajdujące się odpady pokrywane są 40 cm warstwą betonu i zaimpregnowane mieszanką bitumiczną ograniczającą możliwości infiltracji wód opadowych do wnętrza tej konstrukcji.

Zużyte zamknięte źródła promieniotwórcze krótkożyciowe nisko i średnioaktywne składowane są w podziemnym betonowym obiekcie składającym się z 12 komór. Po wykorzystaniu poszczególnych komór są one wypełnione betonem w celu ograniczenia poziomu promieniowania na zewnątrz komór. Wlana zostanie również zaprawa cementowa, natomiast wlot komory zostanie odpowiednio uszczelniony i zamknięty.

Skuteczność stosowanych zabezpieczeń (barier) jest systematycznie sprawdzana przez kontrolę:

- narażenia radiologicznego pracowników na podstawie pomiarów indywidualnych,
- radioaktywności podstawowych elementów środowiska naturalnego (powietrze, woda, gleba, roślinność),
- poziomu promieniowania na terenie i otoczeniu składowiska.

Dla zapewnienia maksymalnej obiektywności badań stanu radiologicznego środowiska, prowadzone są one przez jednostki niezależne od prowadzącego eksploatację Zakładu Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych, a mianowicie:

- Laboratorium Pomiarów Dozymetrycznych Instytutu Energii Atomowej,
- Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej,
- Instytut Fizyki Jądrowej,
- Dozór Jądrowy Państwowej Agencji Atomistyki,
- Państwowy Instytut Geologiczny.

Zapewnia to pełną wiarygodność i wzajemną kontrolę wykonywanych pomiarów. Kontrola indywidualna narażenia pracowników prowadzona jest na podstawie pomiarów napromieniowania zewnętrznego oraz pomiarów skażeń wewnętrznych. Uzyskane wyniki wskazują, że u żadnej z kontrolowanych osób nie stwierdzono, aby skuteczne dawki obciążające przekroczyły 1% wartości granicznej (20 mSv/rok wynosi dawka graniczna dla osób narażonych zawodowo).

Na podstawie pomiarów spektrometrycznych określających zawartość nuklidów gamma promieniotwórczych w ich organizmach można stwierdzić, że nie zarejestrowano przypadków przekroczenia zawartości radionuklidów pochodzenia naturalnego, które występują u wszystkich ludzi. Rejestruje się bardzo małe

stężenia Cs-137 (obecność tego radionuklidu spowodowane jest awarią elektrowni w Czarnobylu i testami z bronią jądrową na świecie).

Pomiary radioaktywności podstawowych elementów środowiska naturalnego w otoczeniu KSOP nie odbiegają od wartości występujących w środowisku naturalnym.

Wartość mocy dawek promieniowania gamma w otoczeniu składowiska nie odbiegają od poziomów rejestrowanych na pozostałym obszarze Polski. Dla porównania poniżej przedstawiono tabele wartości mocy dawek uzyskanych ze stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych 2007 i 2008 roku zlokalizowanych na terenie Polski.

Stacje*)	Miejscowość (lokalizacja)	Zakres średnich dobowych [nGy/h]	Średnia roczna [nGy/h]
PMS	Białystok	53 – 101	70
	Gdynia	93 – 114	99
	Koszalin	62 – 117	77
	Kraków	84 – 147	101
	Łódź	60 – 86	68
	Lublin	82 – 112	98
	Olsztyn	80 – 111	92
	Sanok	79 – 116	92
	Szczecin	64 – 99	78
	Toruń	76 – 102	85
	Warszawa	80 – 100	86
	Wrocław	45 – 109	59
	Zielona Góra	66 – 88	73
IMiGW	Gdynia	82 – 95	86
	Gorzów	93 – 109	99
	Legnica	94 – 122	109
	Lesko	98 – 134	114
	Mikołajki	65 – 115	91
	Świnoujście	85 – 101	91
	Warszawa	68 – 102	84
	Włodawa	67 – 87	76
	Zakopane	96 – 142	119

**Tabela 2. Wartości mocy dawek promieniowania gamma uzyskane ze stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych w 2007r.**

**Źródło: Raport z Działalności Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki oraz ocena stanu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w Polsce w 2007 roku**

⇒ PMS (Permanent Monitoring Station)- trzynaście stacji automatycznych należących do Państwowej Agencji Atomistyki i działających w systemach międzynarodowych Unii Europejskiej i Państw Bałtyckich, które wykonują ciągle pomiary:

- mocy dawki promieniowania gamma oraz widma promieniowania gamma powodowanego skażeniami powietrza i powierzchni ziemi,
- intensywności opadów atmosferycznych oraz temperatury otoczenia.

⇒ IMiGW- dziewięć stacji należących do Instytutu Meteorologii i Gospodarki Wodnej, które wykonują:

- *ciągle pomiary mocy dawki promieniowania gamma oraz widma promieniowania gamma i aktywności całkowitej alfa i beta aerozoli atmosferycznych (7 stacji);*
- *pomiar aktywności całkowitej beta w próbach tygodniowych opadu całkowitego oraz oznaczenie zawartości*

*Cs-137 w próbach miesięcznych opa-*



**„Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych”  
05-400 Otwock - Świerk**

*Źródło: Raport z Działalności Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki oraz ocena stanu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w Polsce w 2008 roku*

W analogicznym okresie w otoczeniu KSOP w Różanie (2007 r.) moc dawki promieniowania gamma w powietrzu, uwzględniająca promieniowanie kosmiczne oraz ziemskie (pochodzące od radionuklidów zawartych w glebie) wahała się w granicach od 83,7 nGy/h do 105,6 nGy/h przy średniej rocznej 94,4 nGy/h. Moc dawki promieniowania gamma w powietrzu w 2008 roku w otoczeniu KSOP Różan wahała się w granicach 88 nGy/h do 112 nGy/h przy średniej rocznej 99 nGy/h. Wyniki pomiarów promieniowania gamma w Polsce oraz w otoczeniu KSOP w Różanie utrzymuje się od wielu lat na stałym poziomie. Przytoczone dane wykazują, że moce dawek w otoczeniu KSOP w Różanie są na porównywalnym poziomie, co na pozostałym obszarze w kraju.

Zróżnicowane wartości mocy dawki (nawet dla tej samej miejscowości) wynikają z lokalnych warunków geologicznych decydujących o poziomie promieniowania ziemskiego.

Nie stwierdzono również wśród społeczności miasta Różan żadnych ujemnych skutków zdrowotnych w wyniku eksploatacji składowiska. Na podstawie przeprowadzonych badań przez Centrum Onkologii Instytut im. Marii Skłodowskiej-Curie w Warszawie wynika, że umieralność na choroby nowotworowe w gminie Różan należy do najniższych w Polsce.

**Wnioski:**

1. Stosowane w ZUOP technologie przetwarzania i zestalania odpadów promieniotwórczych ulegają systematycznej modyfikacji i doskonaleniu. Zmiany te związane są z koniecznością dostosowania tych technologii do coraz wyższych wymagań dotyczących jakości przetwarzanych odpadów przeznaczonych do okresowego przechowywania bądź ostatecznego składowania, a także rosnącymi wymaganiami w zakresie ochrony środowiska. Efektem udoskonalonych lub nowych technik i technologii unieszkodliwiania odpadów jest uzyskanie wyższych wartości współczynników redukcji objętości oraz otrzymanie produktów zestalania tzw. produktów końcowych o zwiększonej odporności na ługowanie, odporności chemicznej i wytrzymałości mechanicznej.
2. W dotychczasowej działalności nie stwierdzono przypadków zdarzeń mogących spowodować znaczące w świetle wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej narażenie pracowników i środowiska.
3. W sposób ciągły monitorowane jest środowisko naturalne zarówno przez ZUOP jak i instytucje niezależne. Monitoringowi podlegają wody, roślinność, powietrze na terenie oraz w otoczeniu KSOP w Różanie. Wyniki tego monitoringu i regularnie wykonywanej oceny narażenia personelu, wskazują, że zawartość substancji promieniotwórczych w badanych elementach środowiska jest niezmiennie poniżej granicznych wartości. Świadczy to, że prowadzona przez ZUOP działalność związana z eksploatacją KSOP nie stwarza zagrożenia dla ludności i środowiska.
4. Narażenie pracowników ZUOP zawsze utrzymuje się na poziomie poniżej dawek granicznych (w większości nie przekraczających granicy czułości stosowanych precyzyjnych metod pomiarowych).
5. Dotychczasowe doświadczenia eksploatacji składowiska w Różanie, nie wykazują jego negatywnego oddziaływania na ludzi i poszczególne elementy środowiska.



PGE EJ 1 Sp. z o.o.

Malwina Gradecka

## WPŁYW ŚRODOWISKA NATURALNEGO NA MIGRACJĘ PIERWIASTKÓW PROMIENIOTWÓRCZYCH

### Wstęp

W dokumencie „Polityka energetyczna Polski do 2030 r.” założono wybudowanie pierwszej elektrowni jądrowej do 2020 r. Choć nie wybrano jeszcze technologii ani lokalizacji należy podjąć kroki umożliwiające funkcjonowanie takiego obiektu. Według sondaży opinii publicznej najbardziej niepokojące aspekty energetyki jądrowej to ewentualna awaria elektrowni oraz problem magazynowania odpadów radioaktywnych. O ile awarie elektrowni jądrowych są wysoce nieprawdopodobnym zdarzeniem problem odpadów radioaktywnych jest wciąż tematem otwartym.

W Polsce istnieje jedno składowisko odpadów radioaktywnych – Krajowe Składowisko Odpadów Promieniotwórczych Różan. Jest to składowisko powierzchniowe do ostatecznego składowania odpadów nisko i średnioaktywnych, krótkożyciowych. Okresowo może służyć jako składowisko dla odpadów długożyciowych ale ostatecznie odpady te muszą być składowane w głębokim składowisku geologicznym (fig. 1).

**Malwina Gradecka** - pracownik Instytutu Techniki Ciepłej, Politechniki Warszawskiej, na stanowisku Samodzielnego Referenta ds. Technicznych. Uczestniczyła w stażu naukowym w Oregon State University, Radiation Center. Szkolenie w zakresie fizyki jądrowej pod okiem Dr Alexeya Soldatova. Obsługa kodów do symulacji pracy rdzenia reaktora jądrowego oraz zajęć laboratoryjnych przeprowadzane na reaktorze szkoleniowym TRIGA. Przeprowadziła obliczenia w programie RESRAD, na bazie których powstał niniejszy artykuł. Współpracuje z Uczelnianym Centrum Badawczym Zrównoważonych Systemów Energetycznych przy Politechnice Warszawskiej

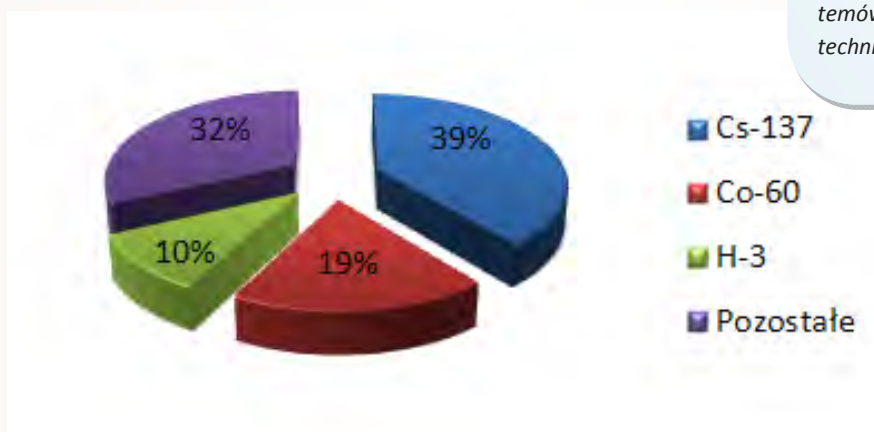


fig. 1 Skład procentowy radionuklidów zgromadzonych w Krajowym Składowisku Odpadów Promieniotwórczych w Różanie (P. Maciejewski 2008)

W związku z budową elektrowni jądrowej konieczne jest stworzenie również składowiska na wysokoaktywne odpady długożyciowe. Ważnym aspektem jest dobranie odpowiedniej lokalizacji takiego obiektu tak aby warunki środowiskowe sprzyjały bezpiecznemu składowaniu substancji promieniotwórczych.

### Abstract

The RESRAD computer code was used to examine how environmental conditions can affect the movement of radionuclides from a waste site. Four examples were considered: default and three separate environmental situations.

### Streszczenie

Dokonano analizy migracji Cs-137 w środowisku zamieszkanym przez ludzi. Wykorzystano kod obliczeniowy RESRAD do zbadania wpływu warunków środowiskowych na transport radionuklidów z nieosłoniętego skażonego obszaru. Rozpatrzono cztery warianty - jeden z domyślnymi parametrami kodu RESRAD a trzy pozo-

stałe to odmienne przypadki warunków środowiskowych (TAB. 1).

### Tło

Cs-137 jest jednym z pierwiastków powstających w procesach mających miejsce w reaktorach jądrowych. Pierwiastek ten może powstać gdy rozszczepialne

nario. Oznacza to, że promieniowanie może być otrzymane poprzez następujące drogi:

- Bezpośrednie promieniowanie ze skażonej strefy
- Inhalacja pyłu lotnego
- Inhalacja radonu oraz jego produktów rozpadu
- Spożycie żywności uprawianej na skażonym terenie

	Wariant A	Wariant B	Wariant C	Wariant D	Jednostka	
<b>Obszar skażony</b>	Koncentracja Cs-137	100	100	100	100	kBq/kg
	Skażony obszar	10 000	10 000	10 000	10 000	m <sup>2</sup>
	Grubość skażonej warstwy	1	1	1	1	m
	Odległość do warstwy wodonośnej	50	100	150	100	m
	Czy skażenie początkowe ma kontakt z warstwą wodonośną	nie	tak	nie	nie	-
<b>Dane hydrologiczne obszaru skażonego</b>	Grubość nieskażonej pokrywy	1	1	1	1	m
	Gęstość materiału pokrywy	1.35	1.44	1.44	1.5	g/cm <sup>3</sup>
	Gęstość obszaru skażonego	1.35	1.44	1.44	1.5	g/cm <sup>3</sup>
	Porowatość gleby	0.45	0.4	0.4	0.4	
	Przewodność hydrauliczna	32.6	5550	5550	10	m/rok
<b>Warunki meteorologiczne</b>	Prędkość wiatru	3.5	4	4	2	m/s
	Opady	500	300	300	1000	mm/rok

tab. 1 Parametry wprowadzane do kodu RESRAD

jądro uranu lub plutonu pochłania neutron i następuje rozszczepienie. W reaktorach typu PWR produkcja tego pierwiastka w wyniku rozszczepień to około 32 kg Cs-137 na GWe/rok przy połowicznym okresie zaniku ponad 30 lat. Jest to najliczniej produkowany pierwiastek zaraz po plutonie. Cez stanowi największą część odpadów składowanych w Różanie.

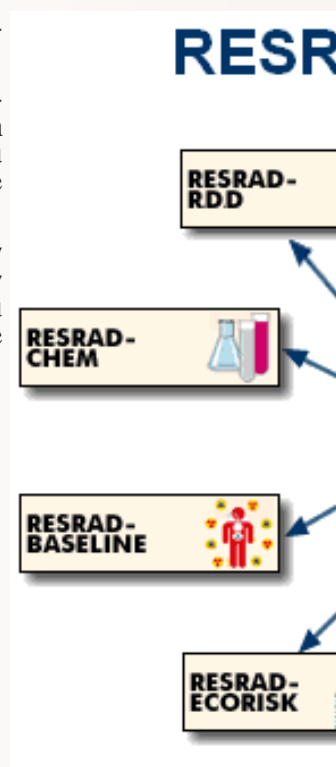
Rozpatrzono trzy hipotetyczne składowiska odpadów radioaktywnych w celu zbadania wpływu charakterystyk środowiskowych na migrację pierwiastków radioaktywnych w środowisku człowieka. Obszar skażony to dysk o grubości 1 m o promieniu około 56,5 m. Skażenie znajduje się 1 m pod powierzchnią ziemi. Pozostałe parametry charakteryzujące rozpatrywany obszar są przedstawione w tab. 1.

