

16

PALIWO DLA POLSKIEJ ELEKTROWNI JĄDROWEJ

RADIOLOGICZNY MONITORING POWIETRZA 2014

PRZECHOWALNIKI WYPALONEGO PALIWA JĄDROWEGO





Katastrofa elektrowni jądowej wypadek jądrowy, mający miejsce w reaktorze jądrowym bloku energetycznego nr 4

Przyczyny i przebieg katastrofy.

Dnia 26 kwietnia 1986 roku miała miejsce największa katastrofa w historii energetyki jądowej, a jednocześnie jedna z największych katastrof przemysłowych XX wieku. Katastrofa w Elektrowni Atomowej w Czarnobylu.

Na początku należy obalić pewien mit, a mianowicie w Czarnobylu nigdy nie doszło do wybuchu jądrowego!

Bezpośrednią przyczyną katastrofy były dwa wybuchy, pierwszy to wybuch pary wodnej, drugi to wybuch tzw. "mieszanek wybuchowych", którą tworzy wodór w kontakcie z powietrzem. Do wybuchów doszło w bloku nr 4 elektrowni. Wybuchy te były skutkiem źle przygotowanego i błędnie przeprowadzonego eksperymentu, który miał na celu poprawę bezpieczeństwa funkcjonowania reaktora.

Sześć lat przed awarią w Czarnobylu w Elektrowni Jądowej w Kursku doszło do niebezpiecznej sytuacji, mianowicie wyłączono zewnętrzne zasilanie pomp i układów sterujących reaktorem. Ta nienormalna dla reaktora sytuacja daje się opanować ponieważ pręty regulacyjne można opuścić do rdzenia także przy odłączonych głównych silnikach, korzystając z zasilania generatorów awaryjnych.

W elektrowni czarnobylskiej owe generatory awaryjnego zasilania na pełen rozruch potrzebowały ok. 40 sekund, a ten czas wystarczał do fatalnego w skutkach przegrzania prętów paliwowych. Postawiono więc tak zmodyfikować konstrukcję turbogeneratorów aby podczas ich bezwładnościowego biegu (po nagłym zaniku zasilania) generowały one niezbędną ilość energii do czasu osiągnięcia pełnej mocy przez generatory awaryjne. Dopiero po katastrofie Walery Legasow przyznał, iż było to złe rozwiązanie, i zamiast poprawiać parametry turbogeneratorów należało zakupić nowe generatory awaryjne, które uruchamiały się w przeciągu 10-15 sekund. Takie generatory produkowano wówczas m. in. w Polsce.

Okazją do wykonania modernizacji i testów zmodernizowanych turbogeneratorów było wyłączenie w kwietniu 1986 r. reaktora Elektrowni Czarnobylskiej w celu remontu czwartego bloku elektrowni. Stworzono program doświadczenia, który jednak nie został właściwie przygotowany. Nie przewidziano żadnych specjalnych środków zabezpieczających. Eksperyment zakładał między innymi wyłączenie awaryjnego systemu chłodzenia reaktora, wobec czego reaktor przez ponad 4 godziny miał pracować ze znacznie obniżonym poziomem bezpieczeństwa. Rozpoczęcie eksperymentu było początkowo planowane na godzinę 14:00... i wszystko wskazuje na to, że gdyby tak się stało, to do wybuchów w elektrowni w ogóle by nie doszło. Według relacji świadków oraz uczestników tych tragicznych zdarzeń, przebieg całej sytuacji po-



jądrowej w Czarnobylu

miejsce 26 kwietnia 1986

ego nr 4 elektrowni jądrowej w Czarnobylu

cząwszy od godziny 1:00, 25 kwietnia do momentu awarii i wybuchów wyglądał następująco:

25 kwietnia 1986

01:00 – Pierwszym krokiem było obniżenie mocy reaktora; operacja taka jest długotrwała ze względu na wydzielanie się promieniotwórczego ksenonu Xe-135 o okresie połowicznego zaniku około 10 h, który silnie wychwytuje neutrony (spowalnia pracę reaktora) co może doprowadzić do niekontrolowanego wygaśnięcia reakcji, i spowodowania trudności z późniejszym ponownym uruchomieniem reaktora. Aby reaktor nie pracował w sposób niekontrolowany należało odczekać, aż część ksenonu ulegnie rozpadowi.

03:47 – Moc reaktora została obniżona do 1600 MW mocy cieplnej (połowa wartości znamionowej).

13:05 – Zredukowano moc reaktora do wyznaczonego wcześniej poziomu, wystarczającego na potrzeby własne reaktora. Odłączono jeden z turbogeneratorów bloku IV, turbogenerator nr 7. Drugi turbogenerator – nr 8 był wówczas w pełni przygotowany do eksperymentu.

14:00 – Wszystko było gotowe do rozpoczęcia doświadczenia: wyłączono system awaryjnego chłodzenia reaktora. Technicy uruchomili nawet część przyrządów pomiarowych... I właśnie wtedy, na żądanie dyspozytora Kijowskiego Okręgu Energetycznego (KOE) wstrzymano wyłączenie drugiej turbiny elektrowni reaktora. Decyzja ta spowodowała wśród obsługi elektrowni niemałe zamieszanie. Przez ten czas reaktor pracował przy 50% mocy znamionowej z wyłączonym systemem awaryjnego chłodzenia (jak się później okazało 9 godzin, zamiast jak planowano 4).

16:00 – Pracę w elektrowni podejmuje kolejna zmiana. W tym czasie sytuacja w elektrowni była niejasna, dalsze losy eksperymentu były nieznane. W coraz większych nerwach oczekiwano na mającą przyjść z Kijowa zgodę na odłączenie turbiny nr 8.

23:00 – Dyspozytor z KOE zezwolił na odłączenie bloku od sieci; rozpoczęto obniżanie mocy cieplnej reaktora do zaplanowanego wcześniej poziomu 700-1000 MW, przy której miały być przeprowadzone testy. Jednak wiadomo było, iż przy takim poziomie mocy automatycznie włączą się systemy automatycznej regulacji mocy (układy kompensacyjne), które będą się starały zapobiec tej nienormalnej dla reaktora sytuacji. Aby ułatwić sobie zadania, operatorzy reaktora wyłączają owe układy kompensacyjne. Zbliżała się północ...

24:00 – Pracę w elektrowni podjęła kolejna zmiana pracowników (zmiana nr 5), nie przygotowana do przeprowadzenia opóźnionego eksperymentu. Naczelnikiem tej zmiany był Aleksander Akimow (lat 33).

Szanowni Państwo,



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
mgr Jerzy Szczurowski (SEP COSIW)
Redaktor Techniczny
Jarosław Cyrynger (SEP COSIW)

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)
prof. dr hab. inż. Roman Domański

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.

Wydawca
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

Stanowisko starszego inżyniera sterowania reaktorem zajmował wówczas Leonid Toptunow (lat 25), starszym inżynierem sterowania blokiem był Borys Stolarczuk (lat 26) a starszym inżynierem sterowania turbinami Igor Kirszenbaum. Ponadto w sterowni IV bloku elektrowni, oprócz operatorów znajdowali się inżynierowie z Charkowskiej Fabryki Turbin, którzy korzystając z okazji, mieli przeprowadzić równocześnie badania wibracji turbiny. Obecny był również Anatolij Diatlow, zastępca głównego inżyniera do spraw eksploatacji III i IV bloku elektrowni a także autor elektrotechnicznej części eksperymentu inżynier Miedlenko ze zjednoczenia „Dontechenergo”. Za zgodą Akimowa w sterowni pozostała również część zmiany nr 4, która zakończyła pracę o północy. W sumie w sterowni IV bloku znajdowało się wówczas 12 osób.

26 kwietnia 1986

00:28 – Moc reaktora osiągnęła 500 MW. W celu uzyskania lepszych warunków sterowania przełączono automatyczny system sterowania ze strefowego (dotyczącego poszczególnych części reaktora) na ogólny. Procedura taka jest dopuszczalna przy pracy reaktora z małą mocą. Mimo tego nadal występowały trudności ze sterowaniem, a ponadto nastąpiło duże spowolnienie pracy reaktora spowodowane dużą ilością wydzielonego ksenonu Xe-135. Sterujący wówczas pracą reaktora Leonid Toptunow popełnia błąd operatorski. W konsekwencji moc cieplna reaktora spadła do 30 MW (choć niektóre źródła donoszą, iż moc spadła do 0 MW). Na tym etapie należało bezwzględnie przerwać doświadczenie i zatrzymać pracę reaktora, która według instrukcji bezpieczeństwa mogłaby być wznowiona dopiero po upływie 24 godzin, po rozpadzie izotopów krótkożytych (głównie wspomnianego Ksenonu-135). Postanowiono jednak kontynuować pracę reaktora, aby nie dopuścić do jeszcze większego opóźnienia w realizacji eksperymentu. Dla zwiększenia mocy reaktora usunięto część prętów regulacyjnych, pozostawiając ich 18 zamiast dopuszczalnego minimum – 30. W takich warunkach może zadziałać AZ-5 – automatyczny system awaryjnego opuszczania wypełnionych borem prętów bezpieczeństwa.

00:43 – Na polecenie Diatlowa, aby nie dopuścić do dalszego opóźnienia eksperymentu, Leonid Toptunow odłącza automatyczny system awaryjny AZ-5.

01:00 – Podniesienie prętów regulacyjnych spowodowało zwiększenie mocy reaktora do 200 MW mocy cieplnej, ustabilizowało reaktor i usprawniło chłodzenie.