Przyjęto, że strefa brana pod uwagę w obliczeniach jest zamieszkała – wybrano Residential Farmer Sce-

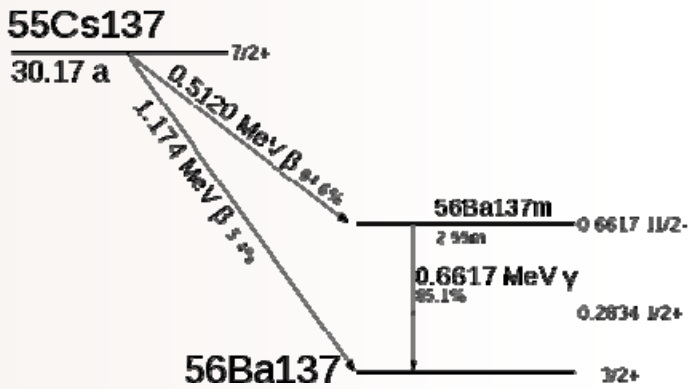
- Spożycie mleka od trzody hodowanej na skażonym terenie
- Spożycie mięsa zwierząt hodowanych na skażonym terenie
- Spożycie ryb żyjących w zbiornikach wodnych znajdujących się w pobliżu skażonego terenu (cyrkulacja wody następuje przez strefę skażenia)
- Spożycie wody ze zbiorników wodnych znajdujących się w pobliżu skażonego terenu (cyrkulacja wody następuje przez strefę skażenia)
- Spożycie gleby ze skażonej strefy

### Metody i materiały

Kod RESRAD opracowany w Krajowym Laboratorium Argonne w USA został wykorzystany do oszacowania migracji Cs-137







ze składowiska odpadów radioaktywnych. RESRAD należy do rodziny kodów stosowanych do ocen radiologicznych i jest dostępny na stronie internetowej Departamentu Energetycznego USA: <http://web.ead.anl.gov/resrad/home2/>

Na potrzeby rozważań przeprowadzonych w tej pracy przyjęto hipotetyczne źródło Cs-137 o aktywności początkowej 100 kBq/kg.

**Wyniki**

Promieniowanie otrzymane w wybranym scenariuszu można podzielić na dwie grupy: promieniowanie bezpośrednie oraz promieniowanie wywołane spożyciem pierwiastka promieniotwórczego (inhalacja nie ma tu znaczącego wpływu na rozmiary dawek otrzymanych). Wraz z upływem czasu następuje spadek dawki od promieniowania zewnętrznego ze względu na rozpad beta Cs-137 do Ba-137m. Natomiast dawka związana ze spożyciem pokarmów osiąga swoje maksimum w momencie gdy następuje odsłonięcie strefy skażonej w wyniku erozji warstwy

wierzchniej gleby. Warstwa ta jest swoistą barierą przed swobodną migracją pierwiastków radioaktywnych do otoczenia. Gdy zostaje usunięta skażenie zostaje rozprzestrzenione do łańcucha pokarmowego poprzez rośliny zwierzęta oraz cyrkulację wody w środowisku naturalnym.

Przedstawione warianty warunków środowiskowych są tak dobrane aby wartości parametrów wprowadzanych do kodu RESRAD były zgodne z warunkami środowiskowymi Polski. Parametry zostały dobrane z baz Państwowego Instytutu Geologicznego oraz Instytutu Meteorologii i Gospo-

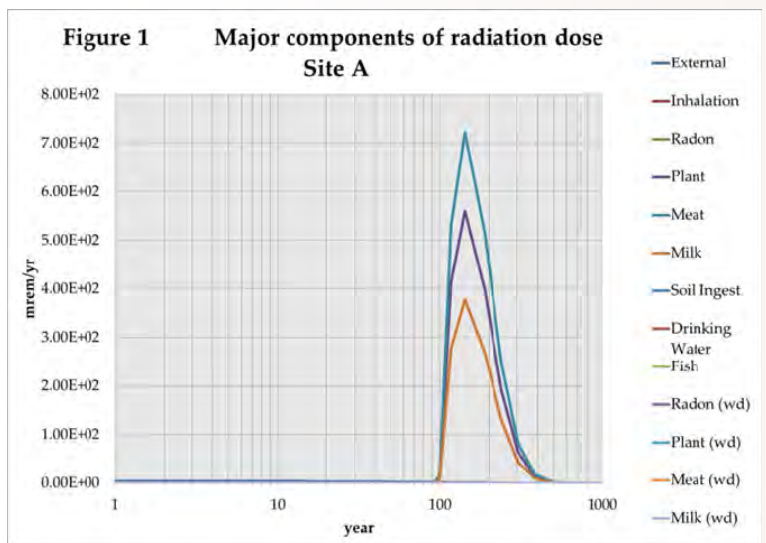
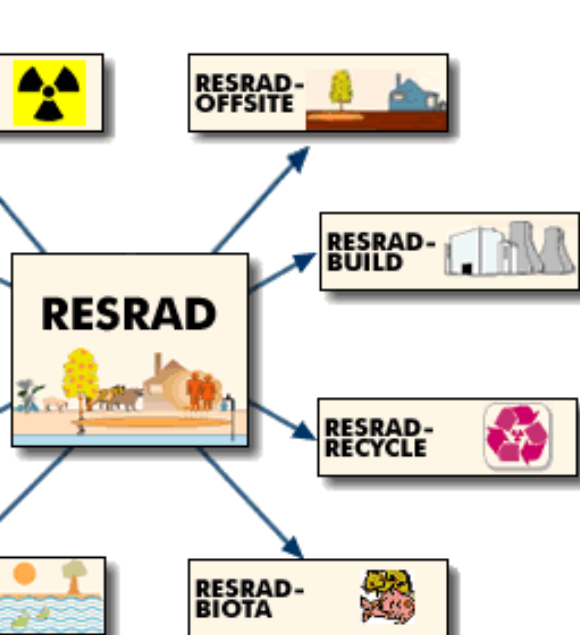


fig. 2 Składniki dawki promieniowania – Wariant A

darki Wodnej. Uwzględniono również panujący w Polsce poziom spożycia poszczególnych pokarmów (tab. 2).

**Wariant A**

**RESRAD Home Page**



Dane dietetyczne	Warianty A, B i C	Jednostka
Spożycie warzyw , owoców i ziaren	100	kg/rok
Spożycie warzyw liściastych	19	kg/rok
Spożycie mleka	183	kg/rok
Spożycie mięsa	75.5	kg/rok
Spożycie ryb	13.2	kg/rok
Spożycie owoców morza	0.2	kg/rok
Spożycie soli	12	g/rok
Spożycie wody pitnej	547	kg/rok

tab. 2 Dane żywieniowe dla Polski

Cechą charakterystyczną terenu jest niską gęstość gleby, małe ilości opadów, dużą odległość do zbiorników wodnych oraz niezwykle niską wartością współczynnika przewodności hydraulicznej. Promieniowanie bezpośrednie jest wyższe niż dla pozostałych wariantów (wariant D) również dawki spowodowane spożyciem mięsa i mleka osiągają większe wartości. Jednakże dawki z inhalacji oraz spożywania warzyw i

od: promieniowania zewnętrznego, spożycia mięsa i mleka są wyższe. Natomiast dawki spowodowane inhalacją oraz spożyciem warzyw i owoców niższe

### Wariant C

Wariant C jest analogiczny do wariantu B z wyjątkiem charakterystyk bazujących na wodzie. W wariantcie B następuje cyrkulacja wody poprzez strefę skażoną co owocuje zwiększonymi dawkami promieniowania.

Pomimo takiej samej aktywności początkowej źródła dla wszystkich wariantów, każdy osiąga inne wartości promieniowania zewnętrznego (fig. 4). Na terenie o najniższej gęstości gleby uzyskano najwyższą dawkę promieniowania zewnętrznego – Wariant A (gęstość gleby 1,35 g/cm<sup>3</sup>). Następne w kolejności są warianty B i D z gęstościami gleby 1,44 g/cm<sup>3</sup> i 1,5 g/cm<sup>3</sup> (gęstość gleby dla wariantu C jest taka sama jak dla przypadku B).

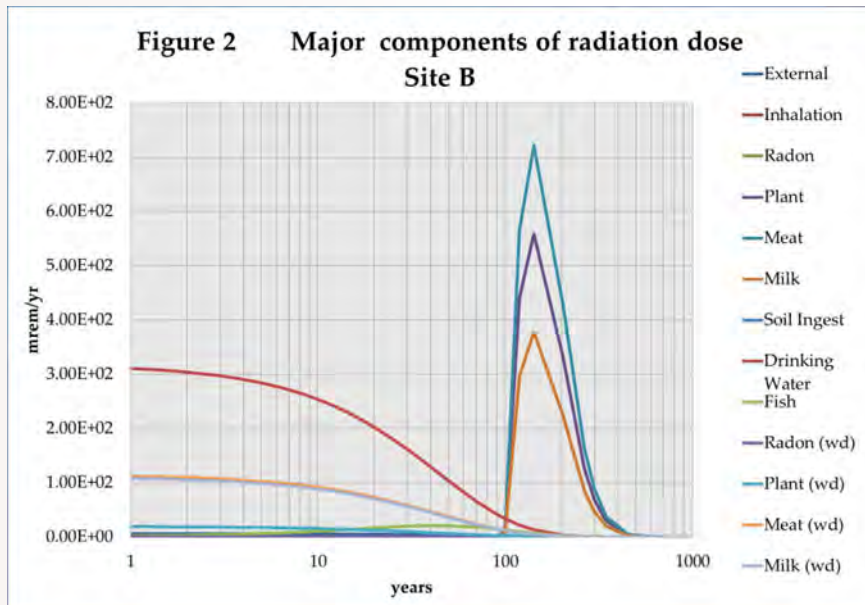


fig. 3 Składniki dawki promieniowania - Wariant B

owoców mają niższe wartości.

### Wariant B

Ten wariant terenu wyróżnia się podwyższoną wartością współczynnika przewodności hydraulicznej. Powoduje to zwiększoną migrację skażenia do wód gruntowych. W porównaniu z wariantem D, dawki

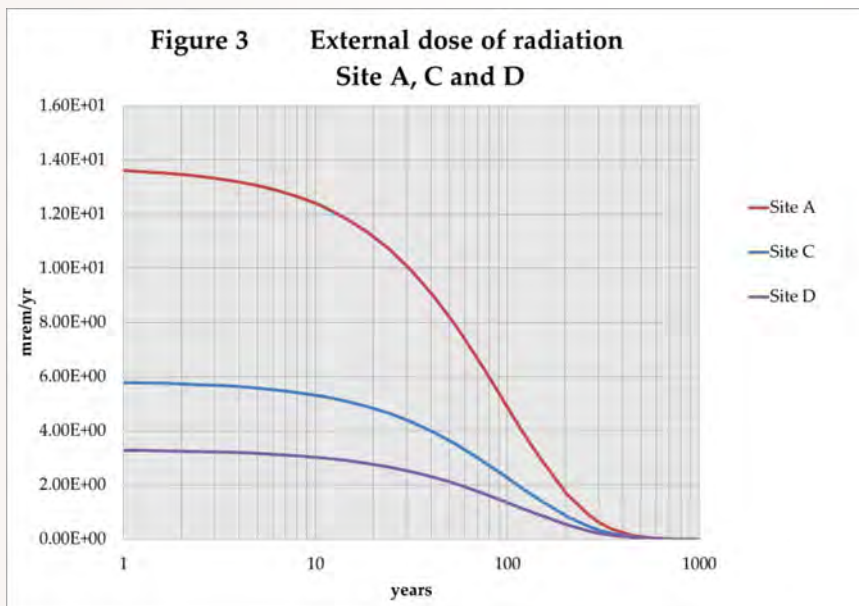


fig. 4 Dawka otrzymana od promieniowania zewnętrznego dla wariantów A, C i D

### Dyskusja wyników

Przeprowadzone obliczenia wskazują na wyraźny wpływ czynników środowiskowych na wartości sumarycznych dawek promieniowania. Dawki znacznie wzrastają w przypadku skażenia warstwy wodonośnej – w wariantcie B maksymalna moc dawki to 17 mSv/rok. Niska gęstość gleby skutkuje wyższą dawką od promieniowania zewnętrznego – warianty A, B i C. Pokrywa znajdująca się na warstwie skażonej cezem o koncentracji 100 kBq/kg ogranicza promieniowanie w fazie początkowej do około 1,3 μSv/rok, jednak po usunięciu jej przez erozję dawka dochodzi do 16,6 mSv/rok (wariant A).

### Wnioski

Przeprowadzono badanie wpływu czynników geologicznych, meteorologicznych oraz spożywczych na transport radionuklidów w obszarach zamieszkałych przez ludzi. Badanie to podkreśla znaczenie czynników środowiskowych w hamowaniu transportu radionuklidów w ekosystemie. Podczas wyboru lokalizacji pod składowisko odpadów radioaktywnych powinno być brane pod uwagę wiele parametrów, w tym






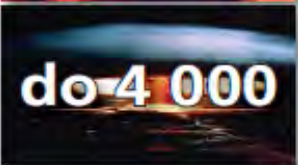
gęstość gleby i współczynnik przewodności hydraulicznej, warunki meteorologiczne, ukształtowanie terenu i szata roślinna. Każdy z czynników środowiskowych ma swoje odzwierciedlenie w tempie migracji pierwiastków w ekosystemie i należy to wykorzystać do zapewnienia maksymalnego poziomu bezpieczeństwa.

## Bibliografia

- [1] A. J. Zielen, J. J. Cheng, D. J. LePorie, E. Gnanapragasam, S. Kamboj, J. Arnish, A. Wallo III, W. A. Williams, H. Peterson C. Yu. *User's Manual for RESRAD Version 6. 2001.*
- [2] A. Strupczewski L. Dobrzyński. *Energia jądrowa i jej wykorzystanie.*
- [3] <http://www.epa.gov/>
- [4] V. P. Perelygin, P. Vater M. V. Forontasyeva. *Radionuclides and heavy metals in environment. Dubna: NATO Science Series, 2000.*
- [5] W. Robak P. Maciejewski. „Zagrożenia Radiologiczne w Polsce.” *Zeszyty Naukowe WSOWL, 2008.*

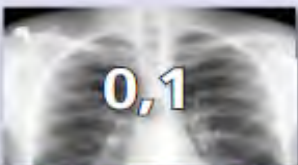

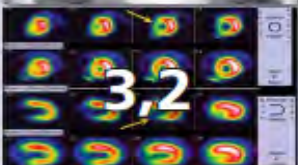

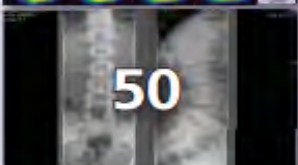

### TYPOWE DAWKI LUB ZAKRESY DAWEK

(w milisiwertach)

 <b>0,1</b>	<p>Jednorazowy przelot Londyn- Nowy Jork- Londyn</p>	 <b>100 - 150</b>	<p>Roczne narażenie załóg stacji orbitalnych</p>
 <b>0,3</b>	<p>Roczna dawka od radionuklidów w własnym ciele</p>	 <b>1 500</b>	<p>Prawdopodobne narażenie podczas 3-letniej wyprawy na Marsa</p>
 <b>2 - 4</b>	<p>Roczna dawka od tła naturalnego</p>	 <b>do 4 000</b>	<p>Dawki otrzymane przez osoby, które przeżyły wybuchy jądrowe w Hirosz- mie i Nagasaki (1945 r.)</p>




### MEDYCYNĄ

 <b>0,1</b>	<p>Zdjęcie klatki piersiowej</p>	 <b>50 80</b>	<p>Tomografia komputerowa głowy</p>
 <b>3,2</b>	<p>Typowe badanie radiologiczne</p>	 <b>do 10000</b>	<p>Fluoroscopia prze- wodu pokarmowego</p>
 <b>50</b>	<p>Zdjęcie kręgosłupa lędźwiowego</p>	 <b>od 20000 do 100000</b>	<p>Naświetlenie całego ciała przed operacją przeszczepu szpiku kostnego</p>
<p>Typowa dawka całkowita na guz nowotworowy</p>			

### DAWKI GRANICZNE

(w milisiwertach)