01:03 i 01:07 – Włączone zostały dwie dodatkowe (rezerwowe) pompy cyrkulacyjne, sześć pozostałych pracowało wówczas normalnie. System awaryjnego chłodzenia reaktora był wyłączony, a eksperyment zakładał wyłączenie czterech pomp cyrkulacyjnych. Chodziło więc o to, aby pozostałe cztery pompy chłodziły

aktywną strefę reaktora. W tym czasie w reaktorze panowały już niestabilne warunki hydrodynamiczne. Włączenie dodatkowych pomp cyrkulacyjnych spowodowało zwiększenie przepływu wody w reaktorze, a to skutkowało powstaniem pęcherzyków pary wodnej, która utrudniała chłodzenie, gdyż para gorzej przewodzi ciepło niż woda. Były to więc doskonałe warunki do samoczynnego, niekontrolowanego wzrostu mocy cieplnej reaktora. Włączenie dodatkowych pomp cyrkulacyjnych spowodowało także zmniejszenie ciśnienia w separatorach (urządzeniach do oddzielania wody i pary wodnej). Jeden z operatorów próbował skorygować to ciśnienie, lecz bezskutecznie. Te nagłe skoki ciśnienia rejestrowane były przez czujnik, który mógł uruchomić proces samoczynnego wygaszenia reaktora. Załoga postanowiła więc wyłączyć i ten czujnik, ostrzegający przed gwałtownymi zmianami parametrów cieplnych reaktora.

01:22:30 – Leonod Toptunow zauważa na wydruku systemu komputerowego, iż poziom reaktywności spadł tak bardzo, iż reaktor natychmiast powinien zostać wyłączony.

01:23:04 – Mimo tego postanowiono kontynuować eksperyment. Na polecenie Diatlowa starszy inżynier sterowania turbinami, Igor Kirszenbaum zamknął główny zawór turbiny nr 8, i rozpoczął się właściwy test, gdyż od tej pory para wytwarzana w reaktorze przestała dochodzić do turbiny. Prawie w tym samym momencie, gdy Kirszenbaum zamknął zawór główny turbiny, majster Łysiuk nacisnął znajdujący się na pulpicie sterowniczym przycisk „MPA”. Chodziło o to, iż zamknięcie zaworów obu turbin automatycznie inicjowało proces szybkiego wygaszenia reaktora. Aby temu zapobiec, odłączono ostatni układ bezpieczeństwa reaktora... Odcięcie dopływu pary do turbiny spowodowało jej coraz wolniejsze obroty, a co za tym idzie turbogenerator nr 8 pracował coraz słabiej. W tym czasie generator awaryjny nie zdążył jeszcze wejść na obroty (jak wiemy, potrzebował na to 40 sekund). Zmniejszał się więc przepływ wody przez reaktor, rosła temperatura, zaczęło też gwałtownie rosnąć ciśnienie. Wystąpił tzw. efekt parowy, moc reaktora zaczęła rosnąć w sposób niekontrolowany, ok. 13 razy w ciągu sekundy. W tym czasie wskaźniki dziesiątek przyrządów pomiarowych zaczęły wariować. W sterowni coraz głośniejszy był stukot drżących rur.

01:23:40 – Naczelnik zmiany Aleksander Akimow podejmuje decyzję o zablokowaniu reaktora. Krzyczy do Toptunowa, a ten uruchamia system AZ-5. Włączają się silniki prętów sterujących i prętów bezpieczeństwa reaktora. Pręty wypełnione borem i kadmem zaczynają osuwać się w dół z prędkością ok. 40 cm/s. Na dotarcie do reaktora i spowolnienie, ustabilizowanie jego pracy potrzeba prętom ok 20 sekund... Jednak w reaktorze ciągle rośnie temperatura i ciśnienie pary wodnej, grafit oraz cyrkonowe koszulki na prętach paliwowych zaczynają się odkształcać, deformować. Większość opuszczanych w dół prętów zostaje więc zablokowana przed wejściem w strefę aktywną reaktora. Toptunow zauważa to na wskaźnikach i postanawia odłączyć uchwyty mocujące pręty. Chce, aby runęły one w dół, w rdzeń reaktora, aby dostały się tam jak najszybciej. Jednak ten plan się nie powodzi – pręty są już zablokowane na zniekształconych elementach reaktora.

01:24 – Gdy temperatura w reaktorze przekroczyła 1000 st. Celsjusza w reakcji chemicznej pary wodnej z cyrkonem zaczął wytwarzać się wodór. Wtedy właśnie, ciśnienie wewnątrz reaktora wysadziło w górę ważącą setki ton pokrywę rdzenia reaktora. Do rdzenia dostało się powietrze (tlen), co spowodowało zapalenie znajdujących się w reaktorze, rozgrzanych bloków grafitu. Nagromadzony pod pokrywą wodór w połączeniu z powietrzem (tlenem) spowodował „mieszaną wybuchową”, która eksplodowała z ogromną siłą, i rozsadziła część ścian i dach budynku reaktora. Ponadto, do wnętrza reaktora spadło ważące ok. 400 ton urządzenie, służące do ładowania i wymiany prętów paliwowych w reaktorze. Reaktor został częściowo odsłonięty i powietrze zyskało dostęp do miejsca pożaru. Na zewnątrz zostały wyrzucone fragmenty grafitowego rdzenia oraz stopionego paliwa reaktorowego, które wywołały ok. 30 ognisk pożaru. Do atmosfery dostały się duże ilości radioizotopów. Około 8 z 140 ton paliwa zawierającego pluton i inne wysoce promieniotwórcze produkty rozszczepienia wydostały się z reaktora razem z resztkami moderatora i zostały rozproszone w okolicy. Pary cezu i jodu przedostały się do atmosfery podczas wybuchu i późniejszego pożaru. Obudowy bezpieczeństwa, która mogłaby zatrzymać te uwolnione substancje nie było...

O godzinie 1:26:03 w pomieszczeniach zakładowej straży pożarnej zawyła syrena alarmowa. Dowódcą pierwszej grupy strażaków, która stanęła do walki z szalejącym ogniem był Władimir Prawik. Kilka minut później pod IV blokiem elektrowni znajdował się już drugi oddział straży, który nadjechał z Prypeci. Jego dowódcą był Wiktor Kibienok. W ciągu następnych minut podjeżdżały również wozy strażackie z okolicznych miejscowości – Czarnobyła, Iwankowa, Poleskiego, a w ciągu kilku godzin na miejscu stawiały się również jednostki z Kijowa i okręgu kijowskiego. Łącznie było to 81 wozów strażackich różnego typu. O godzinie 5:00 wszystkie ogniska pożarowe, zarówno te w zgłiszczach IV bloku, jak i te na dachu III bloku zostały ugaszone. Walka z ogniem zakończyła się, rozpoczęła się teraz o wiele trudniejsza walka z niewidzialnym wrogiem – promieniowaniem.

Gdy po kilkunastu godzinach udało się jako tako opanować sytuację, i poczynić ustalenia odnośnie zaistniałych faktów, rozpoczęła się operacja, mająca na celu schłodzenie rumowiska reaktora oraz ograniczenie emisji substancji promieniotwórczych do atmosfery. W pierwszej fazie, rozpoczętej 28. kwietnia, zrealizowano to poprzez „bombardowanie” reaktora (z latających nad nim śmigłowców floty gen. Antoczkina) piaskiem, gliną, dolomitem (ok. 800 ton), węglikiem boru (ok. 40 ton) i kwasem borowym. Do 30 kwietnia zrzucono ponad 6000 ton materiałów. Później jednak zaprzestano tej operacji ze względu na ograniczenie wymiany powietrza i wzrost temperatury pozostałości rdzenia i paliwa, co w połączeniu z wodą zalewającą reaktor mogło spowodować kolejne, o wiele silniejsze eksplozje. Aby uniknąć tego niebezpieczeństwa przeprowadzono trudną operację odpompowania wody z kanałów reaktora oraz zbiornika pod nim (stopione, rozgrzane pręty paliwowe mogły przetopić betonową podstawę reaktora i opaść do zbiornika rozbryzgowego pod reaktorem). Powstała konieczność dalszego ochłodzenia reaktora. Kolejnym pomysłem było zrzucanie z powietrza ołowiu, którego zrzucono łącznie 2400 ton. Jednak i to na niewiele się zdało. 12 maja rozpoczęto realizację pomysłu wtłoczenia do zniszczonej hali ciekłego azotu, co miało stłumić pożar i reakcję łańcuchową. Do tego celu zaangażowano górników z Tuły. W ciągu miesiąca i czterech dni, począwszy od 13 maja (trzy razy szybciej niż w normalnych warunkach pracy) łącznie ok. 10 000 górników wykopało pod elektrownią tunel, o długości 150 metrów, prowadzący z bloku reaktora nr 3 do bloku reaktora nr 4, zaś pod reaktorem nr 4 wykopali komorę o wysokości 2 metrów, i długości ścian po 30 metrów, w której miał stanąć skomplikowany system chłodzenia ciekłym azotem. Ostatecznie systemu jednak nie zamontowano, a do komory wtłoczono beton, aby wzmocnić strukturę podłoża reaktora.

Gdy udało się zażegnać niebezpieczeństwo kolejnego wybuchu, zaczęto się zastanawiać nad odizolowaniem zniszczonego reaktora, tak by zahamować uwalnianie radioaktywnych izotopów do atmosfery. Rozpoczęło się sprzątanie terenu wokół IV bloku elektrowni. Buldożery zbierają 300 000 m³ ziemi wokół reaktora, spychają ją do wielkich wykopów, które następnie zostają pokryte betonem. Osiem tygodni po wybuchu rozpoczyna się najważniejsza część operacji, związanej z odizolowaniem zniszczonego reaktora. Zaczyna się budowa Sarkofagu, unikatowej budowli ze stali i betonu. Do wykonania form konstrukcji zużyto 100 000 m³ betonu. Po pewnym czasie budowa zostaje jednak wstrzymana, gdyż okazuje się, że dach bloku reaktora III i dach hali turbin pokrywają szczątki radioaktywnych materiałów, wyrzuconych podczas eksplozji. Postanowiono więc zebrać te szczątki. Do tego zadania zaangażowano łącznie ok. 3500 osób, nazwanych później bio-robotami. Wkroczyli oni do akcji 17 września. Przebywali w strefie największego zagrożenia, gdyż na wspomnianych dachach budynków elektrowni, gdzie leżały m. in. fragmenty radioaktywnych grafitowych bloków, będących izolatorami prętów paliwowych w reaktorze, panowało zaobójczo wysokie promieniowanie dochodzące do 12 000 R/h. Zadaniem bio-robotów było usunięcie wspomnianych radioaktywnych szczątków, zrzucenie ich z dachów, gdzie następnie były one zakopywane pod ziemią, i pokrywane betonem. Po siedmiu miesiącach pracy cały teren wokół elektrowni został wysprzątan, a budowa Sarkofagu o wysokości 66 metrów i długości 170 metrów została ukończona. W operacji tej uczestniczyło łącznie ok. 500 000 ludzi – 100 000 żołnierzy i 400 000 cywilów. Szacunkowy koszt całej operacji według różnych źródeł wyniósł od 6. do 18. miliardów dolarów.