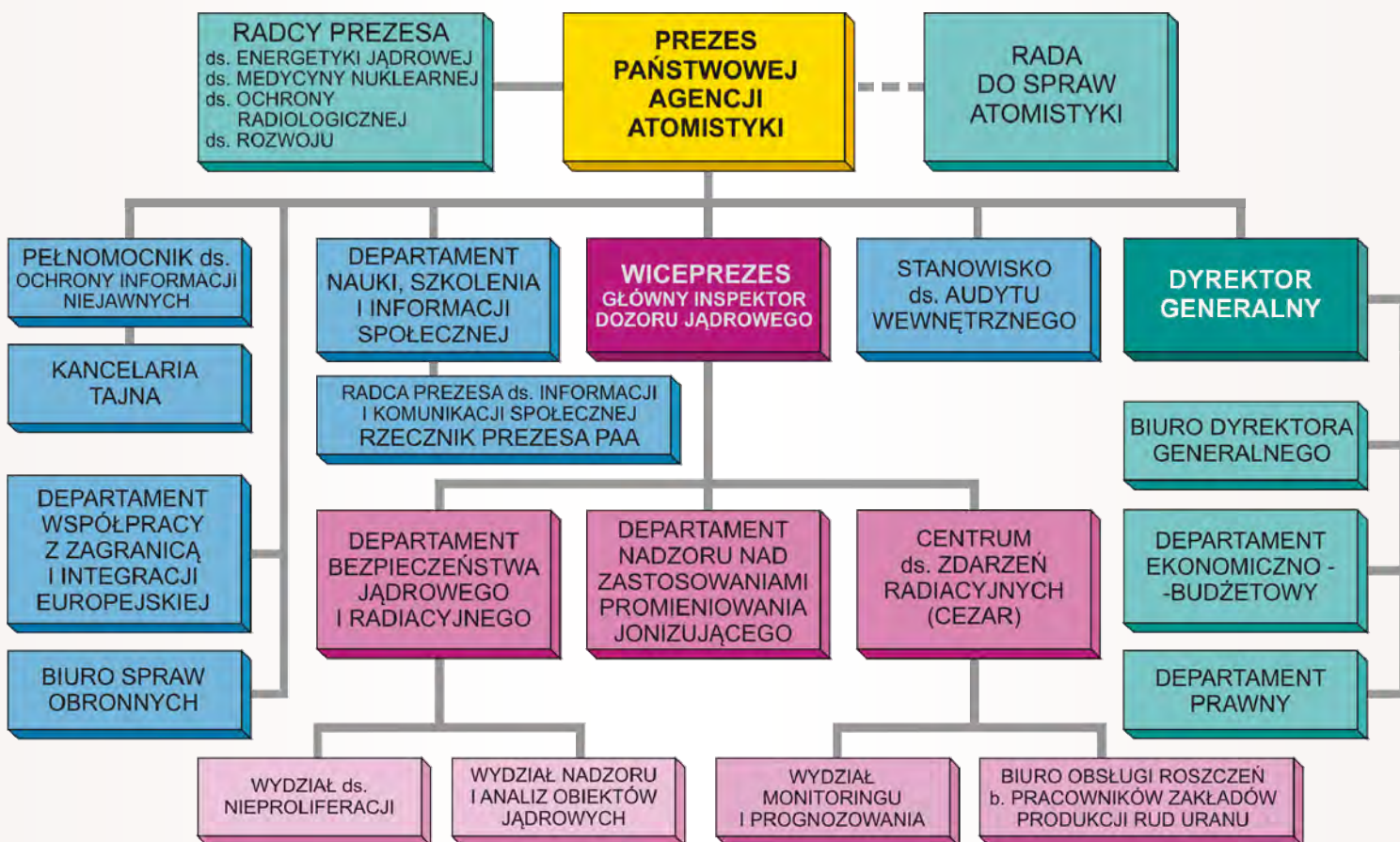
 <b>1,0</b>	 <b>50</b>	 <b>500</b>
<p>Roczny limit dawki dla ogółu populacji</p>	<p>Roczna dawka graniczna dla narażenia zawodowego (kat. A)</p>	<p>Dawka graniczna dla uczestniczących w ratowaniu życia ludzkiego</p>

Andrzej Kowalczyk, Krzysztof Dąbrowski

## ROLA I ZADANIA CENTRUM DO SPRAW ZDARZEŃ RADIACYJNYCH

### 1. Wstęp

Działające od 1997 r. w strukturze Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego i Radiacyjnego PAA, Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych CEZAR od 1 września 2002 roku zostało wyodrębnione jako departament PAA. Do końca 2004 r. prowadzono prace wdrożeniowe, związane z przygotowaniem Centrum do pełnienia funkcji wspomagających działania Prezesa w zakresie dokonywania systematycznej oceny sytuacji radiacyjnej kraju oraz postępowania w przypadku zdarzeń radiacyjnych. Od 1 stycznia 2005 r. powyższe zadania realizowane są samodzielnie i w pełnym zakresie przez Centrum. Obecnie w Centrum w Warszawie zatrudnionych jest 10 osób, w tym dyrektor i Naczelnik Wydziału Monitoringu i Prognozowania. Ponadto 4 osoby zatrudnione są w Biurze Obsługi Roszczeń Byłych Pracowników Zakładów Produkcji Rud Uranu PAA w Jeleniej Górze, wchodzącym w skład Centrum. W Centrum, przez 7 dni w tygodniu, pełniony jest stały dyżur 24 godzinny w systemie dwuzmianowym (08:00-20:00 i 20:00-08:00). Dyżurny jest odpowiedzialny za przyjmowanie zgłoszeń o zdarzeniach radiacyjnych w kraju i zagranicą oraz wykonuje pozostałe zadania wynikające z zakresu obowiązków. Schemat organizacyjny Państwowej Agencji Atomistyki przedstawiono na rys. 1.



Rys. 1. Schemat organizacyjny Państwowej Agencji Atomistyki (PAA)

## CEZAR W ZAKRESIE REAGOWANIA NA ZDARZENIA RADIACYJNE

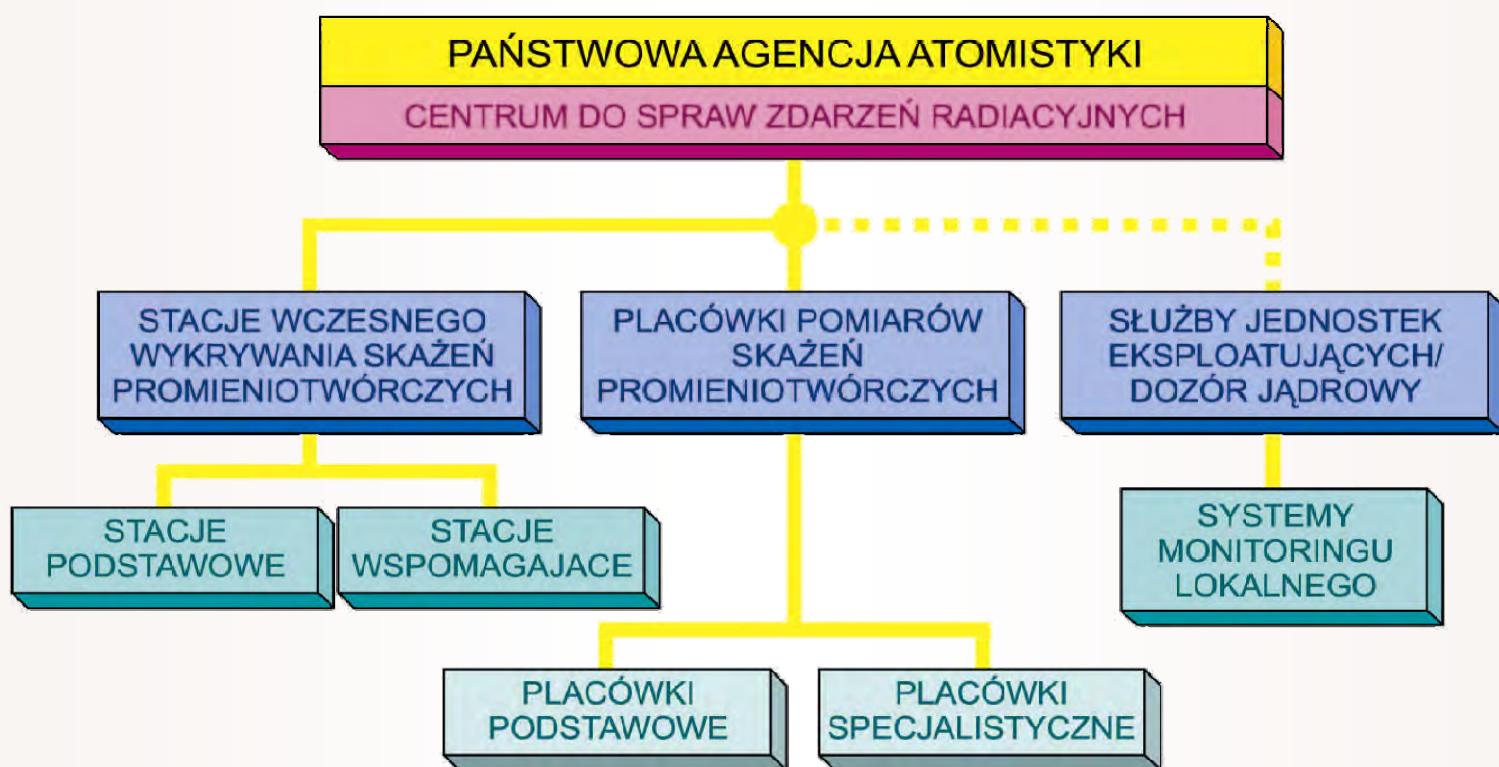
### 2. Zadania realizowane przez Centrum do Spraw Zdarzeń Radiacyjnych

#### 2.1. Dokonywanie systematycznej oceny sytuacji radiacyjnej kraju

Zgodnie z art. 72 Ustawy Prawo atomowe z dnia 29 listopada 2000 r. z późn. zm. (DZ. U. z 2007 r. Nr 42, poz. 276; Dz. U. Nr 93, poz. 583) Prezes PAA, przy pomocy Centrum do Spraw Zdarzeń Radiacyjnych, dokonuje systematycznej oceny sytuacji radiacyjnej kraju. W celu dokonania tej oceny, Centrum:

- zbiera, weryfikuje i analizuje informacje otrzymywane ze stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych, z placówek prowadzących pomiary skażeń promieniotwórczych, oraz od służb, które dysponują danymi niezbędnymi do oceny sytuacji radiacyjnej kraju, w tym służby meteorologicznej;
- weryfikuje i analizuje informacje uzyskiwane z innych źródeł;
- przyjmuje i weryfikuje informacje o zdarzeniach radiacyjnych;
- tworzy bazy danych i systemy informatyczne istotne dla oceny sytuacji radiacyjnej kraju;
- analizuje i prognozuje rozwój sytuacji radiacyjnej kraju oraz zagrożenia ludności i środowiska.

### SYSTEM MONITORINGU RADIACYJNEGO KRAJU I ZASADY JEGO DZIAŁANIA



Rys. 2. System monitoringu radiacyjnego w Polsce



System wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych w części podstawowej składa się z:

trzynastu stacji automatycznych PMS (Permanent Monitoring Station) – będących własnością PAA – które wykonują ciągłe pomiary:

mocy dawki promieniowania gamma,  
widma promieniowania gamma powodowanego skażeniem powietrza i powierzchni ziemi,  
intensywności opadów atmosferycznych oraz temperatury otoczenia,

z rejestracją danych pomiarowych co 1 godz. (w warunkach normalnych) oraz co 10 min. w sytuacjach awaryjnych.

dwunastu stacji typu ASS-500 – w tym 11 należących do Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej i jedna stanowiąca własność PAA – które wykonują:

ciągłe zbieranie aerozoli atmosferycznych na filtrze i spektrometryczne oznaczanie zawartości poszczególnych izotopów w próbie tygodniowej (w sytuacji awaryjnej częstotliwość pomiarów może być odpowiednio zwiększona nawet do 1 godz.);

ciągły pomiar (wszystkie stacje) – za pomocą analizatora stacyjnego AS01 – aktywności zbieranych na filtrze aerozoli atmosferycznych umożliwiającą wykrycie w ciągu 1 godz. stężenia izotopów Cs-137 i I-131 w powietrzu odpowiednio powyżej 2 i 1 Bq/m<sup>3</sup>;

dzięciu stacji Instytutu Meteorologii i Gospodarki Wodnej (IMGW), które wykonują:

ciągły pomiar mocy dawki promieniowania gamma;

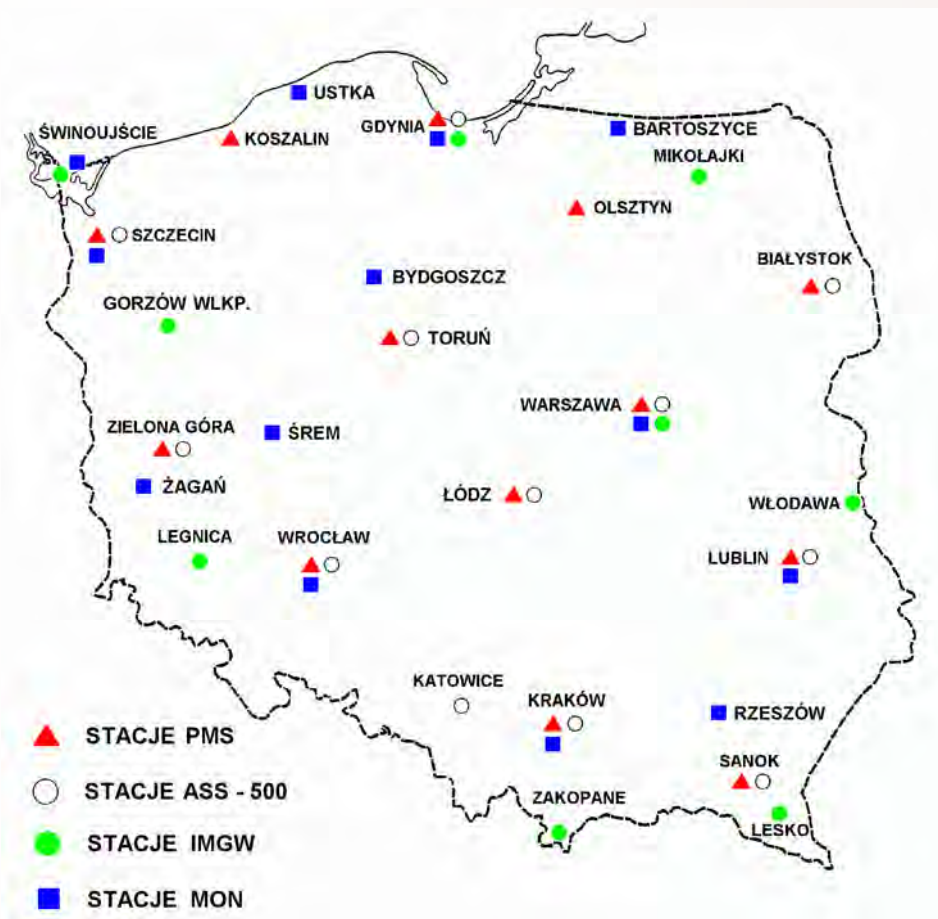
ciągły pomiar aktywności całkowitej alfa i beta aerozoli atmosferycznych (7 stacji);

pomiar aktywności całkowitej beta w próbach tygodniowych opadu całkowitego oraz oznacza-

nie zawartości cezu Cs-137 w próbach miesięcznych opadu.

Dane z opisanych powyżej stacji przekazywane są do Centrum do Spraw Zdarzeń Radiacyjnych PAA i umieszczane automatycznie w bazie danych (SQL).

System wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych w części wspomagającej składa się z trzynastu stacji pomiarowych Ministerstwa Obrony Narodowej, które wykonują ciągłe pomiary mocy dawki promieniowania gamma rejestrowane automatycznie w Centralnym Ośrodku Analizy Skażeń (COAS). Dane pomiarowe z tych stacji przesyłane są raz na tydzień faksem do Centrum do Spraw Zdarzeń Radiacyjnych PAA gdzie są archiwizowane.



Rys. 3. Lokalizacja stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych.



Placówki prowadzące pomiary skażeń promieniotwórczych środowiska i artykułów rolno-spożywczych dzielą się na:

34 placówek podstawowych, działających w Stacjach Sanitarno-Epidemiologicznych, wykonujących oznaczenia całkowitej aktywności beta w próbach mleka (raz w miesiącu) i produktów spożywczych (raz na kwartał) oraz zawartości określonych radionuklidów (Cs-137, Sr-90) w wybranych produktach rolno-spożywczych (średnio dwa razy w roku), oraz

9 placówek specjalistycznych, zlokalizowanych w instytutach naukowo-badawczych, wykonujących jednocześnie, na zlecenie Prezesa PAA, bardziej rozbudowane analizy promieniotwórczości prób środowiskowych, żywności i wody pitnej.

Dane pomiarowe z placówek podstawowych przekazywane są kwartalnie, pocztą, do Centrum do Spraw Zdarzeń Radiacyjnych PAA gdzie wprowadzane są do bazy danych (Excel).

Do 2002 roku istniało 48 placówek podstawowych (zgodnie z załącznikiem nr 2 do rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2002 r. w sprawie stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych i placówek prowadzących pomiary skażeń promieniotwórczych). W wyniku prowadzonej od 2003 roku reorganizacji systemu Państwowej Inspekcji Sanitarnej, ich liczba została zmniejszona do 34 (stan z końca roku 2010) przy czym wyniki pomiarowe napływały do CEZAR z 30 placówek, natomiast 33 placówek uczestniczyło w pomiarach porównawczych organizowanych przez Prezesa PAA

Na rys. 4. przedstawiono lokalizację 34 placówek podstawowych.

Monitoring lokalny obejmuje:



Rys. 4. Placówki podstawowe pomiaru skażeń promieniotwórczych

Ośrodek jądrowy w Świerku na terenie i w otoczeniu którego monitoring radiacyjny prowadzony był w roku 2010 przez Laboratorium Pomiarów Dozymetrycznych Instytutu Energii Atomowej POLATOM. Dodatkowo monitoring otoczenia ośrodka był realizowany przez Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej w Warszawie na zlecenie Prezesa PAA.

Krajowe Składowisko Odpadów Promieniotwórczych (KSOP) w Różanie na terenie i w otoczeniu którego monitoring radiacyjny prowadzony był w roku 2010 przez Laboratorium Pomiarów Dozymetrycznych Instytutu Energii Atomowej POLATOM na zlecenie Zakładu Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych ZUOP, a w otoczeniu składowiska przez Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej w Warszawie na zlecenie Prezesa PAA.

Tereny byłych zakładów wydobywczych i przerobczych rud uranu (okolice Jeleniej Góry), gdzie monitoring radiacyjny prowadzony jest od roku 1998 przez Biuro Obsługi Roszczeń Byłych Pracowników Zakładów Produkcji Rud Uranu PAA (wydział w strukturze Centrum CEZAR).

## ANALIZOWANIE I PROGNOZOWANIE ROZWOJU SYTUACJI RADIACYJNEJ KRAJU

### *Sytuacja normalna*

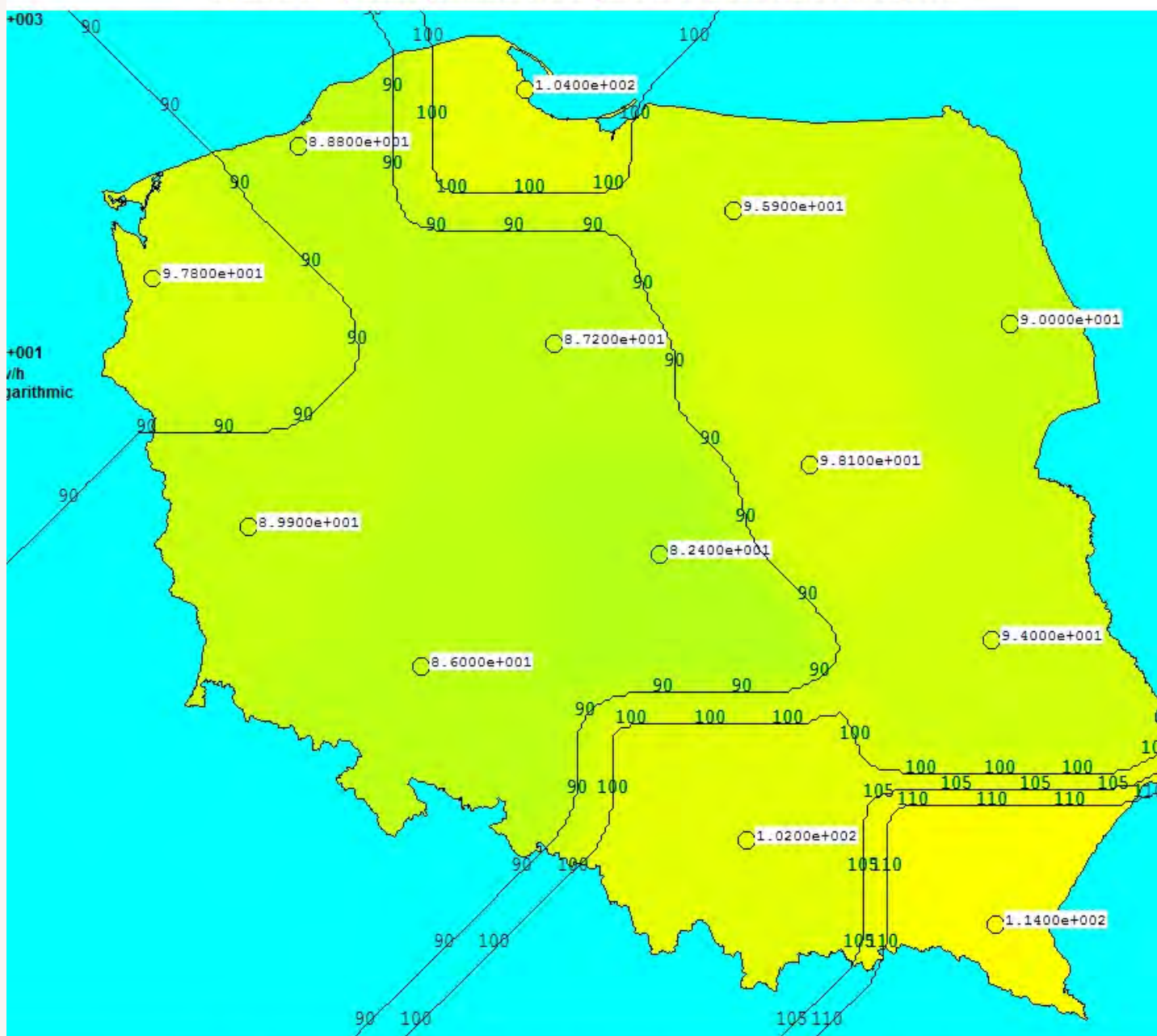
Codzienna informacja o rozkładzie poziomu mocy dawki na terenie Polski zamieszczana jest na stronie internetowej PAA (<http://www.paa.gov.pl>) w postaci mapy Polski z naniesionymi liniami stałej wartości mocy dawki. Przykładową mapkę przedstawiono na rys. 5. Raz na kwartał Prezes PAA ogłasza (publikowany w Monitorze Polskim) komunikat o

sytuacji radiacyjnej w kraju, a raz w roku przedstawia Premierowi RP stosowny raport pt. „Działalność Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki oraz ocena stanu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w Polsce” za rok poprzedni. Najnowszy komunikat kwartalny oraz raport za rok 2009 można pobrać ze strony internetowej PAA.

### *Zdarzenia radiacyjne*

Na wypadek poważnego zdarzenia radiacyjnego w Centrum działają dwa komputerowe systemy wspomagania decyzji: ARGOS (przekazany do PAA przez

Rozkład mocy dawki promieniowania gamma w Polsce w dniu 01.08.2011r.



**Brak jakichkolwiek zagrożeń radiacyjnych**



Danię w ramach umowy dwustronnej) oraz RODOS (przekazany nieodpłatnie przez Komisję Europejską i wdrożony w ramach środków własnych w PAA). Umożliwiają one wykonywanie prognoz rozprzestrzeniania się skażeń promieniotwórczych w powietrzu oraz w łańcuchach żywnościowych w przypadku zdarzeń radiacyjnych związanych z awariami obiektów jądrowych oraz ocenę zagrożenia radiologicznego powstałego w ich wyniku. Aktualne prognozy meteorologiczne w postaci numerycznej przekazywane są nieodpłatnie, w trybie automatycznym, codziennie (prognoza na następne 48 h) przez IMGW. W koniecznych przypadkach działania Centrum wspierane są przez ekspertów (zespół 8 ekspertów spoza PAA) powoływanych w tym celu przez Prezesa PAA. Na wypadek zdarzeń radiacyjnych Centrum dysponuje również własnymi możliwościami pomiarowymi:

Ruchomym Laboratorium Spektrometrycznym (rys. 6 i 7) wyposażonym w pokładowy wysokoczuły spektrometr do wykrywania i identyfikacji izotopów g-promieniotwórczych w czasie jazdy samochodem, wymienną sondę spektrometryczną do wykrywania

od potrzeb.

przeośnymi przyrządami pomiarowymi: do pomiaru skażeń a-, b-, i g-promieniotwórczych, radiometrami do pomiaru mocy dawki/dawki promieniowania gamma, indywidualnymi dawkomierzami (mierniki mocy dawki/dawki), ręcznym spektrometrem do wykrywania i identyfikacji izotopów g-promieniotwórczych.



izotopów g-promieniotwórczych (podczas postoju samochodu), ręczny spektrometr promieniowania gamma, system nawigacji satelitarnej GPS umożliwiający określenie położenia samochodu w terenie z dokładnością do 0,5 metra.

Zastosowanie: ciągła rejestracja mocy dawki i widma promieniowania gamma otoczenia w czasie jazdy samochodu oraz w czasie jego postojów, poszukiwanie i identyfikacja zaginionych źródeł promieniowania jonizującego, pobieranie próbek środowiskowych do badań laboratoryjnych, inne zadania związane z działaniami służby awaryjnej Prezesa PAA - w zależności



Rys. 7. Ekipa Ruchomego Laboratorium Spektrometrycznego

## 2.2. Koordynacja działania stacji i placówek

Zgodnie z art. 74 Ustawy Prawo atomowe Prezes PAA koordynuje działania stacji i placówek, a w szczególności:

współdziała z ministrami właściwymi do spraw wewnętrznych, środowiska, gospodarki, szkolnictwa wyższego, rolnictwa, zdrowia i obrony narodowej oraz z Prezesem Polskiej Akademii Nauk;

zatwierdza techniki pomiarowe, programy pomiarowe i organizację pomiarów;

współpracuje z właściwymi jednostkami innych państw w zakresie wykrywania i pomiarów skażeń promieniotwórczych;

w sytuacji prawdopodobieństwa wystąpienia lub wystąpienia zdarzenia radiacyjnego określa:

częstotliwość przekazywania przez stacje wyników pomiarów do CEZAR,

miejsca, częstotliwość oraz zakres pomiarów wykonywanych przez placówki, a także częstotliwość przekazywania przez nie wyników pomiarów do CEZAR.

Corocznie Prezes Państwowej Agencji Atomistyki przeprowadza pomiary porównawcze dla placówek podstawowych oraz dla placówek specjalistycznych.

### WSPÓŁPRACA MIĘDZYNARODOWA

#### UNIA EUROPEJSKA

System wczesnego powiadamiania i wymiany informacji w sytuacji zagrożenia radiacyjnego ECURIE (European Community Urgent Radiological Information Exchange)

System ECURIE działa w krajach Unii Europejskiej w oparciu o Traktat EURATOM oraz Decyzję Rady Europy 87/600/EUROATOM z grudnia 1987 r.. Podstawowym elementem systemu jest stacja komputerowa z zainstalowanym specjalistycznym oprogramowaniem o nazwie CoDecS zwana skrótowo stacją ECURIE. Stacja ECURIE umożliwia przekazywanie powiadomień o zdarzeniach radiacyjnych oraz innych informacji do i z centrali w Luksemburgu, a także komunikację bezpośrednią z innymi krajami członkowskimi. Zakres i forma przekazywanych informacji oraz postępowanie obsługi stacji jest ściśle określona. Faks i telefon są zapasowymi środkami łączności. Każdy z krajów członkowskich posiada 24-godzinny punkt kontaktowy oraz punkt kontaktowy

kompetentnego urzędu (Ze strony polskiej w Centrum do Spraw Zdarzeń Radiacyjnych CEZAR Państwowej Agencji Atomistyki).

#### MIĘDZYNARODOWA AGENCJA ENERGII ATOMOWEJ (MAEA)

System wczesnego powiadamiania i wymiany informacji w sytuacji zagrożenia radiacyjnego ENAC (Early Notification and Assistance Conventions)

Konwencje MAEA o wczesnym powiadamianiu o awarii jądrowej oraz o pomocy wzajemnej w przypadku zagrożenia radiologicznego z 1988 r. zostały podpisane i ratyfikowane przez Polskę. Są one realizowane przez MAEA i kraje członkowskie poprzez system krajowych punktów kontaktowych (KPK) oraz system komunikacyjny w oparciu o łącze internetowe/faks. Do przekazywania informacji służą formularze komunikacyjne EMERCON (formularz powiadomienia, formularz informacyjny, formularz informacji uzupełniających). Łączność telefoniczna przewidziana jest do kontaktów operacyjnych.

#### RADA PAŃSTW MORZA BAŁTYCKIEGO (RPMB)

Radę Państw Morza Bałtyckiego powołano w marcu 1992 r. na Konferencji Ministrów Spraw Zagranicznych. W jej skład wchodzi przedstawiciele Danii, Estonii, Finlandii, Islandii, Niemiec, Litwy, Łotwy, Norwegii, Polski, Rosji i Szwecji. Powołana przez Radę Grupa Robocza Bezpieczeństwa Jądrowego i Radiacyjnego odbywa coroczne posiedzenia w których ze strony RP uczestniczy przedstawiciel PAA. Pracami Grupy objęty jest m.in. monitoring radiacyjny i reagowanie na zdarzenia radiacyjne. Grupa przeprowadza corocznie ćwiczenie komunikacyjne. Krajami obserwatorami, uczestniczącymi poprzez swoich przedstawicieli w pracach Grupy są Białoruś, Francja, Włochy, Holandia, Rumunia, Słowacja, Hiszpania, Ukraina, Wielka Brytania i USA.

#### UMOWY DWUSTRONNE

Polska zawarła dwustronne umowy międzyrządowe w sprawie wczesnego powiadamiania o awariach jądrowych i współpracy w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz podjęła zobowiązania odrębne dla każdej z tych umów, z następującymi krajami: Dania, Norwegia, Austria, Ukraina, Czechy, Białoruś, Litwa, Federacja Rosyjska, Niemcy i Słowacja.



## MIĘDZYKRAJOWA WYMIANA DANYCH Z MONITORINGU RADIACYJNEGO KRAJU

### System UE wymiany danych pomiarowych pochodzących z rutynowego monitoringu radiacyjnego środowiska, działającego w krajach Unii

Ww. system działa w krajach Unii Europejskiej w oparciu o art. 35 i 36 traktatu EURATOM oraz Zalecenie Komisji Europejskiej 2000/473/Euratom z 8 czerwca 2000 r. dotyczące wykonywania pomiarów skażeń środowiska w celu oceny narażenia całej populacji. System obejmuje dane dotyczące mocy dawki, skażeń powietrza, wody przeznaczonej do spożycia, wód powierzchniowych, mleka oraz żywności (dieta). Co roku każdy z krajów członkowskich (ze strony Polski CEZAR PAA) przekazuje wyniki z rutynowego monitoringu radiacyjnego do centralnej bazy danych REM (Radioactivity Environmental Monitoring) w JRC, w Ispra we Włoszech (w terminie do 30 czerwca dane za rok ubiegły).

### Wymiana danych ze stacji wczesnego wykrywania skażeń w systemie EURDEP (European Radiological Data Exchange Platform) w ramach Unii Europejskiej

Ww. system działa w krajach Unii Europejskiej w oparciu o Traktat EURATOM oraz Decyzję Rady Europy 87/600/EURATOM z grudnia 1987 r.. System EURDEP obejmuje wymianę danych o mocy dawki promieniowania gamma oraz wyniki pomiarów aerozoli atmosferycznych (skażeń powietrza) ze stacji wczesnego wykrywania skażeń. Baza danych EURDEP Komisji Europejskiej przechowywana jest na dedykowanym komputerze w JRC Ispra, Włochy. Format pliku danych jest ściśle określony.

### Wymiana danych ze stacji wczesnego wykrywania skażeń w systemie Rady Państw Morza Bałtyckiego (RPMB)

Zakres i format wymiany danych prowadzony w ramach RPMB jest identyczny jak w systemie EURDEP w Unii Europejskiej. Obecnie większość krajów członkowskich RPMB jest również członkami UE (poza Rosją, Norwegią i Islandią) co powoduje du-

blowanie prac RPMB i UE. Korzyścią jest możliwość bezpośredniego dostępu do danych pomiarowych z Rosji.



## 2.3. Przyjmowanie informacji o zdarzeniach radiacyjnych

Zgodnie z art. 76 Ustawy Prawo atomowe Prezes Agencji przyjmuje informacje o zdarzeniach radiacyjnych na terenie kraju, a w razie potrzeby udziela, w oparciu o uzyskane informacje, bezzwłocznej pomocy w ocenie wielkości powstałego zagrożenia radiacyjnego oraz doradza w zakresie likwidacji zagrożenia i usuwania skutków zdarzenia.

Zgodnie z art. 77 Ustawy Prawo atomowe Prezes Agencji, wykonując zadania wynikające z międzynarodowego systemu powiadamiania o zdarzeniach radiacyjnych w zakresie wczesnego powiadamiania o awarii jądrowej, pomocy w przypadku awarii jądrowej lub zagrożenia radiacyjnego, ochrony fizycznej materiałów jądrowych i o nielegalnym obrocie tymi materiałami, jak również realizując zobowiązania Rzeczypospolitej Polskiej wynikające z dwustronnych umów międzynarodowych, powołuje krajowe punkty kontaktowe.