Jacek T. Kaniewski

Możliwości zapewnienia paliwa dla elektrowni jądrowych w Polsce

Słowa kluczowe: uran, cykl paliwowy, paliwo jądrowe, źródła wtórne, elektrownie jądrowe w Polsce

Streszczenie

W artykule przedstawiono w zarysie główne aspekty zapewnienia paliwa dla reaktorów energetycznych, mając na uwadze przyszłe potrzeby energetyki jądrowej w Polsce. Oceniono wielkość jednostkowego zapotrzebowania reaktorów na uran naturalny oraz na usługi cyklu paliwowego, których końcowym efektem jest wytworzone paliwo jądrowe. Przedstawiono wielkości geologicznych zasobów uranu na świecie w podziale na ich kategorie, ze wskazaniem ich geograficznego rozkładu, a także wielkości jego wydobywania. Omówiono rodzaje i znaczenie możliwych źródeł wtórnych, powodujących zmniejszenie zapotrzebowania na uran naturalny oraz na określone usługi w procesie wytwarzania paliwa. Przedstawiono również aktualny potencjał przemysłu jądrowego cyklu paliwowego oraz perspektywę jego dostosowania do przyszłych potrzeb. W ocenach i wnioskach stwierdzono, że mimo iż Polska praktycznie nie posiada zasobów uranu nadających się do eksploatacji, to zaopatrzenie w paliwo planowanych elektrowni jądrowych będzie zapewnione w całym okresie ich eksploatacji.

Wprowadzenie

Jednym z argumentów przemawiających za budową elektrowni jądrowych w Polsce jest zapewnienie bezpieczeństwa energetycznego. Oznacza to, że dostawy paliwa uranowego dla reaktorów muszą być zapewnione w ciągu całego okresu ich eksploatacji.

Polska, która jest pod względem geologicznych zasobów uranu dobrze poznana, posiada ich niewiele. Według ocen Państwowego Instytutu Geologicznego krajowe złoża można uznać jedynie za wystąpienia rud uranu o charakterze prognostycznym lub perspektywicznym, zlokalizowane w trudnych warunkach geologiczno-górnictwowych oraz środowiskowo-krajobrazowych [1]. Wydobywanie uranu w Polsce należy więc uważać za mało prawdopodobne, wobec czego uran do polskich reaktorów będzie musiał być sprowadzany z zagranicy. Będzie temu towarzyszył także import usług cyklu paliwowego, niezbędnych do otrzymania paliwa w takiej postaci, w jakiej jest ono wprowadzane do reaktora. Można więc postawić pytanie, czy w tych warunkach w całym okresie eksploatacji elektrowni jądrowych, które planuje się wybudować w Polsce, możliwe będzie zapewnienie do nich paliwa. Jest to pytanie tym bardziej zasadne, że reaktory energetyczne są inwestycjami kosztownymi, a czas ich eksploatacji będzie wynosił co najmniej 60 lat. Celem tego artykułu jest przedstawienie informacji i argumentów przemawiających za pozytywną odpowiedzią na sformułowane wyżej pytanie.



Co to jest paliwo jądrowe?

Paliwo jądrowe jest wysoko przetworzonym produktem, który zawiera materiał jądrowy zawarty w czystym związku chemicznym. W przypadku reaktorów lekkowodnych, które obecnie dominują w światowej energetyce jądrowej, materiałem tym jest niskowzbogacony uran (ang. *low enriched uranium*, w skrócie LEU).

Wydobywany z zasobów geologicznych ziemi uran naturalny stanowi źródło pierwotne surowca niezbędnego do wytwarzania paliwa jądrowego. Od momentu wydobywania rudy lub innego nośnika uranu zaczyna się cykl paliwowy energetyki jądrowej. Jego pierwszym etapem jest uzyskanie koncentratu uranu w procesie dostosowanym do sposobu wydobywania uranu ze złoża. Ma to miejsce normalnie na terenie kopalni lub w pobliskim zakładzie obsługującym często więcej kopalń. Koncentrat uranowy zawiera głównie związek U_3O_8 zmieszany z innymi tlenkami uranu. Jest to postać uranu naturalnego, w której trafia on na rynek.



Rys. 1. Zestawy paliwowe typu PWR na terenie elektrowni jądrowej Grafenrheinfeld (Niemcy) oczekujące na załadunek do reaktora.

Źródło: Kernenergie in Deutschland

Uran w tej postaci jest dalej poddawany przetwarzaniu zanim w postaci gotowego paliwa, jak na rys.1, zostanie załadowany do reaktora. W przypadku reaktorów lekkowodnych frontowymi etapami cyklu paliwowego są:

- Konwersja koncentratu uranu do postaci czystego UF_6
- Wzbogacanie izotopowe do poziomu koncentracji U-235 wymaganej dla paliwa danego reaktora
- Re-konwersja wzbogaconego UF_6 do postaci tlenkowej UO_2 i wytworzenie zespołów paliwowych.

Konwersja koncentratu uranu do postaci czystego UF_6 jest niezbędna jako etap poprzedzający wzbogacanie izotopowe, ze względu na to, że związek ten łatwo przyjmuje postać gazową wymaganą przy obecnie stosowanych technologiach wzbogacania. Paliwo reaktorów lekkowodnych generacji III i III+, jak np. EPR oferowane przez firmę **AREVA**, wymaga wzbogacenia uranu do 5%, za wyjątkiem pierwszego załadunku rdzenia reaktora, kiedy wzbogacenie jest normalnie niższe.

Po uzyskaniu wzbogaconego izotopowo UF_6 niezbęd-

ne jest przeprowadzenie jego re-konwersji do postaci UO_2 . Następuje ona najczęściej w zakładach wytwarzających gotowe paliwo. Uran w tej postaci podlega dalszym operacjom, na które się składają: wytworzenie ceramicznych pastylek paliwowych, załadowanie ich do długich rurek z odpowiedniego stopu, wykonanie prętów paliwowych przez wypełnienie rurek z pastylkami gazem szlachetnym oraz ich hermetyzację, a na końcu montaż prętów w zestawy paliwowe (pokazane na rys.1). W odróżnieniu od produktów z poprzednich etapów cyklu paliwowego, zestawy paliwa jądrowego stanowią produkt przemysłowy o wysokiej jakości, spełniający indywidualne wymagania klienta wynikające z charakterystyk fizycznych reaktora, sposobu jego eksploatacji, strategii zarządzania cyklem paliwowym przez użytkownika, jak również z wymagań w zakresie odpowiedzialności za (ewentualne) szkody jądrowe na poziomie krajowym, a nawet regionalnym, jak również z wymagań określonych w zezwoleniu na eksploatację reaktora. Wynika stąd, że wybór producenta paliwa jest krokiem szczególnie odpowiedzialnym i ma swoje ograniczenia.

Zapotrzebowanie reaktorów energetycznych na uran naturalny

Pochylając się nad kwestią zapewnienia niezbędnej ilości paliwa do reaktorów w długim, a nawet bardzo długim, okresie czasu trzeba:

- Określić zapotrzebowanie na paliwo reaktorowe, a następnie przyjmując pewne założenia, określić potrzebne ilości uranu naturalnego (NU) oraz wymaganą wielkość usług frontowego cyklu paliwowego poczynawszy od konwersji koncentratu uranu
- Ocenąć możliwe źródła uranu naturalnego
- Ocenąć możliwości wykorzystania źródeł wtórnych, które mogą zapewnić ekwiwalent uranu naturalnego (NU_E) i przez to zmniejszyć zapotrzebowanie na uran naturalny (pierwotny), oraz na wielkość niezbędnych usług w zakresie konwersji i wzbogacania izotopowego
- Ocenąć możliwości zapewnienia koniecznych usług cyklu paliwowego: konwersji, wzbogacania izotopowego oraz wytwarzania gotowego paliwa (wraz z re-konwersją UF_6)
- Ocenąć wpływ możliwych zmian przyjętych założeń na wielkość zapotrzebowania aby znaleźć odpowiedź – czy, przy spełnieniu jakich warunków, oraz w jakim stopniu można to zapotrzebowanie zmniejszyć.

Przy ocenach zdolności światowych w zakresie pokrycia zapotrzebowania na paliwo jądrowe ustala się średnie roczne zapotrzebowanie reaktorów na 1 000 MWe ich mocy w zależności od:

- Typu reaktora i jego nowoczesności
- Wskaźnika uranu zubożonego (ang. *tails assay*), czyli resztkowej koncentracji U-235 w uranie zubożonym
- Współczynnika wykorzystania reaktora

Reaktory generacji III, które będą budowane w Polsce, będą potrzebowały do wytworzenia tej samej ilości energii mniej paliwa, niż reaktory starszych typów. Ma na to wpływ głównie zwiększenie stopnia wypalenia paliwa w reaktorze, nawet do 65 000 GWd/tHM, co osiąga się na drodze większego wzbogacenia uranu (do 5%). Osiąga się przez to oszczędność ok. 6% uranu naturalnego kosztem zwiększenia pracy rozdzielania izotopowego o 2% w stosunku do reaktorów poprzedniej generacji.