Zadania te Prezes PAA realizuje poprzez:

Krajowy Punkt Kontaktowy (KPK) – działający od 1 stycznia 2005 roku w strukturze Centrum do Spraw Zdarzeń Radiacyjnych, czynny całodobowo punkt kontaktowy służący wczesnemu powiadamianiu o awarii jądrowej zgodnie z wymaganiami Konwencji MAEA z 1986 roku (system ENAC), traktatu EURATOM (system ECURIE) oraz wymianie informacji o zagrożeniach radiacyjnych stosownie do podpisanych przez Polskę umów bilateralnych i multilateralnych (RPMB).

Służbę Awaryjną Prezesa PAA – powiadamianą w przypadku zaistnienia zdarzenia radiacyjnego na terenie Polski. Dyżurny Centrum stosuje wówczas Procedurę Nr 1 „Postępowanie dyżurnego Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych w przypadku otrzymania powiadomienia o zdarzeniu radiacyjnym” oraz jedną z następujących instrukcji w zależności od rodzaju zdarzenia:

Instrukcja „A” – ZIELONA, jeśli zdarzenie powoduje zagrożenie jedynie jednostki organizacyjnej (zdarzenie o zasięgu zakładowym),

Instrukcja „B” – ŻÓŁTA jeśli zdarzenie powoduje zagrożenie o zasięgu wojewódzkim,

Instrukcja „AB” – ŻÓŁTO-ZIELONA, jeśli zda-

rzenie powoduje zagrożenie o zasięgu wojewódzkim, ale miało miejsce podczas transportu,

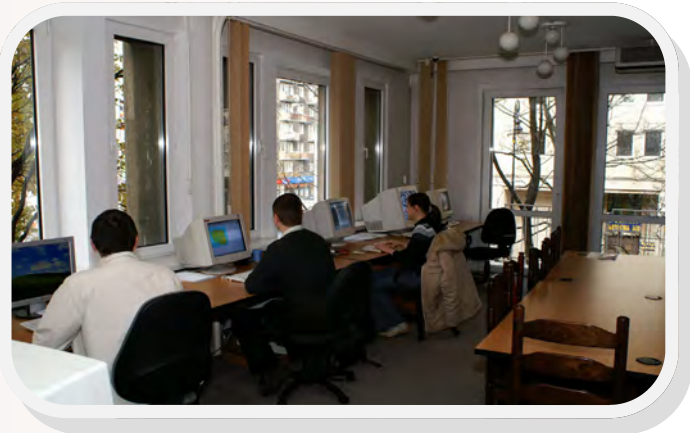
Instrukcja „C” – CZERWONA, jeśli zdarzenie powoduje zagrożenie o zasięgu krajowym,

Instrukcja „D” – NIEBIESKA, jeśli zdarzenie miało charakter aktu terrorystycznego lub sabotażu,

Instrukcja „E” – BIAŁO-CZERWONA, jeśli zdarzenie powstało poza granicami kraju i istnieje małe prawdopodobieństwo, że jego skutki spowodują zagrożenie na terenie kraju.

W wypadku zdarzeń wojewódzkich Służba Awaryjna współdziała ze służbami wojewody właściwego dla miejsca zdarzenia. Szczególne znaczenie ma współpraca ze Strażą Graniczną w zakresie przeciwdziałania nielegalnemu wwozowi i wywozowi substancji promieniotwórczych do i z Polski.

W latach 2005 - 2010 wyjazdy ekipy dozymetrycznej na miejsce zdarzenia radiacyjnego w ramach funkcjonowania Służby Awaryjnej Prezesa PAA realizowane były przez Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych w Świerku.

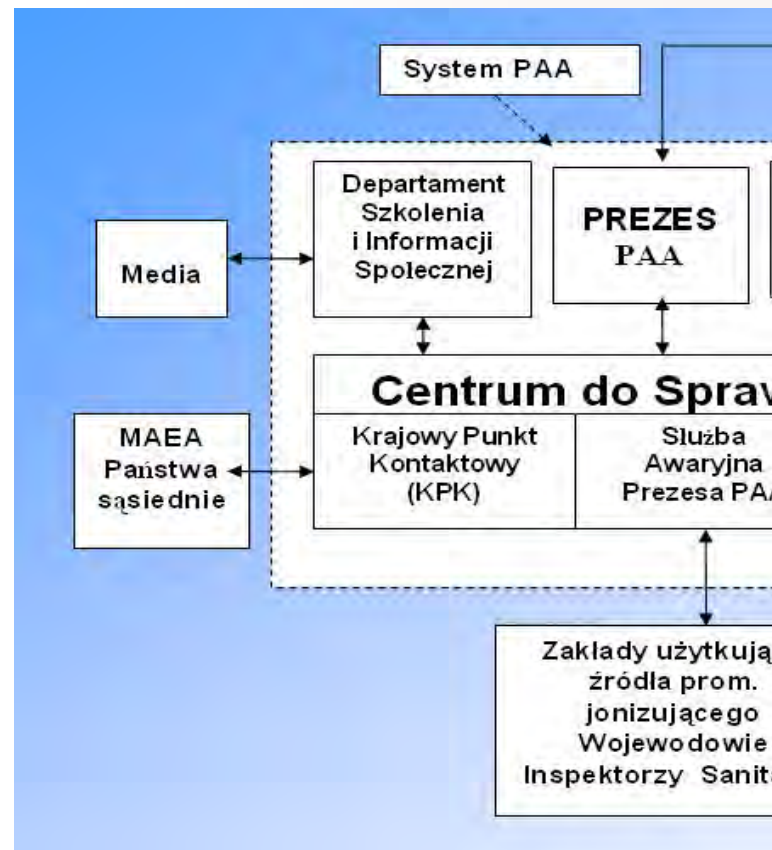


Rys. 8. Stanowiska analiz i prognozowania w pomieszczeniu operacyjno-analitycznym CEZAR

Umiejscowienie CEZAR w Systemie Reagowania Kryzysowego Kraju przedstawiono na rysunku 9. **2.5. Działania Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych PAA w roku 2009**

Krajowy Punkt Kontaktowy nie otrzymał w 2010 roku żadnych informacji o awariach w elektrowniach jądrowych lub sytuacjach zagrożenia radiacyjnego z zagranicy, stanowiących lub mogących stanowić za-

grożenie dla Polski. W 2010 r. dyżurni Służby Awaryjnej Prezesa PAA przyjęli 41 powiadomienia o zdarzeniach radiacyjnych na terenie Polski, w tym 15 powiadomień wymagało wyjazdu ekipy dozymetrycznej Służby Awaryjnej na miejsce zdarzenia. Ogółem dyżurni CEZAR udzielili w omawianym okresie 2856 konsultacji nie związanych z likwidacją zdarzeń radiacyjnych i ich skutków, w tym 2795 konsultacji Granicznym Placówkom Kontroli (GPK). Dyżurni CEZAR utrzymywali w omawianym okresie specjalną gotowość Służby Awaryjnej podczas trwania 91 transportów dużych źródeł promieniotwórczych (o aktywności >1TBq), w tym 1 transportu świeżego paliwa jądrowego dla Elektrowni Temelin oraz 3 transportów wypalonego paliwa jądrowego do Rosji. Centrum do Spraw Zdarzeń Radiacyjnych PAA uczestniczyło w omawianym okresie w szesnastu międzynarodowych i krajowych ćwiczeniach oraz testach komunikacyjnych.



Rys. 9. Umiejscowienie CEZAR w Systemie Reagowania Kryzysowego Kraju

**2.5. Działania Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych PAA w roku 2009**

Krajowy Punkt Kontaktowy nie otrzymał w 2010 ro-

ku żadnych informacji o awariach w elektrowniach jądrowych lub sytuacjach zagrożenia radiacyjnego z zagranicy, stanowiących lub mogących stanowić zagrożenie dla Polski. W 2010 r. dyżurni Służby Awaryjnej Prezesa PAA przyjęli 41 powiadomienia o zdarzeniach radiacyjnych na terenie Polski, w tym 15 powiadomień wymagało wyjazdu ekipy dozymetrycznej Służby Awaryjnej na miejsce zdarzenia. Ogółem dyżurni CEZAR udzielili w omawianym okresie 2856 konsultacji nie związanych z likwidacją zdarzeń radiacyjnych i ich skutków, w tym 2795 konsultacji Granicznym Placówkom Kontroli (GPK). Dyżurni CEZAR utrzymywali w omawianym okresie specjalną gotowość Służby Awaryjnej podczas trwania 91 transportów dużych źródeł promieniotwórczych (o aktywności  $>1\text{TBq}$ ), w tym 1 transportu świeżego paliwa jądrowego dla Elektrowni Temelin oraz 3 transportów wypalonego paliwa jądrowego do Rosji. Centrum do Spraw Zdarzeń Radiacyjnych



Rys. 10. Ekipa dozymetryczna Prezesa PAA (ZUOP – Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych) podczas ćwiczenia krajowego PATROL 2009 koordynowanego przez MON z epizodem na terenie Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych w Różanie.



Rys. 11. Ekipa dozymetryczna Prezesa PAA (ZUOP – Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych) podczas ćwiczenia krajowego POLONIA 2010 koordynowanego przez MSWiA z epizodem na terenie stadionu KS Polonia w Warszawie.



owego Kraju

PAA uczestniczyło w omawianym okresie w szesnastu międzynarodowych i krajowych ćwiczeniach oraz testach komunikacyjnych.

Copyright© Państwowa Agencja Atomistyki



Jerzy Kubowski

# UWARUNKOWANIA EKSPLOATACJI ELEKTROWNI JĄDROWEJ

## WSTĘP

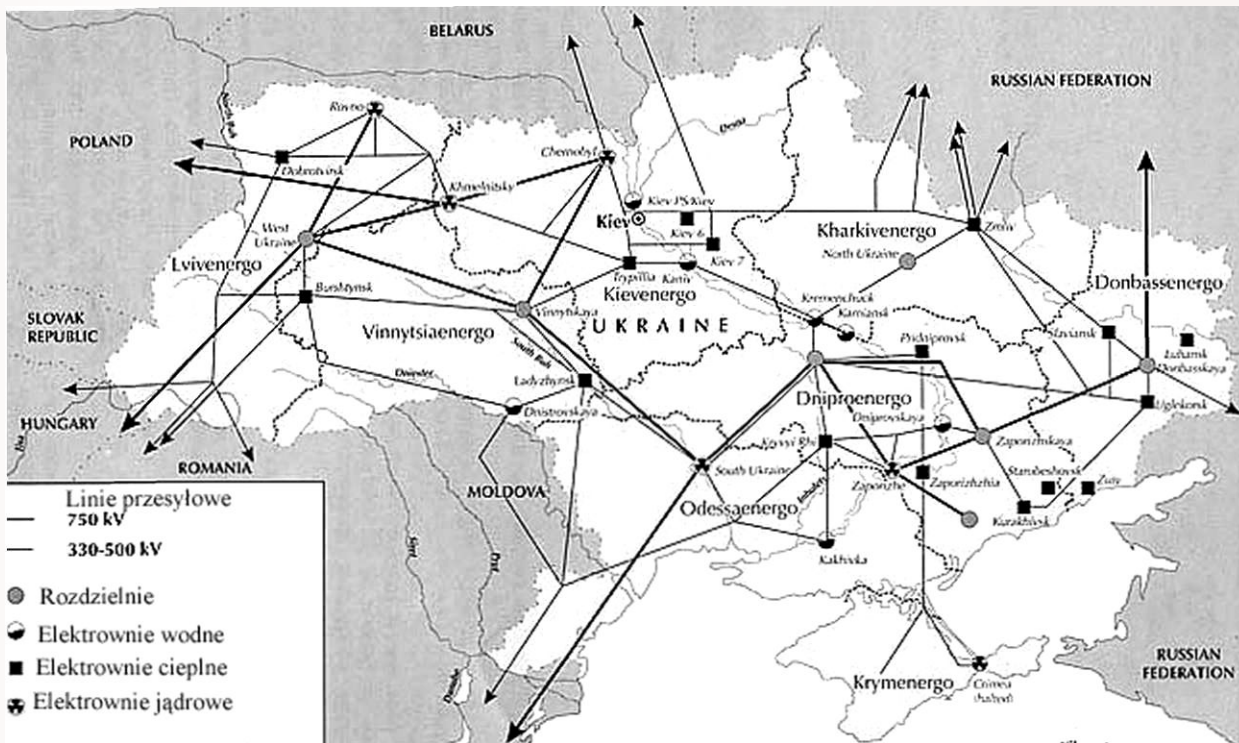
W artykule zarysowano specyficzne zagadnienia pracy elektrowni jądrowej w systemie elektroenergetycznym. Należy do nich m.in. wpływ zmian częstotliwości i napięcia w systemie na bezpieczeństwo eksploatacji elektrowni. Na przykładzie kilku awarii systemu opisano ich znaczenie dla normalnej pracy elektrowni. Sporo uwagi poświęcono problemowi powyłączeniowego odprowadzania ciepła z reaktora i przeznaczonemu do tego celu układowi elektrycznemu zasilania potrzeb własnych. Objąsniiono uwarunkowania związane z pokrywaniem przez elektrownię dobowych zmian obciążenia systemu; w tym ograniczenia wynikające z mechaniczno – fizycznych właściwości reaktorowego paliwa.

Współpraca elektrowni jądrowej (EJ) z systemem elektroenergetycznym (SE) ma dwojaki charakter: jest ona dlań jednym z najpewniejszych wytwórców energii, ale zarazem – w sytuacjach nadzwyczajnych – także jego najważniejszą odbiorcą. W odróżnieniu od elektrowni cieplnej konwencjonalnej, po jej odłączeniu się od SE wymaga bowiem nadal trwałego zewnętrznego źródła zasilania w celu stałego długookresowego odprowadzania ciepła z rdzenia reaktora.1 Nakłada to na dyspozytorów SE obowiązek tak kierować jego pracą, by zasilanie EJ było zapewnione. Zgodnie z zaleceniami międzynarodowej Agencji Energii Atomowej2, EJ muszą łączyć z systemem co najmniej dwie niezależne od siebie

linie przesyłowe (połączone z dwoma względnie odrębnymi częściami SE): podstawowa (zwyczajowo zwana mostem energetycznym), sprzęgająca za pomocą transformatora blokowego generator z ogólnokrajową siecią przesyłową, i rezerwowa – służąca zasilaniu potrzeb własnych w przypadku nagłego zaniku napięcia na szynach rozdzielni głównej. Obowiązuje zasada, że w sytuacjach awaryjnych, zapotrzebowanie na moc potrzeb własnych EJ powinno być pokryte przede wszystkim z linii rezerwowej, a dopiero później – gdy linia rezerwowa zawiedzie – z awaryjnych agregatów diesla.