Praca rozdzielania (ang. *separative work*) jest to wielkość proporcjonalna do energii włożonej w rozdzielanie izotopów, wyrażana w jednostkach SWU (ang. *separative work unit*) mająca wymiar masy – kg. Jednostka tysięcy razy większą jest tSWU. W ostatnich latach zakończony został proces przestawiania przemysłu

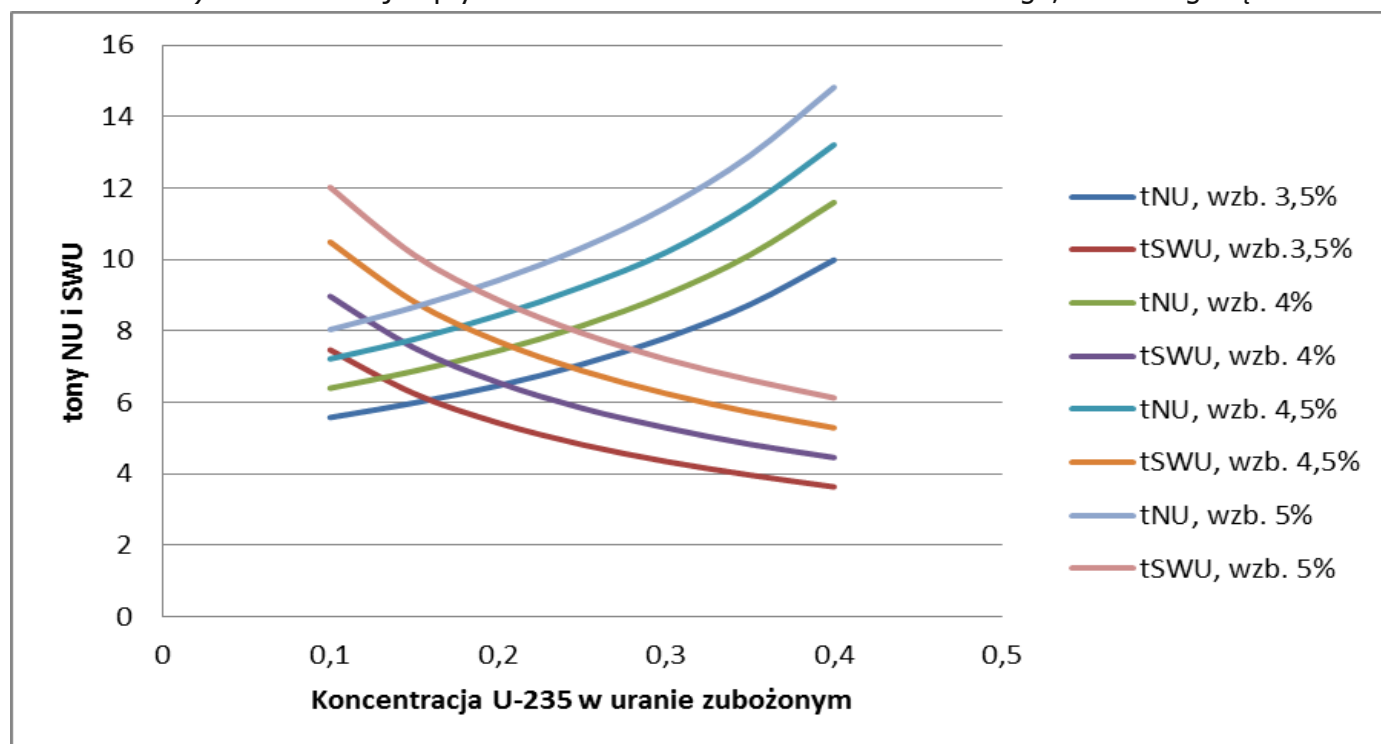
słu zajmującego się

OECD/NEA [2] zapotrzebowania na uran przyjmowano jego wartość na poziomie 0,3%, podczas gdy dwa lata później [3] – na poziomie 0,2%.

W przypadku Wpływ zmiany wskaźnika uranu zubożonego na zużycie uranu pierwotnego oraz na wielkość niezbędnej pracy rozdzielania przedstawia rys.2.

Przykładowe liczby dla zależności przedstawionych na rys.2 w przypadku uranu wzbogaconego do 5% podane są w tabeli 1.

Dla określonych cen uranu naturalnego oraz usług wzbogacania (wyrażonych w jednostkach pracy rozdzielania SWU) zawsze istnieje optymalna wartość wskaźnika uranu zubożonego, dla którego łączne kosz-



Rys.2. Ilości uranu naturalnego (NU) w tonach – krzywe wzrastające, oraz pracy rozdzielania wyrażonej w tonach SWU (tSWU) – krzywe opadające, potrzebne do otrzymania jednej tony uranu o wymaganym wzbogaceniu, w zależności od wskaźnika uranu zubożonego (wg obliczeń autora).

ty uranu i usług wzbogacania będą minimalne. Wg danych amerykańskiej firmy konsultingowej UxC optymalny wskaźnik dla cen spotowych wynosił z końcem grudnia 2014 r. nieco ponad 0,21%. Można oczekiwać, że z biegiem czasu optymalny wskaźnik będzie dalej się zmniejszał.

Wskaźnik uranu zubożonego	Wielkość zmiany	Wpływ na zużycie uranu naturalnego	Wpływ na zapotrzebowanie
0,25%	0,05 %	10,9 %	-9,2 %
	-0,05 %	- 8,8 %	11,7 %
0,15%	0,05 %	8,7 %	-12,4 %
	-0,05 %	-7,3 %	18,7 %

Tabela 1. Wpływ zmiany wskaźnika uranu zubożonego na zużycie uranu naturalnego, oraz wielkość niezbędnej pracy rozdzielania, w przypadku wzbogacania uranu do 5% zawartości U-235 (wg obliczeń autora).

Jakie ilości uranu będą potrzebne w Polsce przy założeniu, że wypalone paliwo nie będzie przerabiane?

World Nuclear Association (WNA) w materiale z października 2014 r. [4] podaje następujące dane dotyczące rocznego zapotrzebowania na paliwo reaktorów lekkowodnych III generacji takich jak EPR, które stanowią jeden z możliwych wyborów dla elektrowni w Polsce. Zapotrzebowanie to, liczone na 1000 MWe i przy założeniu współczynnika wykorzystania reaktora jako 100%, oceniono na 15,6 ton zawartego w gotowym paliwie uranu wzbogaconego. Przy założeniu wskaźnika uranu zubożonego na poziomie 0,2% do uzyskania tej ilości paliwa potrzeba 145 ton uranu naturalnego oraz 145 000 SWU (145 tSWU).

Jeżeli przyjąć, że w okresie uruchamiania pierwszego w kraju reaktora energetycznego, optymalny wskaźnik uranu zubożonego będzie wynosił ok. 0,15%, to roczne zapotrzebowanie na uran naturalny na 1000 MWe będzie wynosiło ok. 137 ton/rok, zaś na pracę rozdzielania ok. 166 tSWU.

Program Polskiej Energetyki Jądrowej (PPEJ) przewiduje uruchomienie w latach 2025 – 2035 reaktorów energetycznych o łącznej mocy 6 000 MWe. Przyjmując, że wskaźnik uranu zubożonego na poziomie 0,15% będzie obowiązywał przez cały okres 60 - 80 lat eksploatacji tych reaktorów, to ich łączne zapotrzebowanie w całym tym okresie może wynieść 49 320 – 65 760 ton uranu naturalnego oraz 59 615 – 79 487 tSWU. W rzeczywistości podane wyżej liczby będą jeszcze mniejsze, jeżeli uwzględnimy współczynnik wykorzystania reaktora bliższy rzeczywistości, typowo ok. 90%. W opracowaniach z lat wcześniejszych [5], bazujących na założeniach dotyczących raczej dla reaktorów II generacji oraz wyższego wskaźnika uranu zubożonego, można spotkać liczby o wiele większe. W miarę upływu lat, dzięki wprowadzaniu do eksploatacji coraz nowocześniejszych technologii wzbogacania uranu, można oczekiwać dalszego zmniejszania wielkości optymalnego wskaźnika uranu zubożonego. Proces ten będzie prowadził do dalszego zmniejszenia zapotrzebowania jednostkowego na uran oraz usługi konwersji, oraz do wzrostu zapotrzebowania na usługi wzbogacania izotopowego, w stopniu ukazanym na rys.2 i w tabeli 1.

Klasyfikacja zasobów uranu

Do oceny geologicznych zasobów uranu na świecie, stanowiących jego źródło pierwotne, trzeba wyjaśnić o jakiego rodzaju zasobach jest mowa. Najczęściej stosowana jest przedstawiona niżej klasyfikacja wg OECD/NEA i IAEA. Przede wszystkim dzieli się je na konwencjonalne i niekonwencjonalne.

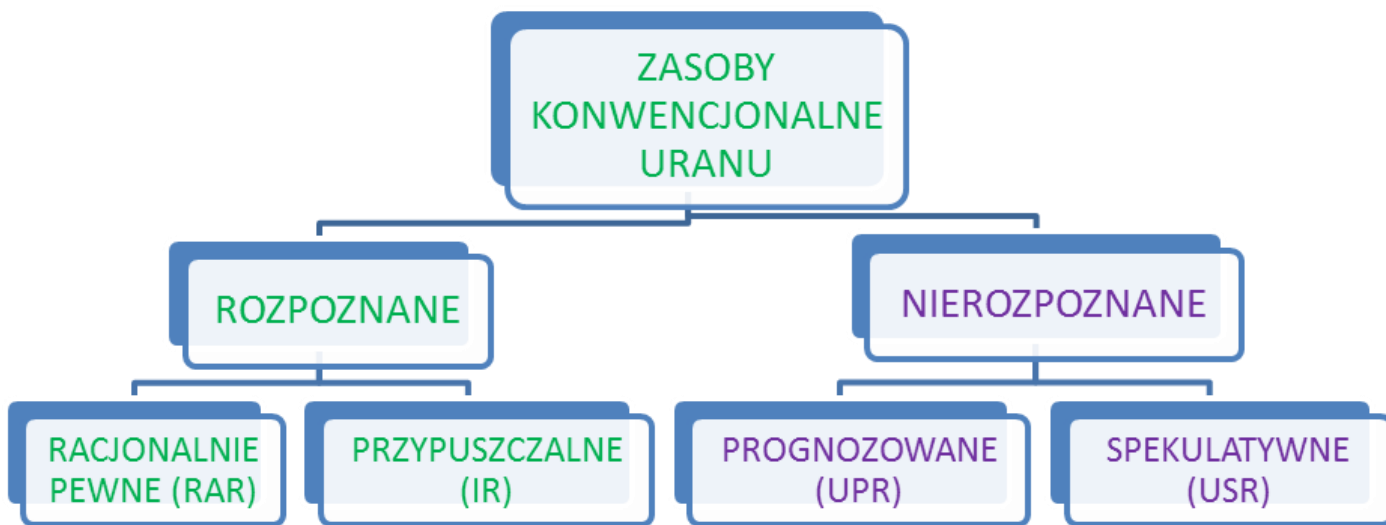
Zasobami konwencjonalnymi są te, które pozwalają na technicznie możliwą i ekonomicznie rentowną produkcję odpowiednio do warunków występujących na etapie prowadzonych prac, przy czym uran może być uzyskiwany jako produkt, współprodukt lub produkt uboczny. Na przykład w kopalni miedzi Olympic Dam w Australii uran jest co-produktem a w kopalni złota Anglo-Gold w Południowej Afryce – produktem ubocznym.

Zasoby konwencjonalne dzielą się na zasoby rozpoznane (nazywane faktycznie w polskich opracowaniach zasobami zidentyfikowanymi) (ang. *Known Recoverable Resources*), na które składają się zasoby racjonalnie pewne (ang. *Reasonably Assured Resources* - RAR) i zasoby przypuszczalne (ang. *Inferred Resources* - IR), oraz zasoby nierozpoznane (ang. *Undiscovered Resources*), na które składają się zasoby prognozowane (ang. *Undiscovered Prognosticated Resources* - UPR) i spekulatywne (ang. *Undiscovered Speculative Resources* – USR).

Zasoby nierozpoznane są szacowane jedynie na podstawie wiedzy o strukturach geologicznych, o których wiadomo że muszą zawierać uran.

Stosowany obecnie podział zasobów konwencjonalnych uranu na kategorie przedstawia rys. 3

Zasoby niekonwencjonalne są to takie zasoby, w których uran występuje w bardzo małych koncentracjach. Wówczas jego pozyskanie może być opłacalne, na przykład przy okazji wydobycia innych wspólnych interesujących surowców, lub w przypadku zastosowania nietypowych technologii wydobycia.



Rys. 3. Podział zasobów konwencjonalnych uranu na kategorie wg OECD/NEA oraz IAEA.

Światowe rozpoznane zasoby uranu

Wielkość światowych zasobów uranu, określona na podstawie informacji nadesłanych przez poszczególne państwa, podawana jest do wiadomości co dwa lata w przygotowywanym przez OECD/NEA - IAEA obszernym raporcie zwanym potocznie „Red Book”. Najnowszy taki raport ukazał się we wrześniu 2014 r. [3] i zawiera dane wg stanu na koniec 2013 r.

Przedstawiane w Red Book rozpoznane zasoby uranu dzieli się obecnie na cztery grupy, określające maksymalne koszty jego wydobycia. Przyjęto także dla wygody robocze określenia dla zasobów zaliczanych do dwóch grup kosztowych, które na dzień dzisiejszy są następujące:

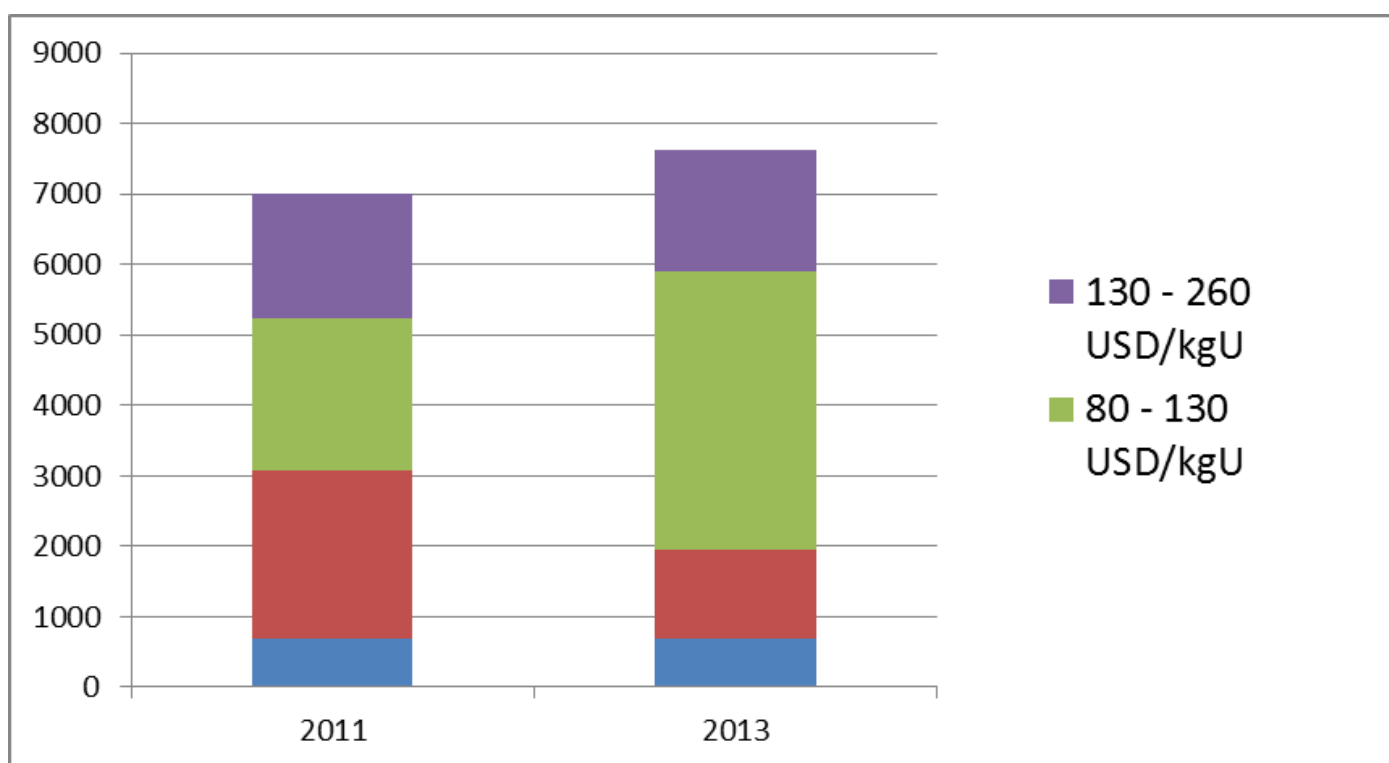
- Zasoby w grupie kosztowej <80 USD/kgU określa się jako opłacalne (ang. *Economically Demonstrated resources, EDR*),
- Zasoby w grupie kosztowej <130 USD/kgU określa się jako wydobywalne (ang. *recoverable resources*), inaczej zasoby przemysłowe.

Wielkość światowych konwencjonalnych zasobów uranu na koniec 2013 r. przedstawia tabela 2.

Kategorie zasobów uranu pierwotnego	Ilość uranu naturalnego w tonach wg zakwalifikowania do odpowiednich grup kosztowych, USD/kgU			
	<40	<80 „opłacalne“	<130 „wydobywalne“	<260
Zasoby racjonalnie pewne (RAR)	507 400	1 211 600	3 698 900	4 587 200
Zasoby przypuszczalne (IR)	175 500	745 100	2 204 000	3 048 000
Łącznie zasoby rozpoznane	682 900	1 956 700	5 902 900	7 635 200
Zasoby prognozowane (UPR)	0	665 400	1 222 800	1 755 500
Zasoby spekulatywne (USR)	0	0	2 639 300	2 946 500
Łącznie zasoby nierozpoznane	0	665 400	3 862 100	4 702 000
Łącznie zasoby rozpoznane i nierozpoznane	682 900	2 622 100	9 765 000	12 337 200

Tabela 2. Światowe konwencjonalne zasoby uranu stan na koniec 2013 r. wg Red Book 2014 [3]. W tabeli nie wykazano zasobów o kosztach nieokreślonych: rozpoznanych w ilości 116 000 tU i nierozpoznanych w ilości 2 995 700 tU.

Przedstawione wyżej wielkości światowych zasobów rozpoznanych wg stanu z końca 2013 r. są dzięki intensywnie prowadzonym poszukiwaniom o 21.% wyższe niż cztery lata wcześniej. Wzrost tych zasobów miał miejsce przy jednoczesnym wzroście wydobywania uranu, które w latach 2003 – 2013 zwiększyło się z ok. 36 000 do ok. 59 000 tU/rok. Dane dotyczące zasobów nierozpoznanych są niepełne, np. brak ich w przypadku USA. Wraz ze wzrostem zasobów rozpoznanych nastąpiło ich przesunięcie z grupy kosztowej, określanej jako opłacalna do grupy o kosztach wydobywania <130 USD/kgU. Uwidacznia to rys.4, na którym porównano zasoby w 2013 r. z ich wielkością w 2011 r.



Rys.4. Światowe rozpoznane zasoby uranu, w tysiącach ton, wg raportów Red Book 2011 [2] i 2014 [3].