## SYSTEM ELEKTROENERGETYCZNY

Systemem elektroenergetycznym nazywa się



Rys. 1. Ukraiński System Elektroenergetyczny, ze szczególnym uwzględnieniem sieci najwyższych napięć: 4 EJ (15 bloków z reaktorami typu PWR) o mocy 13168 MWe (netto), 13835 MWe (brutto); udział produkcji energii z EJ w Ukraińskim SE wynosi ok.48 %

zespół elektrowni i elektrycznych urządzeń odbiorczych, wzajemnie połączonych za pośrednictwem stacji transformatorowych, przesyłowymi liniami wysokiego napięcia oraz sieciami rozdzielczymi. Obejmuje swym zasięgiem cały kraj, co dla przykładu pokazano na rys. 1. Do SE podłącza się wszystkie generatory powyżej pewnej

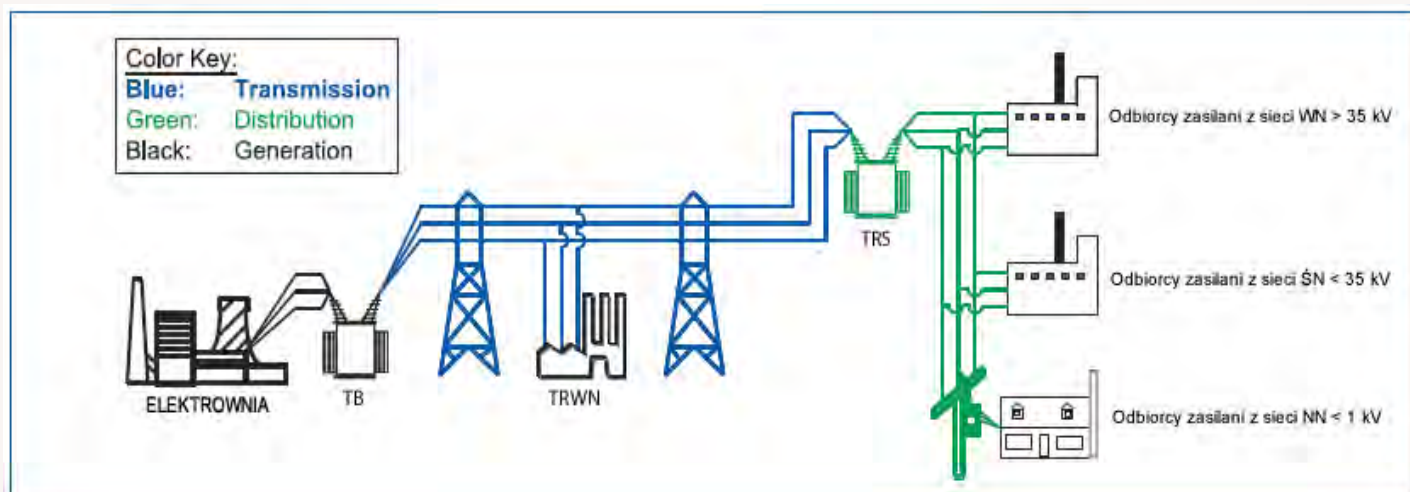
# WYKORZYSTANIE SIŁY WODNEJ W SYSTEMIE ELEKTROENERGETYCZNYM

wartości mocy; np. w USA, Federalna Komisja ds. Energii (*Federal Energy Regulatory Commission*) obowiązek taki nakłada na posiadaczy generatorów o mocy ponad 20 MW. Jego nieodłączną cechą jest jednolity reżim pracy, nadzorowany i

systemu jest stabilność i niezawodność pracy. **STABILNOŚĆ I NIEZAWODNOŚĆ SYSTEMU** Stabilność SE jest to zdolność do zachowania stanu ustalonego po silnym zaburzeniu. Silne zaburzenie jest stanem systemu, w którym naruszone zostały podstawowe parametry takie, jak napięcia linii



Fot.1 Napowietrzna rozdzielnia i linie wysokich napięć (most energetyczny), łączące amerykańską EJ Browns Ferry<sup>1</sup> z systemem elektroenergetycznym



Rys.2. Główne elementy mostu energetycznego<sup>2</sup>, łączącego EJ z systemem elektroenergetycznym: EJ – elektrownia jądrowa, TB – transformator blokowy do podwyższania napięcia generatora z 22 - 28 kV do poziomu napięcia sieci przesyłowej, TRWN – transformator sieciowy obniżający napięcie do 220 - 110 kV, TRS – transformator sieciowy do obniżania napięcia linii przesyłowych na napięcie sieci dystrybucyjnej, WN – wysokie napięcie, ŚN – średnie napięcie, NN – niskie napięcie

kierowany przez Dyspozycję Mocy. Elementy SE i schemat sprzęgania EJ z siecią elektroenergetyczną są pokazane na rys. 2 i fot. 1. Z punktu widzenia bezpieczeństwa EJ ważną charakterystyką

przesyłowych i częstotliwość prądu przemiennego wytwarzanego przez generatory synchroniczne elektrowni. Niezawodność pracy zaś jest to właściwość SE do wytwarzania energii elektrycznej o

### ZNACZENIE CZĘSTOTLIWOŚCI

Jednym z najważniejszych parametrów SE jest częstotliwość. Współpracujące ze sobą elektrownie wytwarzają prąd o znamionowej częstotliwości 50 Hz, która jest bezpośrednio związana z prędkością obrotową wirników turbogeneratorów<sup>1</sup>. Nawet niewielkie zmiany jej wartości przenoszą się bezzwłocznie na zmiany prędkości obrotowej wszystkich turbogeneratorów. Ze względu na częstotliwość, warunki pracy SE według standardów UCTE2 definiuje się następująco:

A1. Jeśli odchylenie od wartości znamionowej nie przekracza 50 mHz, warunki pracy uważa się za normalne.

A2. Jeśli wartość odchyłki jest większa niż 50 mHz, ale mniejsza niż 150 mHz, warunki pracy traktuje się jako zakłócone, jednakże nie mające ryzyka.

A3. Jeśli wartość odchyłki jest większa niż 150 mHz, to wobec ryzyka pojawienia się nieprawidłowej pracy połączonych sieci SE, warunki pracy uważa się za awaryjne.

A4. Jeśli odchyłka częstotliwości osiąga krytyczną wartość 2,5 Hz, co oznacza, że częstotliwość systemowa sięga 47,5 Hz (graniczną wartością wzrostu częstotliwości jest 51,5 Hz) następuje automatyczne odłączanie się generatorów od SE.

W stanie ustalonym moc wytwarzana przez pracujące generatory jest równa sumie mocy pobieranych z SE. Jej naruszenie, czy to przez zmianę mocy odbiorców, czy przez zmianę mocy wytwarzanej, powoduje zmianę prędkości wirowania wszystkich maszyn obrotowych pracujących w danej chwili w systemie, zarówno zespołów prądotwórczych (generatorów) jak i silników u odbiorców, przez zmianę energii kinetycznej ich mas wirujących. Przy spadku częstotliwości poniżej 49,5 Hz, niektóre pierścienie łopatek w niskoprężnej części turbinowy EJ zaczynają drgać, co może wpływać na wibracyjne zmęczenie materia-

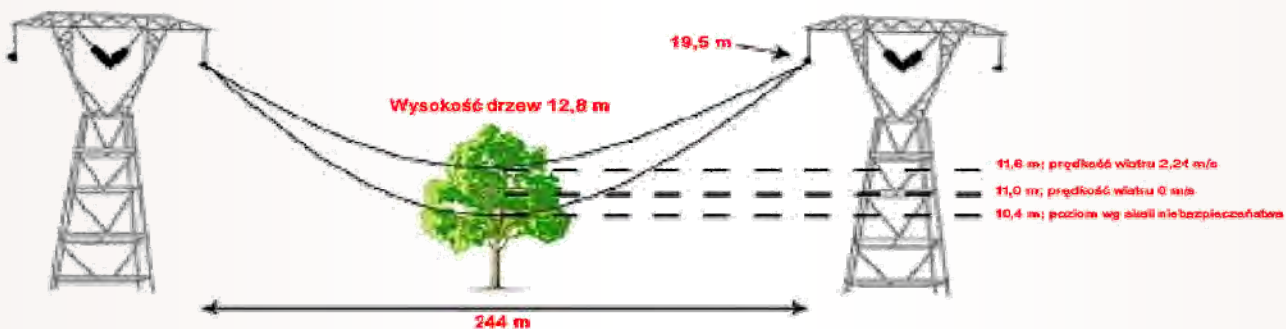
łów, a nawet doprowadzić do ich zniszczenia. Dalsze obniżanie się częstotliwości poniżej 49,0 Hz powoduje całkowite otwarcie dopływu pary do turbiny; jej obciążenie osiąga wartość znamionową. Obniżeniu ulega także wydajność urządzeń potrzeb własnych EJ, głównie pomp zasilających i wentylatorów. Zależna jest ona bowiem nawet od czwartej potęgi częstotliwości.

### SKUTKI AWARII SYSTEMU

Celem ograniczenia stanu awaryjnego i zapobiegnięcia kolapsowi SE, mogą być podjęte takie działania, jak zrzut obciążenia. Oznacza to, iż część odbiorców zostanie pozbawiona napięcia. Awarię systemową (katastrofalną), polegającą na przerwie w pracy SE, lub jego części, nazywa się zwyczajowo (z jęz. angielskiego) – „blackout”. W takim przypadku dla najważniejszych odbiorców (elektrownie jądrowe, wielkie elektrownie ciepłe, itp.) powinny być przygotowane redundantne drogi podawania napięcia. Awarie tego typu zdarzały się w USA, Kanadzie i Rosji. Omówimy niektóre przykłady:

14 sierpnia 2003 r. w Ameryce Północnej wydarzyła się największa awaria systemowa. Objęła swym zasięgiem terytorium Stanów Zjednoczonych i Kanady, zamieszkałe przez ok. 50 mln ludności. Przebieg awarii miał charakter kaskadowy<sup>1</sup>: wyłączonych zostało 265 elektrowni o ogólnej mocy 61800 MWe.<sup>2</sup> Część USA pozbawiona była zasilania elektrycznego przez prawie

4 dni, a w kanadyjskiej prowincji Ontario udało się przywrócić go po upływie dwóch dni. Blackout spowodował duże straty gospodarcze: w USA oszacowane je na 4 – 10 mld. Wskutek stanów przejściowych w sieci WN i powstałej niestabilności SE, dziewięć EJ w USA i jednaście EJ w Kanadzie odłączyły się od systemu<sup>3</sup>, co pozbawiło je zewnętrznego zasilania. W takich przypadkach w reak-



Rys. 3. Ilustracja sytuacji, w której doszło do uszkodzenia linii 375 kV wskutek zbyt wysokich drzew między podporami, co stało się jedną z przyczyn blackoutu w USA<sup>1</sup>



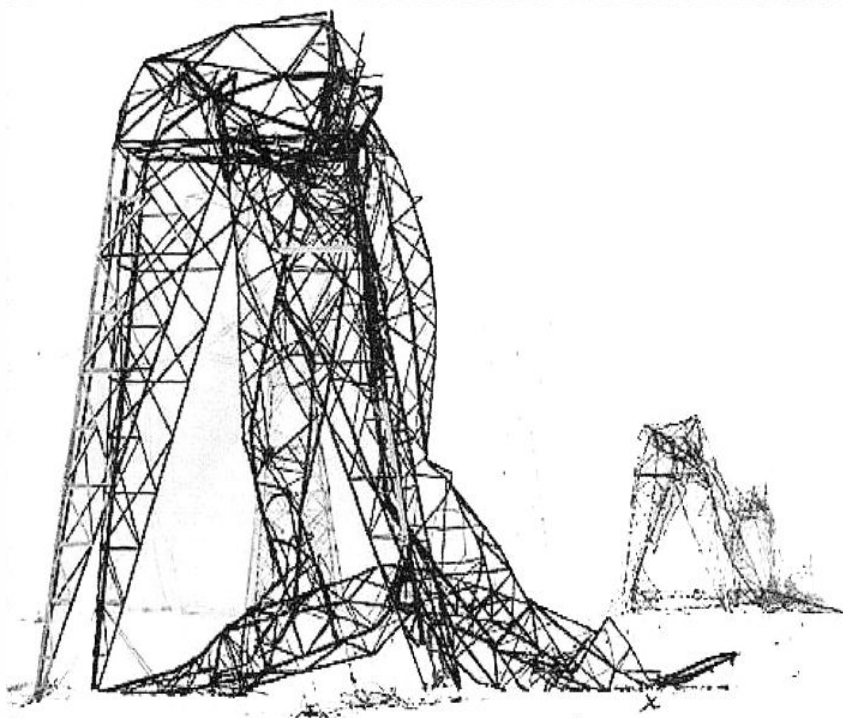
torach następuje automatyczny zrzut prętów bezpieczeństwa, powodujący natychmiastowy zanik reakcji rozszczepienia i przełączenie elektrycznego zasilania układów bezpieczeństwa na źródła rezerwowe. Szczęśliwie się stało, iż we wszystkich automatycznie się uruchomiły awaryjne agregaty diesla. Dzięki temu systemy chłodzenia reaktorów mogły skutecznie funkcjonować. Amerykańsko-kanadyjska komisja<sup>4</sup> powołana do zbadania przyczyn blackoutu sformułowała następujące wnioski:

1. Kompanie energetyczne nie zanalizowały oraz niewłaściwie rozumiały funkcjonowanie SE i nie prowadziły jego ruchu zgodnie z przyjętymi kryteriami obciążenia linii WN.
2. Kompanie nie zdawały sobie sprawy z powstałej sytuacji i się nie zorientowały w jej pogarszaniu się.
3. Służby energetyczne nie przeprowadzały obcinania drzew pod liniami WN, co spowodowało opadanie przewodów na ich korony (rys. 3).
4. Jeden z okręgowych dyspozytorów mocy nie dokonał w reżimie czasu rzeczywistego skutecznej diagnostyki systemu.
5. Korporacja „FirstEnergy“ nie usiłowała doprowadzić (odbudować) systemu do bezpiecznego stanu.

Groźna awaria typu „blackout elektrowni” (ang. SBO – *Station Blackout*) wywołana odłączeniem się EJ Forsmark-12 od systemu (ang. LO-OP – *Loss of Offsite Power*) miała również miejsce 25 lipca 2006 r. w Szwecji. Przyczyną stało się zwarcie w położonej na zewnątrz EJ rozdzielni 400 kV. Wskutek przepięcia (wzrost do 120 % Unom w ciągu 1 s) uszkodzone zostały dwa awaryjne zasilacze napięcia 220 V, tzw. zasilacze bezprzerwowe - UPS (ang. *Uninterruptible Power Supply*). Napięcie 220 V było potrzebne do uruchomienia agregatów diesla. Zanik napięcia 220 V spowodował przerwanie wyświetlania kilku sygnałów na pulpicie sterowniczym i pozbawił operatorów potrzebnej informacji. Dodatkowo, wskutek zadziałania zabezpieczeń od spadku częstotliwości na szynach rezerwowej rozdzielni, wyłączniki sprzęgające ją z zewnętrzną rezerwową linią się otworzyły i do załączenia linii nie do-

szło. Nastąpiło automatyczne zmniejszanie mocy reaktorów i prędkości obrotowej pomp cyrkulacyjnych. Elektrownia przez krótki czas pracowała na potrzeby własne. Po jej automatycznym wyłączeniu się, z powodu braku napięcia na jednej sekcji szyn rozdzielni 220 V (wskutek uszkodzenia UPS) dwa z czterech agregatów diesla się nie uruchomiły. Dopiero po upływie 23 min operatorom się udało zapuścić je ręcznie, a po 45 min poinformowali, że EJ znajduje się w bezpiecznym stanie wyłączenia<sup>2</sup>. Opisane zdarzenie dobitnie pokazuje znaczenie utraty zasilania elektrowni jądrowej z SE na jej bezpieczeństwo.

Do zaniku zasilania potrzeb własnych EJ z SE może dojść w awaryjnym stanie systemu, spowodowanym np. warunkami meteorologicznymi, zwarciami na liniach przesyłowych i w transformatorach, lub wskutek nagłego wypadnięcia z ruchu dużej elektrowni. Dobrym przykładem meteorologicznej anomalii jest sytuacja, jaka powstała w północnych stanach USA i Kanadzie w styczniu 1998 r. podczas lodowatego sztormu. Wskutek marznącego deszczu, który pokrył powierzchnię ziemi lodem o grubości 7 – 11 cm, łamały się drzewa; uszkodzeniu uległo 130 słupów linii wysokiego napięcia (fot. 1) i wiele linii przesyłowych. Ponad 4 mln mieszkańców przez długi czas było pozbawionych prądu.