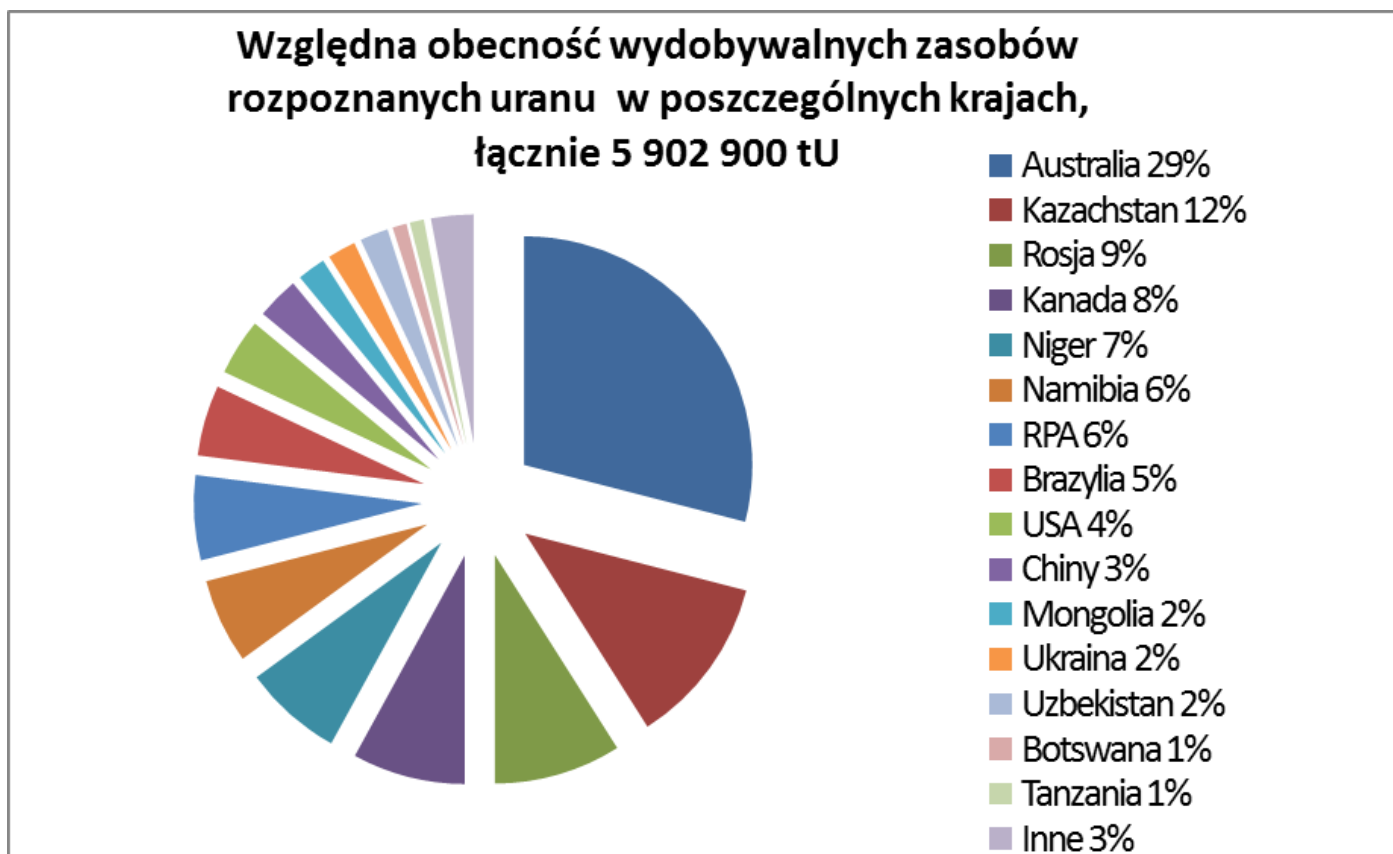
Zasoby nierozpoznane są bardzo znaczne. W skali świata w 2013 r. wynosiły one łącznie w obu kategoriach, wraz z zasobami o nieokreślonych kosztach wydobywania, 7 697 700 tU i były większe niż dwa lata wcześniej o 102 400 tU. Liczba ta obejmuje 1 755 500 tU w zasobach prognozowanych, 5 942 200 tU w zasobach spekulatywnych, a także (nie wykazaną w tabeli 2) ilość 2 995 700 tU o nieokreślonych kosztach wydobywania.

Znaczne zasoby nierozpoznane sygnalizuje się w przypadku krajów posiadających już liczące się zasoby rozpoznane, zwłaszcza Brazylia, Kanady, Kazachstanu, Namibii, Rosji, RPA i Ukrainy. Sygnalizuje się je także w przypadku Kolumbii, Wenezueli i Wietnamu. Możliwość występowania szczególnie dużych złóż, obecnie zaliczonych do spekulatywnych, ma miejsce w przypadku Mongolii (1 390 000 tU) oraz RPA (1 113 000 tU). Nie jest zanana wielkość zasobów nierozpoznanych w USA, ale prawdopodobnie one także są bardzo duże. Z pośród krajów europejskich na uwagę zasługują szczególnie Czechy, dla których podaje się wielkość 240 000 tU.

Rozmieszczenie geograficzne światowych rozpoznanych zasobów uranu

Zasoby uranu znajdują się na całym świecie, choć Europa jest pod tym względem raczej upośledzona i obecnie prawie cały zużywany w niej uran jest importowany z innych kontynentów.

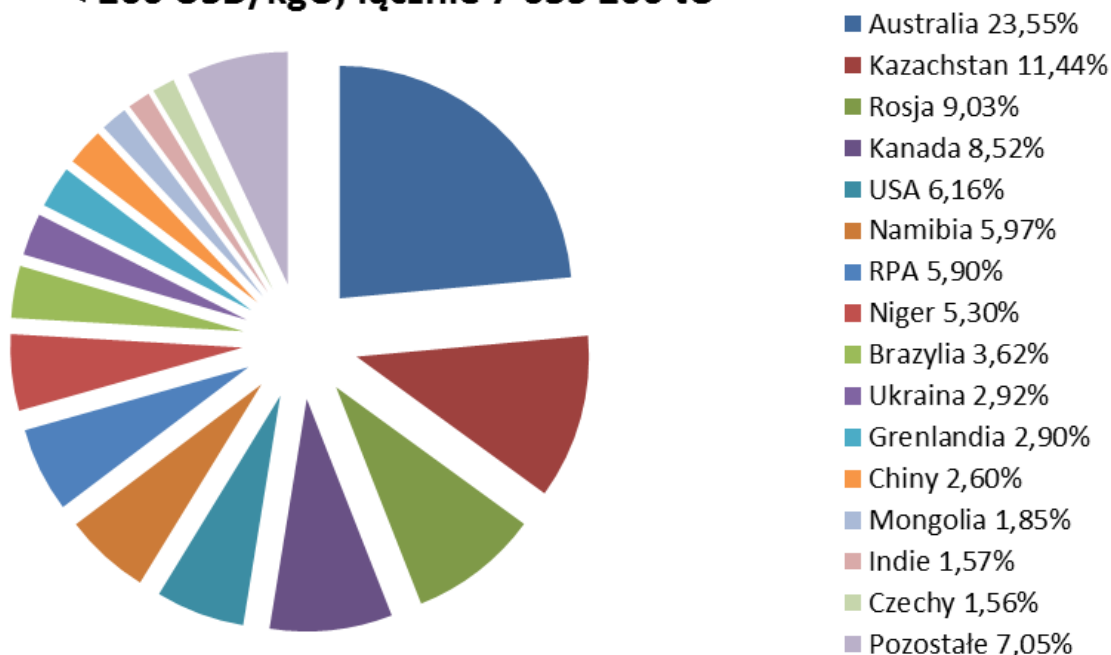
Względne wielkości przemysłowych (wydobywalnych) zasobów rozpoznanych (RAR + IR), w rozbiciu na poszczególne kraje ukazuje rys.5



Rys.5. Zasoby rozpoznane uranu zaliczone do grupy kosztowej <130 USD/kgU wg danych pochodzących z Red Book 2014 [3]

W miarę zużywania się zasobów uranu zaliczanych do niższych grup kosztowych uwaga wydobywców i na-
bywców uranu będzie się skupiać na zasobach o wyższych kosztach. Wielkości tych zasobów w liczbach
względnych, w podziale na poszczególne kraje, przedstawia następujący rys.6. Rys.6. Zasoby rozpoznane
uranu zaliczone do grupy kosztowej <260 USD/kgU wg danych pochodzących z Red Book 2014 [3]

**Względna obecność w poszczególnych krajach
rozpoznanych zasobów uranu o kosztach wydobycia
< 260 USD/kgU, łącznie 7 635 200 tU**



Tylko w dwóch krajach europejskich znajdują się stosunkowo duże zasoby rozpoznane uranu. Są nimi Czechy i Grenlandia (wg Red Book 2014). W pierwszym z nich jest to ok. 120 000 tU, z czego 51 000 jako zasoby racjonalnie pewne. W przypadku Grenlandii są to zasoby przypuszczalne o wielkości 221 000 tU (dwa lata wcześniej oceniano je na 135 000 tU). Występują one w połączeniu z metalami ziem rzadkich, Zasoby w tych dwóch krajach (za wyjątkiem niewielkiej ilości o niższych kosztach w Czechach) zalicza się do najwyższej grupy kosztowej.

Zasoby niekonwencjonalne uranu

Niekonwencjonalne zasoby uranu stanowią poważne uzupełnienie zasobów konwencjonalnych. Wg Red Book 2014 wynoszą one od 7,3 do 8,4 mln ton U, z czego ponad 90% znajduje się w fosforytach w Maroku. Fosforyty były do niedawna jedynym zaliczanym do tej kategorii źródłem uranu o znaczeniu praktycznym. Zawartość w nich uranu mieści się normalnie w przedziale od 70 do 200 ppm (0,007 – 0,02%), ale zdarza się nawet 800 ppm. Pozyskiwanie uranu z fosforytów było przez długi okres czasu nieopłacalne, a jego zasoby powoli maleją w miarę ich eksploatacji do celów produkcji kwasu fosforowego i nawozów sztucznych. Jednak możliwości pokrycia zapotrzebowania energetyki jądrowej na uran z tego źródła pozostają niebagatelne. Prowadzone obecnie w USA badania nowej, australijskiej technologii pozyskiwania uranu z tego źródła, stwarzają poważne szanse na jej wdrożenie, gdy tylko rynkowe ceny uranu wzrosną do poziomu zapewniającego opłacalność tego przedsięwzięcia.

Drugim co do potencjalnych możliwości wykorzystania są łupki czarne. Red Book 2014 wskazuje na występowanie w tym nośniku 967 600 ton uranu w Szwecji (w poprzedniej edycji Red Book [2] podawano jeszcze tylko wielkość 60 000 tU).

Dotychczasowe dane dotyczące ilości uranu zawartych we wszystkich rodzajach zasobów niekonwencjonalnych w skali światowej wydają się być znacznie zaniżone, ponieważ albo nie były one dotąd raportowane w sposób systematyczny, albo niektóre kraje w ogóle nie udostępniały odpowiednich informacji.