Fot.2 Powalone i połamane pod wpływem marznącego deszczu słupy linii wysokiego napięcia(Kanada, 1998r.)<sup>3</sup>

Pod koniec kwietnia 2011 r. wskutek gwałtownych sztormów i tornado, jakie nawiedziły południowy wschód Stanów Zjednoczonych uszkodzonych zostało 11 linii WN. W tym także łączące, położoną w Alabamie, EJ Browns Ferry (fot. 3) z SE. Komisja ds. Ustawodawstwa Jądrowego (United States Nuclear Regulatory Commission, w skrócie: NRC) bezzwłocznie oświadczyła, że wszystkie reaktory wyłączyły się normalnie, a zasilanie potrzeb własnych natychmiast przejęły agregaty diesla. Taka szybka, uspakajająca informacja była uzasadniona m.in. tym, iż podczas gdy konstrukcje reaktorów i ich systemy bezpieczeństwa są obliczone na wytrzymanie silnych trzęsień ziemi, powodzi, lub tornado (o szybkości wiatru 360 mil na godzinę i prędkości obrotowej 290 mil na godzinę), jednakże nie odnosi się to w równym stopniu do wszystkich urządzeń bezpieczeństwa i budynków, w których zostały zainstalowane<sup>1</sup>. Z informacji NRC – w sposób pośredni niejako – można było wywnioskować, że i te urządzenia ostały się żywo. Jak ważne jest efektywne współdziałanie dyspozy-

powodu pęknięcia rurociągu w układzie drenażu międzystopniowego przegrzewacza turbiny - operator elektrowni w sposób ręczny ją wyłączył. Zasilanie potrzeb własnych, które dotąd odbywało się z generatora elektrowni, zostało przełączone na sieć zewnętrzną. Jednakże SE ze względu na przeciążenie (panująca na północy SE zimna pogoda i upalna – na południu spowodowały niespotykane duży przesył mocy w systemie) nie był w stanie w pełni zapotrzebowania EJ pokryć. W tej sytuacji praca EJ Callaway miała dobroczynny wpływ na jego parametry. Po jej wyłączeniu, napięcie w SE spadło. Jednakże ani dyspozytorzy SE, ani operatorzy EJ nie zauważyli, że napięcie się obniżyło do minimalnej wartości wymaganej przez elektrownię. Przy tym dyspozytorzy nie wykazali się dostateczną znajomością w zakresie potrzebnego poziomu napięcia dla zasilania EJ. Ponadto wskutek uszkodzenia światłowodowej linii łączącej - na odległości 175 km - dyspozycję mocy SE ze sterownią EJ, dyspozytorzy systemu nie byli w stanie kontrolować poziomu napięcia na szynach elektrowni. Na pulpicie stero-



Fot. 3. Widok elektrowni Browns Ferry<sup>2</sup>; była pierwszą i największą na świecie EJ, zdolną do generacji ponad 1000 MW (3 bloki z reaktorami typu BWR o mocy maksymalnej 3440 MWe, co wystarcza na pokrycie zapotrzebowania na energię elektryczną przez 2 mln indywidualnych odbiorców w USA)

tora SE z operatorem EJ pokazuje następujące zdarzenie w amerykańskiej elektrowni Callaway o mocy 1190 MWe. 11 sierpnia 1999 r. - z

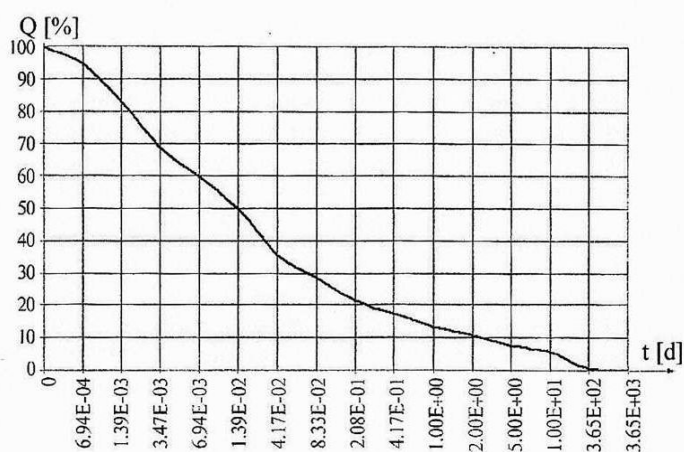
wania nie zainstalowano sygnalizacji o obniżonym napięciu, a nastawy na komputerze były błędnie zadane. Ponad 12 godzin napięcie na szynach napowietrznej rozdzielni było poniżej dopuszczalne-

go minimum i nie wiele brakowało, by się automatycznie odłączyła od SE. Zdarzenie dobitnie pokazało, że kontrola obciążenia SE i zapewnienie odpowiedniego napięcia dla potrzeb EJ są bezwzględnie potrzebne.

## CIEPŁO POWYŁĄCZENIOWE

Zasadnicza różnica w eksploatacji między konwencjonalną elektrownią ciepłą a jądrową polega na tym, że po wyłączeniu tej ostatniej trzeba przez długi czas odprowadzać ciepło z rdzenia współpracującego z nią reaktora. Samopodtrzymująca się reakcja rozszczepienia po wyłączeniu zanika natychmiast, jednakże wskutek promieniotwórczego rozpadu produktów rozszczepienia wydzielanie się ciepła w rdzeniu trwa nadal. Charakter zaniku ciepła, zwanego powyłączeniowym, jest pokazany na rys. 4.

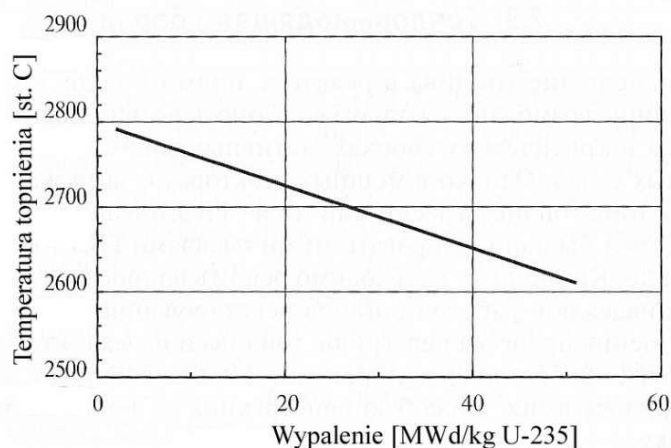
W pierwszej chwili po wyłączeniu wydzielana moc wynosi ok. 7% mocy reaktora przed wyłączeniem, tzn. dla reaktora wytwarzającego



Rys. 4. Charakterystyka obliczeniowa zaniku ciepła Q [%] w reaktorze jądrowym w zależności od czasu (w dobach) po wyłączeniu reaktora t [d]

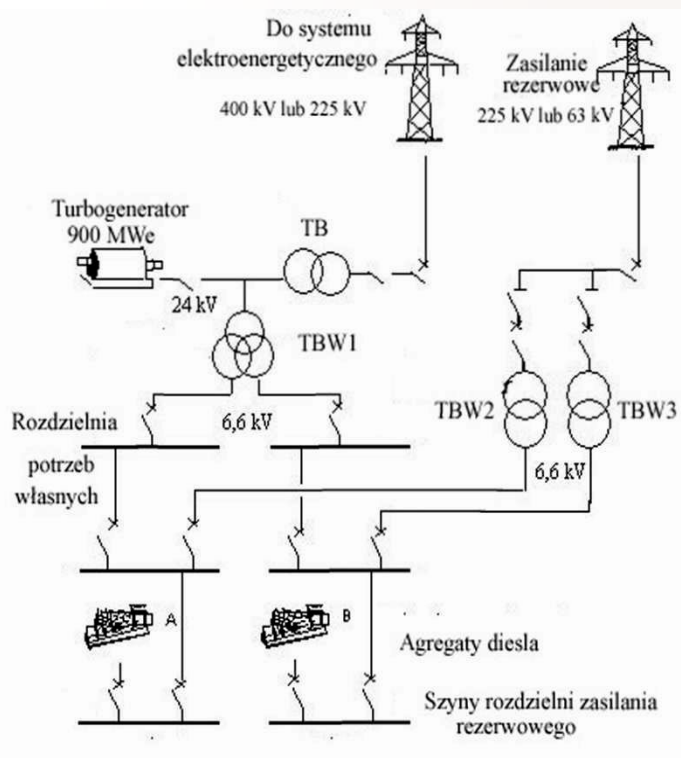
4500 MWt mocy cieplnej (czyli 1600 MWe mocy elektrycznej) odpowiada to ok. 315 MW. Nawet po 10 dobach moc sięga ok. 19 MW. Aby nie dopuścić do stopienia się elementów paliwowych wymaga się ich ciągłego chłodzenia. Element paliwowy jest wykonany z dwutlenku uranu, którego temperatura topnienia jest zależna od stopnia wypalenia uranu (rys.5<sup>1</sup>); osłonięty jest koszulką ze stopu cyrkonu – cyrkalaju o temperaturze topnienia ok. 1800°C.

Służy do tego specjalny system chłodzenia, zasilany z zewnętrznej sieci SE, lub też z własnych prądowców agregatów. W celu zagwarantowania pewności i niezawodności zasilania, elektryczny system elektrowni buduje się zgodnie z zasadą obro-



Rys. 5. Zależność temperatury topnienia UO2 od wypalenia uranu

ny w głąb. Jedną z jej cech jest redundancja (zwielokrotnienie) ważnych urządzeń i układów. Odnosi się to w szczególności do zasilania elektrycznego. Przykładem może posłużyć rozwiązanie francuskie (rys. 6).



Rys. 6. Schemat zasilania elektrycznego francuskiej EJ (oznaczenia: TB - transformator blokowy, TBW1, TBW2, TBW3 – transformatory potrzeb własnych)<sup>1</sup>

Zasilanie rozdzielni potrzeb własnych odbywa się z dwóch niezależnych źródeł: za pośrednictwem transformatora TBW1 z odczepu rozdzielni głównej 24 kV i bezpośrednio linią rezerwową. Moc wytwarzana przez generator jest przesyłana do SE za pośrednictwem podwyższającego napięcie transformatora blokowego TB. Szyny rozdzielni

potrzeb własnych zgodnie zasadą redundancji są sekcjonowane. Każde ze źródeł jest w stanie pokryć zapotrzebowanie na moc systemu bezpieczeństwa, w szczególności - układu powyłaczeniowego chłodzenia reaktora. W bardzo mało prawdopodobnym przypadku zaniku napięcia na obu liniach, sekwencja zdarzeń jest następująca: - zrzut prętów bezpieczeństwa, - zatrzymanie się wszystkich silników napędów pomp, - unieruchomienie napędów zaworów, - zanik sprężonego powietrza, - po godzinie następuje spadek pojemności akumulatorów i zanik wskazań aparatury w sterowni.

Po zaniku napięcia zasilającego silniki pomp cyrkulacyjnych, dzięki kołom zamachowym zaczyna się ich wybieg, co do pewnego stopnia wydłuża potrzebny czas na uruchomienie agregatów diesla (fot.4) i układu awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora.

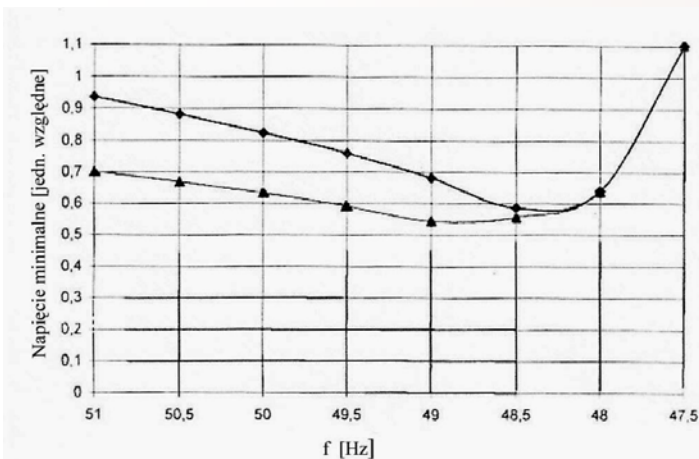
### WPLYW WARTOŚCI NAPIĘCIA I CZĘSTOTLIWOŚCI NA PRACĘ URZĄDZEŃ EJ

Jakość energii elektrycznej dostarczanej przez SE zasadniczo określa częstotliwość prądu i poziom napięcia w jego ważniejszych węzłach. Częstotliwość jest parametrem ogólnym: ma to same znaczenie w dowolnym jego punkcie. Parametry jakości są funkcją bilansu mocy w systemie: zmniejszenie generacji mocy czynnej<sup>1</sup> prowadzi do spadku częstotliwości i napięcia, wzrost zaś - do wzrostu wartości.



Ilustracje prądotwórczego agregatu diesla (fot.4<sup>2</sup>) i pompy cyrkulacyjnej (rys.7<sup>3</sup>) - współpracującej z reaktorem typu PWR (Pressurized Water Reactor – reaktor wodny ciśnieniowy) AP1000 firmy Westinghouse o mocy cieplnej 3415 MWt

Na rys. 8 pokazano typowe charakterystyki napięciowo – częstotliwościowe silnika pompy cyrkulacyjnej w przypadku jego samorozruchu (krzywa górna) i pracy (dolna). Zjawisko samorozruchu powstaje wówczas, gdy wskutek krótkotrwałego zaniku napięcia lub znacznego jego obniżenia się następuje zmniejszenie się prędkości obrotowej silnika, ale nie całkowity jej zanik. Jeśli jednakże czas trwania powstałej sytuacji jest krótszy niż czas potrzebny do zatrzymania się silnika, to w sprzyjających warunkach silnik może utrzymać



Rys.8. Minimalne wartości napięć (wyrażone jako stosunek napięcia roboczego do napięcia nominalnego) w funkcji częstotliwości sieci, niezbędne do samorozruchu (krzywa górna) i pracy (krzywa dolna) silników dużej mocy w systemie chłodzenia rosyjskiej EJ.1

obroty i w miarę odbudowy napięcia powrócić do normalnej pracy. Widać, że przy częstotliwości 50 Hz samorozruch następuje przy obniżeniu się napięcia do 82% wartości nominalnej. Minimalny poziom napięcia maleje do wartości 48,25 Hz, po czym wymagane do rozruchu napięcie trzeba podnosić. Zbyt niskie napięcie powoduje wzrost pobieranego przez silnik prądu, co może prowadzić do zadziałania zabezpieczeń i odłączenia go od sieci.

Samorozruch jest jednym z projektowych czynników, zwiększających bezpieczeństwo i niezawodność eksploatacji EJ. Reżim taki jest szeroko stosowany nie tylko w elektrowniach, ale także w innych gałęziach przemysłu.

Ustalony reżim pracy zespołu ma-



szynowego: elektryczny silnik napędowy – maszyna robocza, charakteryzuje równość momentu obrotowego silnika  $M_{el}$  i momentu hamującego ruch obrotowy maszyny  $M_m$ :  $M_{el} = M_m$ . Zakłócenie tej równowagi powoduje, że zespół może się rozbiegać ( $M_{el} > M_m$ ), lub się zahamować ( $M_{el} < M_m$ ). Moment obrotowy silnika elektrycznego jest proporcjonalny do kwadratu napięcia na jego zaciskach. Dlatego niewielkie wahanie napięcia prowadzi do znacznej nierównowagi momentów:  $M_{el}$  i  $M_m$ . Na przykład obniżenie napięcia o 10% (do  $0,9U_{nom}$ ) powoduje zmniejszenie wartości  $M_{el}$  o 19%, obniżenie zaś napięcia o 30% (do  $0,7U_{nom}$ ), lub o 50% (do  $0,5U_{nom}$ ) – zmniejsza wartość  $M_{el}$  o 51%, lub o 75% odpowiednio. Stan przejściowy podczas samorozruchu ma wpływ na wszystkie rodzaje odbiorników potrzeb własnych EJ, w tym także na systemy awaryjne, co może prowadzić do przekroczenia parametrów i warunków bezpieczeństwa. W przypadku, gdy samorozruch się nie powiedzie – napięcie na szynach rozdzielnicy nie odbudowuje, zaniknie do zera, lub się „zatrzyma” na poziomie niższym od nominalnego. Badania pokazują, iż może się ono „zatrzymać” przy wartościach: 50 – 80%  $U_{nom}$ . Taka sytuacja sprawia, iż praca wszystkich łopatkowych mechanizmów napędzanych silnikami o napięciu 6 kV przestaje odpowiadać warunkom projektowym; jest niezgodna z zasadami niezawodnej i bezpiecznej eksploatacji EJ. Ponadto, wiele z nich może ulec uszkodzeniu, a uzwojenia ich silników – spaleniu. Przebieg tego procesu ściśle się wiąże ze stanami przejściowymi zachodzącymi w SE.

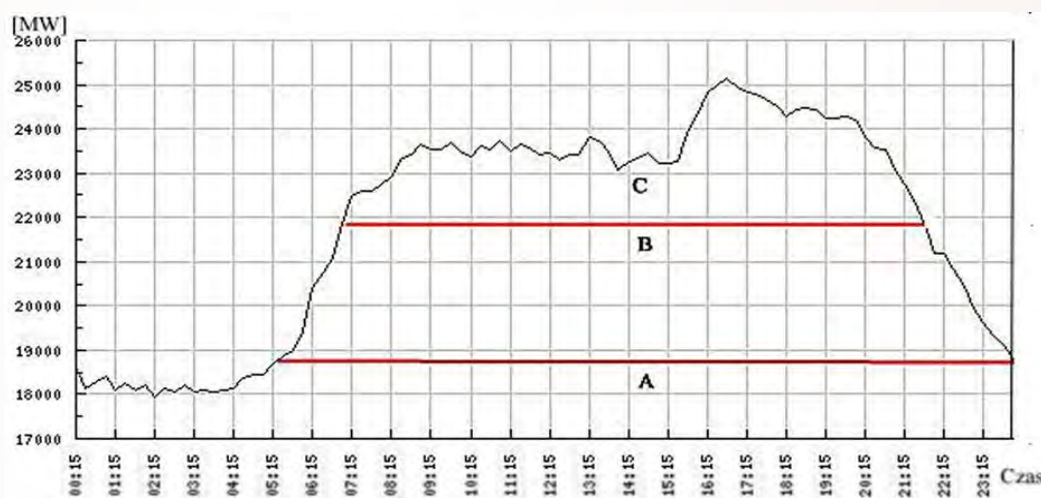
Doceniając wagę samorozruchu dla systemów bezpieczeństwa EJ, np. na Ukrainie wprowadzono zasadę uruchomienia rezerwowych agregatów diesla przy obniżeniu się napięcia na szynach rozdzielni potrzeb własnych (w zależności od kategorii zasilanych układów) poniżej wartości progowych:  $0,7U_{nom}$  i  $0,5U_{nom}$ .

## PROBLEMY POKRYWANIA PRZEZ EJ DOBO-

## WEGO OBCIĄŻENIA SYSTEMU

Nowoczesne EJ III generacji są zdolne do pokrywania dobowego obciążenia SE w szerokich granicach. Maksymalna szybkość podnoszenia mocy na przykład elektrowni AP1000 o mocy elektrycznej 1090 MWe (netto) wynosi 5 %/min, czyli ok.55 MW/min, w przedziale 15 – 100% mocy nominalnej. Podczas formowania się porannego, gładniowego szczytu obciążenia Polskiego SE gradient wzrostu obciążenia jest bliski 40 MW/min, co wynika z wykresu na rys. 9.

Zaznaczone na tym rysunku (wyłącznie dla ogólnej ilustracji pracy elektrowni w SE) fragmenty A, B i C są pokrywane przez elektrownie o znacznie różniących się wartościach rocznego czasu wyko-



Rys. 9. Wykres dobowego obciążenia Polskiego Systemu Elektroenergetycznego

rzystania mocy nominalnej<sup>1</sup>: A – elektrownie podstawowe  $\geq 5500$  h/a, B – elektrownie podszczytowe:  $3000 \div 5500$  h/a, C – elektrownie szczytowe:  $\leq 3000$  h/a. Do elektrowni podstawowych należą nowoczesne elektrownie ciepłe parowe, elektrownie jądrowe i elektrownie wodne przepływowe; do elektrowni podszczytowych i szczytowych należą starsze elektrownie ciepłe parowe i elektrownie wodne zbiornikowe; do elektrowni szczytowych zaś zalicza się elektrownie wodne pompowe oraz elektrownie z turbinami gazowymi.

Z tego wynika, iż EJ typu AP1000 mogła by z powodzeniem nadażyć za wzrostem obciążenia w dzisiejszym Polskim SE. Jest przystosowana do pokrywania dobowych obciążeń w granicach: 100 – 50 – 100% mocy nominalnej w okresie 90% czasu trwania jednej kampanii reaktora<sup>2</sup> Możliwość redukcji mocy o 50% wskazuje, że reaktor posiada dostateczny zapas reaktywności, by przy odpowiedniej prędkości obniżania mo-

cy nie dopuścić do maksymalnego zatrucia reaktora ksenonem, zwanego „jamą jodową”. Groziłoby to bowiem koniecznością kilkugodzinnego przerwania pracy EJ, odłączenia jej od SE i przełączenia zasilania potrzeb własnych na linię rezerwową.

Operatywny zapas reaktywności reaktorów lekkowodnych pozwala na nieprzerwaną eksploatację EJ przy pełnej mocy w ciągu 12 – 18 miesięcy. Po tym okresie elektrownia wymaga przeładunku paliwa: usunięcia wypalonego i dodania świeżego. To oznacza konieczność jej odstawienia na czas przeładunku i inspekcji, trwający (w zależności od jakości paliwa i rocznego czasu wykorzystania mocy) od 4 do 8 tygodni. Na ten okres w SE musi być przewidziana rezerwa mocy, by można było skompensować powstały ubytek.

Takie charakterystyki w amerykańskich i francuskich EJ są osiągnięte dzięki zasadniczym zmianom w systemach sterowania. Zamiast prętów regulacyjnych o silnej absorpcji neutronów, wykonanych na osnowie boru (zwanymi czarnymi), i sterowania za pomocą zmian koncentracji kwasu borowego w chłodziwie, stosuje się system mieszany, w którym ważną rolę odgrywają pręty tzw. szare (ang. gray rods) - o mniejszej zdolności pochłaniania neutronów - ze stopu srebra, indu i kadmu<sup>3</sup>. Pozwalają na precyzyjniejszą regulację prędkości zmian reaktywności reaktora.

Trzeba wszakże podkreślić, że nadążna regulacja w funkcji zmian obciążenia EJ, z punktu widzenia ekonomicznego jest wielce niekorzystna, gdyż prowadzi do zmniejszania czasu wykorzystania mocy nominalnej. Obok tego rodzaju ograniczenia w manewrowaniu EJ, występuje także inny, ważniejszy czynnik, z którym się należy liczyć przy planowaniu reżimu pracy. Dotyczy zjawiska, które się pojawia podczas wzajemnego oddziaływania między koszulką i pastylką paliwową. W literaturze anglojęzycznej nosi ono nazwę *pellet cladding interaction (PCI)*. Jest groźne, gdyż może spowodować uszkodzenie elementu paliwowego (rozerwanie koszulki) i w konsekwencji przedostanie się produktów reakcji rozszczepienia do chłodziwa.

Podczas pracy przy stałej mocy elementy paliwowe w postaci pastylek z dwutlenku uranu - zamknięte w cyrkonowych koszulkach - wykazują wysoki stopień niezawodności. Natomiast w okresie eksploatacji przy zmiennej mocy, co jest wymagane w okresie pokrywania dobowego obciążenia SE, ich odporność na uszkodzenia gwałtownie spada. Rzecz w tym, że w zaistniałych warunkach mechaniczne współdziałanie paliwa (pastylki) i koszulki, mających różne współczynniki rozszerzalności cieplnej, może prowadzić do uszkodzenia elementu paliwowego. To właśnie zjawisko ogranicza możliwości manewrowe EJ z reaktorami typu PWR i stanowi najważniejszy czynnik przy określaniu jej zmiennych reżymów pracy.

Zjawisko PCI nie występuje w świeżych elementach paliwowych, ani przy pracy reaktora ze stałą mocą. Rozwój procesu uszkodzeń silnie zależy od składu gazu gromadzącego się w szczelinie między pastylką paliwową a koszulką. Przy wypaleniu paliwa ponad 40 MWd/kg następuje szybkie wydzielanie się gazowych produktów rozszczepienia, w szczególności jodu, ksenonu i kryptonu. Powoduje to spadek przewodności cieplnej wypełniającego szczelinę helu. W efekcie pojawia się wzrost temperatury paliwa i wzmożone korozyjne oddziaływanie gazów na materiał koszulki, a zwiększone ciśnienie gazów w szczelinie jeszcze bardziej osłabia ją mechanicznie.

Czynniki te prowadzą do uszkodzenia elementu paliwowego. Z tego powodu zasady eksploatacji EJ określają dozwolone maksymalne szybkości przyrostu mocy liniowej w elemencie paliwowym, i jej pojedynczy skokowy przyrost<sup>1</sup>.

**Jerzy Kubowski** jest absolwentem Politechniki Warszawskiej. Blisko trzydzieści lat pracował w Ośrodku Badań Jądrowych im. A. Sołtana (Świerk). Zajmował się problemami fizyki i bezpieczeństwa reaktorów. Z zakresu tej tematyki uzyskał doktorat. Pełnił m.in. funkcje kierownika Zakładu Analiz i Pomiarów Reaktorowych oraz przewodniczącego Komisji Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej. Opublikował szereg prac naukowych i artykułów publicystycznych na temat różnych aspektów fizyki i eksploatacji reaktorów, w tym poświęconych także katastrofie czarnobylskiej i bronii jądrowej.

## LITERATURA

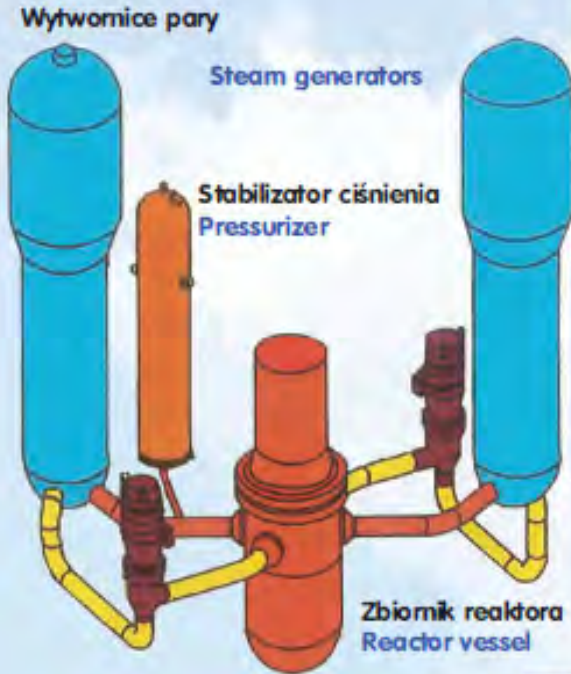
1. A. N. Ведь, A. И. Мехед, К. М. Ефимова, В. О. Иокст (Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности): „Исследования влияния энергосистемы на стабильность и безопасность эксплуатации АЭС”, *вуд. Ядерна та радиоційна безпека* 2(46)2010  
[http://www.nbu.gov.ua/portal/natural/Yarb/2010\\_2/Yad\\_Bezp%20\(46\)-2010\\_06\\_Ved.pdf](http://www.nbu.gov.ua/portal/natural/Yarb/2010_2/Yad_Bezp%20(46)-2010_06_Ved.pdf)
2. CATA dla PSE–Operator S.A: Synchronizacja systemu [http://www.cata.eu.com/pl/files/Karty\\_4.pdf](http://www.cata.eu.com/pl/files/Karty_4.pdf)
3. Andrzej Kanicki: Systemy Elektroenergetyczne. <http://www.bttautomatyka.pl/~lm/ssdservice/elektrotechnika/systemy/systemy%20roz.%201.pdf>
4. Ryszard Zajczyk: Regulacja częstotliwości i mocy w systemie elektroenergetycznym. Politechnika Gdańska 2002 r.; [http://www.elektrycy.cba.pl/nauka/elektroenergetyka/Regulacja\\_czestotliwosci\\_i\\_mocy\\_w\\_systemie\\_elektroenergetycznym.pdf](http://www.elektrycy.cba.pl/nauka/elektroenergetyka/Regulacja_czestotliwosci_i_mocy_w_systemie_elektroenergetycznym.pdf)
5. NUSAFE: Nuclear installation safety net <http://www.iaea.org/ns/tutorials/regcontrol/intro/default.htm>
6. Interfacing Nuclear Power Plants with the Electric Grid: the Need for Reliability amid Complexity, IAEA 2011 [http://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC53/GC53InfDocuments/English/gc53inf-3-att5\\_en.pdf](http://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC53/GC53InfDocuments/English/gc53inf-3-att5_en.pdf)
7. John H. Bickel: “Grid Stability and Safety Issues Associated with Nuclear Power Plants”, Evergreen Safety and Reliability Technologies; <http://nautilus.org/projects/asian-energy-security/second-workshop-on-power-grid-interconnection-in-northeast-asia/papers-and-presentations/BICKEL.ppt/view>
8. Matthew H. Brown, National Conference of State Legislatures Richard P. Sedano, The Regulatory Assistance Project National Council: “Electricity Transmission A Primer”, June 2004; <http://www.raonline.org/pubs/electricitytransmission.pdf>
9. H. Gładyś, R. Matla: Praca elektrowni w systemie elektroenergetycznym. WNT, Warszawa 1999
10. J. Kubowski: Nowoczesne elektrownie jądrowe. WNT, Warszawa 2009

wg PN-74/T-06260



# Urządzenia obiegu pierwotnego

# Primary System



**Stabilizator ciśnienia** jest używany w celu regulacji ciśnienia w obiegu pierwotnym.  
The **pressurizer** is a vessel, used for control of the pressure in the primary cycle.

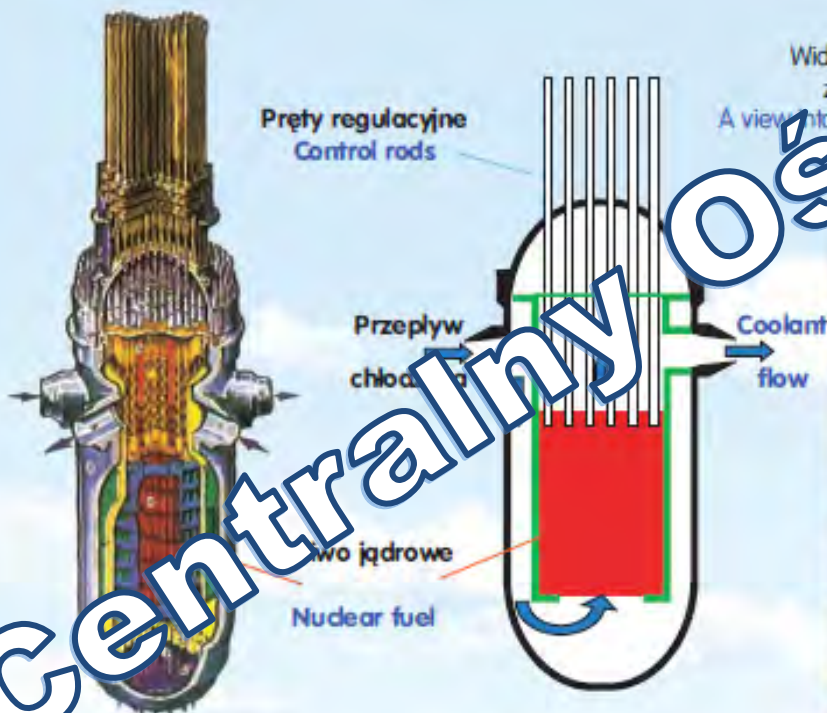
W **wytwornicach pary** ciepło jest przenoszone przez ścianki licznych rurek do obiegu wtórnego.  
In the **steam generators**, heat is transferred through walls of numerous tubes into the secondary system.

Dwie **pompy obiegu pierwotnego** utrzymują stały przepływ wody w obiegu.  
Two **primary pumps** maintain a constant flow of water in the primary system.

**Zbiornik reaktora** zawiera paliwo jądrowe. Produkowane w nim ciepło ogrzewa wodę w obiegu pierwotnym.  
The **reactor vessel** holds the nuclear fuel. The heat generated in it heats water in the primary system.



Wytwornice pary  
Steam Generator



Widok rdzenia reaktora z nowo załadowanym paliwem.  
A view into the reactor core loaded with fresh fuel.



Centralny Ośrodek SZ



## Turbina i generator elektryczny

## The Turbine and Electric Generator



**Obieg wtórný** elektrowni jądrowej jest bardzo podobny do tradycyjnej elektrowni zbalansowanymi paliwami kopalnymi: turbina napędzana parą, która jest wywarzana w kotłach parowych. Turbina jest połączona z generatorem elektrycznym, który przetwarza energię mechaniczną w energię elektryczną.

The secondary system of a nuclear power plant is very similar to a conventional fossil fuel power plant – steam from a steam generator is used to drive the turbine. The turbine is connected to an electric generator, which converts mechanical energy into electricity.

Pod turbiną znajduje się kondensator, w którym para wodna, która została użyta do napędzania turbiny, jest ochładzana wodą z rzeki Sawy.

Under the turbine there is a condenser in which steam is cooled by water from the Sava River.

Do ochładzania kondensatora można wykorzystać tylko jedną czwartą nurtu Sawy.

Only one quarter of the flow of the river Sava may be taken for condenser cooling.



Maksymalny dozwolony wzrost temperatury wód Sawy po wykorzystaniu wynosi 3°C, a temperatura rzeki nie może przekraczać 28°C.

The maximum permitted increase in the Sava's temperature after use is 3°C, and the temperature should not exceed 28°C.

### Systemy elektryczne

### Electrical Systems



Rozdzielnia

Switch yard

Od generatora prąd płynie przez dwa transformatory oraz rozdzielnię do krajowej sieci elektrycznej.



From the generator electric current flows through two transformers and a switch yard into the national grid.





MINISTERSTWO GOSPODARKI



Stowarzyszenie Elektryków Polskich  
członek Federacji SNT NOT

ul. Świętokrzyska 14, 00-050 Warszawa  
tel. (+48 22) 556 43 02, fax (+48 22) 556 43 01  
www.sep.com.pl; e-mail: sep@sep.com.pl



Stowarzyszenie Elektryków Polskich  
Centralny Ośrodek Szkolenia i Wydawnictw

ul. Świętokrzyska 14, 00-050 Warszawa  
tel./fax: (+48 22) 336 14 25  
www.cosiw.pl; e-mail: hardlowy@cosiw.pl



Stowarzyszenie Ekologów  
na Rzecz Energii Nuklearnej SEREN-POLSKA

ul. Świętokrzyska 14, 00-050 Warszawa  
tel./fax: (+48 22) 336 14 25  
www.seren.org.pl; e-mail: seren@seren.org.pl



ISBN 978-83-61163-28-2