Na jak długo mogą wystarczyć światowe zasoby uranu. Problemy prognozowania

W różnych publikacjach stwierdza się, że przy zapotrzebowaniu elektrowni jądrowych, takim jakie jest ono obecnie, uranu w zasobach ziemskich wystarczy na około 100 lub więcej lat, zależnie od tego jakie kategorie tych zasobów bierze się pod uwagę. Korzystając z zawartych w tym artykule liczb dotyczących 2013 r. można dokonać następujących ocen: dla zapotrzebowania na obecnym poziomie zawartość zasobów rozpoznanych wydobywalnych (< 130 USD/kgU) wystarczyłaby na **99 lat**, wszystkich zasobów rozpoznanych o kosztach określonych (< 260 USD/kgU) - na **128 lat**, zasobów rozpoznanych i nierozpoznanych o kosztach określonych - łącznie na **207 lat**, zaś zasobów rozpoznanych i nierozpoznanych o kosztach określonych i nieokreślonych - **łącznie na 257 lat**. Gdyby wydobywać uran z fosforytów, to wystarczyłoby go na **dodatkowych 115 - 120 lat**. Jeżeli moc energetyka jądrowej będzie wzrastać, do czego będzie potrzeba rocznie coraz więcej uranu, to jego zasoby nadające się do opłacalnej eksploatacji będą się oczywiście wyczerpywać w szybszym tempie. Będzie to jednak łagodzone przez udział źródeł wtórnych (o których jest mowa dalej), odkrycia nowych zasobów uranu, a także przez zwiększanie efektywności wykorzystania uranu w reaktorach. Rozpoczęcie eksploatacji zasobów o wyższych kosztach pozyskiwania uranu będzie stymulowało np. inwestowanie w reaktory powielające IV generacji, bądź inne uranooszczędne technologie reaktorowe.

Warto zauważyć, że żadne z dotychczasowych prognoz wzrostu energetyki jądrowej, któremu miałyby towarzyszyć trudności z zapewnieniem dla niej paliwa, nie potwierdziły się. Dotyczy to szczególnie prognoz z lat 1975 – 1998. Wzrost zainteresowania energetyką jądrową w pierwszych latach XXI wieku generował początkowo bardzo optymistyczne prognozy, które spowodowały zaangażowanie znacznych środków na poszukiwania nowych zasobów uranu. Tempo dalszych poszukiwań będzie zależało od kolejnych prognoz wzrostu energetyki jądrowej oraz od cen uranu na rynku.

Źródła wtórne

Ciąg działań bezpośrednich, począwszy od wydobywania uranu ze złoża geologicznego, a skończywszy na wytworzeniu zespołów paliwowych i ich załadunku do reaktora, jest głównym, ale nie jedynym sposobem pokrycia zapotrzebowania na paliwo jądrowe. W światowym bilansie uranu znaczną rolę pełnią także tzw. źródła wtórne. Pochodzi z nich głównie ekwiwalent uranu naturalnego wydobywanego ze złóż, który można wprowadzić na różnych etapach frontowego cyklu paliwowego. Źródła te mogą mieć znaczący wpływ na zmniejszenie zapotrzebowania na uran pierwotny także w perspektywie długofalowej. Niektóre z nich mogą także wywierać istotny wpływ na stabilizację rynku uranu w przypadku pojawienia się na nim zakłóceń w relacjach podaż – popyt.

Do źródeł wtórnych zalicza się:

- Uran i pluton nagromadzone w sektorach militarnych
- Uran i pluton nagromadzone w sektorach cywilnych, poza zapasami użytkowników – elektrowni jądrowych
- Ekwiwalent uranu naturalnego uzyskany w drodze wzbogacenia izotopowego uranu zubożonego, pozostałego z dawniejszych procesów wzbogacania
- Uran naturalny zaoszczędzony przez dostarczycieli usług wzbogacania poprzez zmniejszenie wkładu surowcowego
- Ekwiwalent uranu naturalnego, w postaci plutonu i uranu uzyskanych dzięki przerobowi wypalonego paliwa z reaktorów lekkowodnych.

Do około 1990 r. powstały na świecie wielkie zapasy uranu, zarówno w sektorach cywilnych jak i militarnych, ponieważ jego wydobycie, napędzane początkowo wyścigiem zbrojeń jądrowych, a od połowy lat 1960-ych zbyt optymistycznymi prognozami wzrostu światowej energetyki jądrowej, było znacznie większe od zapotrzebowania. Dokładne liczby dotyczące ilości nagromadzonych w ten sposób zapasów uranu są trudne do ustalenia. Znaczna ich część pozostaje w sektorach militarnych Rosji i USA, przy czym uran znajduje się pod różnymi postaciami i o różnym wzbogaceniu. Zapasy te są od pewnego czasu w kontrolowany sposób uwalniane na rynek.

Na przestrzeni dziesięcioleci zakłady wzbogacania izotopowego nagromadziły w sumie ok. 1,5 mln ton uranu zubożonego jako pozostałości z procesu wzbogacania uranu naturalnego. Nie ma precyzyjnych danych co do koncentracji U-235 w tych pozostałościach, ale w przypadku jego znacznej części jest ona jeszcze na poziomie 0,3 % lub więcej, tj. wystarczająco wysokim, by materiał ten zastosować jako wkład surowcowy ultrawirówkowych kaskad wzbogacania. Proces ten jest określany w jęz. angielskim jako *tails stripping*.

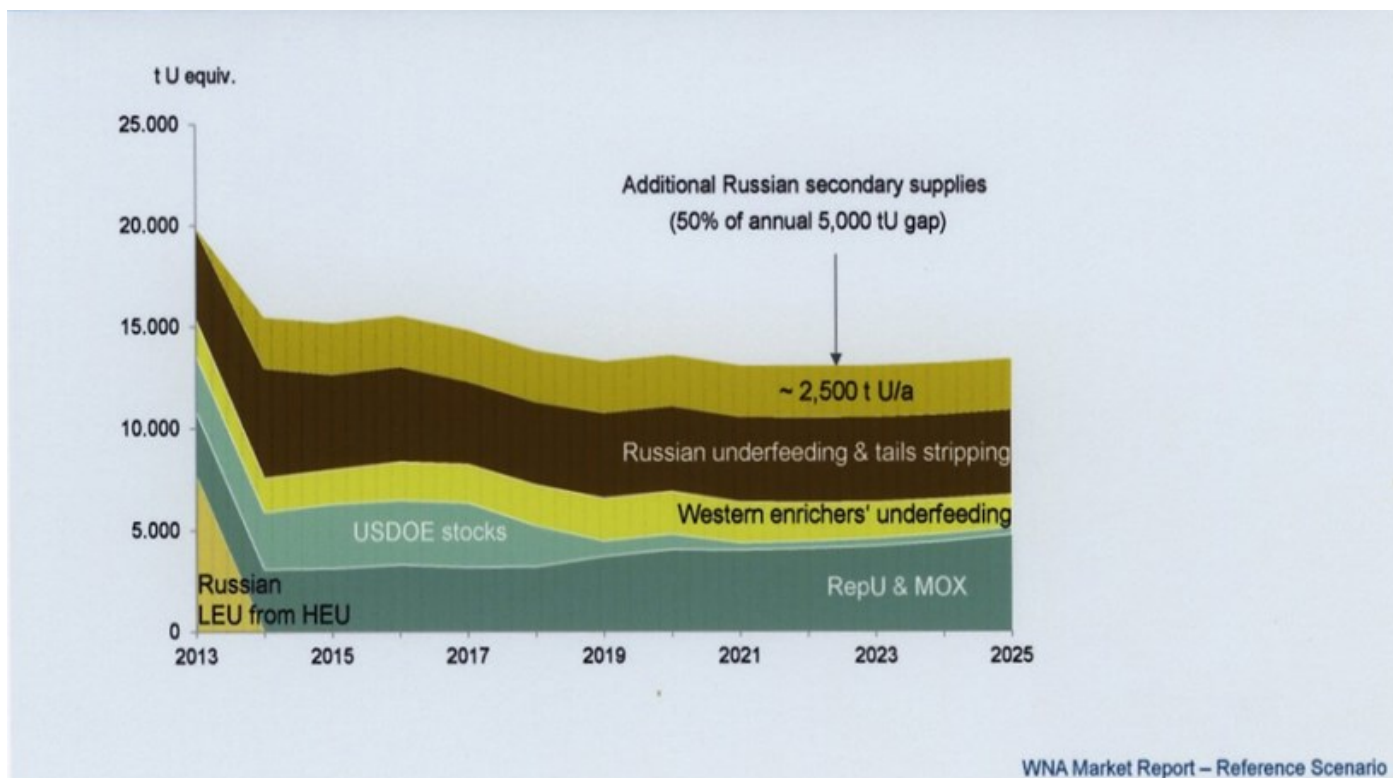
Możliwości wykorzystania źródeł wtórnych wpływają również na zapotrzebowanie na usługi frontowego cyklu paliwowego. Zmniejszenie zapotrzebowania na uran pochodzący z wydobycia powoduje zmniejszenie w takim samym stopniu zapotrzebowania na usługi konwersji. Na szczególne podkreślenia zasługuje silny związek, jaki zachodzi między zapotrzebowaniem na uran naturalny, a sposobem wykorzystania zakładów wzbogacania izotopowego. Wkładając więcej energii w rozdzielanie izotopowe, co wyraża się w zużytych jednostkach pracy rozdzielania SWU, można uzyskać wymaganą ilość produktu w postaci uranu wzbogaconego, przy mniejszej ilości uranu naturalnego podawanego na wejściu procesu. Oznacza to zmniejszenie wkładu surowcowego (ang. *underfeeding*). Rezultatem tego jest obniżenie wskaźnika uranu zubożonego czyli koncentracji U-235 w pozostałościach. Jeżeli w kontrakcie na usługi wzbogacania uzgodni się pewien poziom wskaźnika pozostałości, a zakład wzbogacający zejdzie poniżej tego poziomu, wówczas zakład wchodzi w posiadanie zaoszczędzonego uranu naturalnego, który może skierować na rynek. Oszczędności uranu naturalnego przy zastosowaniu tej procedury mogą być znaczne. Efekt zmniejszenia wkładu surowcowego przez obniżenie wskaźnika uranu zubożonego z 0,3 do 0,1% można sobie uświadomić porównując ilości uranu, obliczone przy różnych założeniach na początku tego artykułu, które mogą być potrzebne do zasilania polskich reaktorów.

Znaczenie źródeł wtórnych można ocenić badając ich udział w pokrywaniu zapotrzebowania na uran w ostatnich latach. W 2013 r. rzeczywiste zapotrzebowanie działających na świecie reaktorów energetycznych wynosiło ok. 59 270 ton, podczas gdy wydobyto wg wstępnych danych ok. 59 637 tU [6]. Praktycznie zatem wydobycie było na poziomie zapotrzebowania. Jednak w owym roku, oprócz uranu wydobytego ze złóż, trafił na rynek materiał odpowiadający blisko 20 000 tonom uranu naturalnego, pochodzący ze źródeł wtórnych.

Obecny udział źródeł wtórnych w pokryciu zapotrzebowania na uran jest na poziomie ok. 15 000 tU/rok (jako ekwiwalentu uranu naturalnego), co stanowi aż 24% rocznego zapotrzebowania na uran naturalny. Ilości ekwiwalentu uranu naturalnego pochodzącego z różnych źródeł wtórnych obecnie, oraz spodziewanego w okresie do 2025 r., ukazuje rys.7.

Począwszy od 2014 r. na rynek w USA trafia rocznie ekwiwalent ok. 2 500 tU w ramach 10-letniej umowy z Rosją tzw. „Transitional Supply Agreement (TSA)” (górna warstwa na rys.7). Kolejne warstwy od góry ukazują: wzbogacanie uranu zubożonego w Rosji i zmniejszenie wkładu surowcowego w krajach zachodnich, uwalniane zapasy **U.S.DOE**, oraz recykling materiałów jądrowych (głównie plutonu) pozyskanych w procesie przerobu wypalonego paliwa.

Do źródeł wtórnych zalicza się czasem także zapasy uranu tworzone w cywilnym cyklu paliwowym. Mogą



Rys.7. Możliwości wykorzystania źródeł wtórnych w celu uzupełnienia dostaw uranu naturalnego do 2025 r. Podano ilości uranu w tonach ekwiwalentu uranu naturalnego (20.000 oznacza tu dwadzieścia tysięcy). Źródło: WNA [7] za pośrednictwem NUKEM [8]. Nie uwzględniono jeszcze, że w -USA firma **GLE** planuje uruchomienie w Paducah laserowego wzbogacania uranu zubożonego

one być jednak wykorzystywane tylko w sposób doraźny, w przypadku ewentualnych zakłóceń w normalnych dostawach, lub nienormalnych wzrostów cen uranu na rynku. W ostatnich latach miała miejsce nadpodaż uranu na rynkach światowych ze względu na wyłączenie wszystkich reaktorów w Japonii po katastrofie w Fukushima-Daiichi w marcu 2011 r., a nieco później - wyłączenie części reaktorów w Niemczech. Towarzyszył temu spadek cen uranu. Korzystając z tego użytkownicy (elektrownie jądrowe), przynajmniej w Unii Europejskiej i w USA zwiększali swoje zapasy uranu osiągając w 2013 r. poziom odpowiadający 2,5 – 3 – letniemu zapotrzebowaniu. Utrzymywanie takich zapasów jest w Unii Europejskiej zalecane przez Agencję Dostaw Euratomu.

Wielkości światowego wydobycia uranu

W 2013 r. ponad 97% światowego wydobycia uranu miało miejsce w 11 krajach, zaś ponad 64% tylko w trzech z pośród nich – Kazachstanie, Kanadzie i Australii. Wydobycie w poszczególnych krajach przedstawiono w tabeli 3.

Kraj	Wydobycie uranu w 2013 r. w tonach	Udział procentowy w wydobyciu światowym
Kazachstan	22 574	37,85
Kanada	9 332	15,65
Australia	6 350	10,65
Niger	4 528	7,59
Namibia	4 315	7,24
Rosja	3 135	5,26
Uzbekistan	2 400	4,02
USA	1 835	3,08
Chiny	1 450	2,43
Malawi	1 132	1,90
Ukraina	1 075	1,80
Razem 11 krajów	58 126	97,47
Cały świat	59 637	100

Wg danych z 2012 r. tylko osiem największych firm, które prowadziły wydobycie uranu bezpośrednio, lub za pośrednictwem firm zależnych lub należących do nich w całości, zapewniło 82% całego wydobycia światowego. Ich udział w wydobyciu uranu ukazuje tabela 4.

Tabela 4. Największe firmy wydobywcze i ich udział w światowym wydobyciu uranu w 2012 r. Źródło: WNA [9]. W nawiasach podano produkcję w 2011 r.

Nazwa firmy	Kraj	Wielkość wydobycia, tU	Udział w wydobyciu światowym, %
KazAtomProm	Kazachstan	8 863 (8 884)	15
Areva NC	Francja	8 641 (8 790)	15
Cameco Corporation	Kanada	8 437 (8 630)	14
JSC ARMZ Uranium Holding Company wraz z należącą	Rosja	7 629 (7 088)	13
Rio Tinto	Australia-UK	5 435 (4 061)	9
BHP Billiton	Australia	3 386 (3 353)	6
Paladin Energy Ltd.	Australia	3 056 (2 282)	5
Navoi Mining and Metallurgy Combinat (NMMC)	Uzbekistan	2 400 (3 000)	4
Razem 8 firm		47 847 (46 088)	82
Cały świat		58 394	100

Pochodzenie uranu stosowanego w paliwie reaktorów działających w Unii Europejskiej

Funkcjonowanie energetyki jądrowej w Unii Europejskiej było w 2013 r. oparte w 97,5 % na imporcie uranu z różnych stron świata. Jego pochodzenie w okresie od 2010 do 2013 r. przedstawia tabela 5.

Tabela 5. Pochodzenie uranu w dostawach do Unii Europejskiej w latach 2006 – 2013. Źródło: ESA Annual Reports z lat 2006 – 2013 [10].

Pochodzenie uranu	Procentowy udział w dostawach do UE							
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013
Australia	14,27	15,38	16	21,6	12,26	9,97	12,2	11,8
Kanada	23,81	18,15	25	18,68	11,45	18,61	17,2	18,5
Kazachstan	2,46	2,67	6	9,07	16,03	ok.15	12,1	21,2
Malawi								0,7
Niger	15,68	16,92	10	10,54	11,86	9,68	12,7	13,1
Namibia i Płd.Afryka	4,57	4,81	5	4,89	6,87	6,3	9,4	4,3**
Rosja	18,62	24,65	17	20,46	28,35	25,37	27,4	18,1
Unia Europejska	2,21	2,52	3	2,73	3,17	2,55	2,3	2,5
USA	2,28	1,93	2	1,81	1,82	1,01	1,3	2,2
Uzbekistan	2,48	4,50	6	3,35	2,61	ok. 5	0,9	3,8
HEU*	3,97	3,95	3	2,73	3,17	4,10	2,1	
Uran zubożony	3,40	1,86	4	1,10				
Inne i nieokreślone	6,24	2,66	3	1,93	2,46	2,72	1,4	3,6

* Uran wysoko wzbogacony (ang. *High Enriched Uranium*); możliwe źródło pochodzenia – sektor militarny,

** Udział Południowej Afryki (RPA) w dostawach uranu w 2013 r. wynosił tylko 0,1%.

Dostawy wraz z wydobyciem własnym w UE wyniosły w 2013 r. 17 023 tU [11]. Liczba ta obejmuje import z Rosji, który dotyczy praktycznie uranu zawartego w gotowym paliwie do reaktorów rosyjskiej konstrukcji (WWER), działających w nowych państwach członkowskich UE. Kierunki geopolityczne dostaw uranu dla użytkowników w UE były następujące:

43,1% - WNP (Kazachstan 21,2%, Rosja 18,1% i Uzbekistan 3,8%)

20,7% - Ameryka Północna (Kanada 18,5% i USA 2,2%)

18,1% - Afryka (Niger 13,1%, Namibia i RPA 4,3%, oraz Malawi 0,7%)

11,8% - Australia

2,5% - Unia Europejska

Zakłady konwersji

W tabeli 6 przedstawiono aktualnie działające na świecie zakłady konwersji koncentratu uranowego do postaci UF₆ będącej etapem cyklu paliwowego reaktorów lekkowodnych. Usługi w tym zakresie świadczą obecnie na światowym rynku tylko firmy posiadające swoje zakłady we Francji, Kanadzie, Rosji i USA. Zakład w UK został zamknięty w sierpniu 2014 r. ponieważ firma **Cameco** postanowiła, wobec zbyt małych zamówień, ograniczyć te usługi do terytorium Kanady.

Tabela 6. Zakłady konwersji koncentratu uranu do postaci UF₆ na świecie. Źródło: WNA [12].

Kraj	Firma i lokalizacja zakładu	Zdolności produkcyjne, ton uranu/rok	Stopień wykorzystania w 2013 r. (w przybliżeniu)
Brazylia	IPEN	40	70%
Chiny	CNNC, Lanzhou	3 650 (?)	nieznany
Francja	Comurhex (Areva), zakłady Malvesi (UF ₄) & Tricastin (UF ₆)	15 000	70%
Kanada	Cameco – Port Hope	12 500	70%
Rosja	JSC Enrichment & Conversion Co (Atomenergoprom), Irkutsk & Seversk	25 000*	55%
UK	Cameco/NDA Springfields – Springfields	Zamknięty 08.2014 r.	83%
USA	Converdyn - Metropolis	15 000	70%
Razem		71 190*	

* - Rzeczywiste zdolności Rosji w zakresie świadczenia usług konwersji ocenia się na 15 000 tU/rok, zatem całkowite nadające się do wykorzystania zdolności wynoszą prawdopodobnie około 67 000 tU/rok.

Zdolności produkcyjne większości zakładów konwersji koncentratu uranowego do postaci UF₆ są wykorzystywane w ok. 70%. Ogółem są one obecnie większe o blisko 15% od zapotrzebowania energetyki jądrowej na uran (ok. 62 000 ton). Gdyby działały reaktory w Japonii, wówczas ta nadwyżka byłaby minimalna. Część źródeł wtórnych wykorzystywanych dla pokrycia zapotrzebowania na uran naturalny eliminuje również potrzebę konwersji (inaczej mówiąc zawiera ekwiwalent konwersji). Mimo to jednak po 2017 r. potrzebne będzie pełne wykorzystanie, a następnie zwiększenie zdolności produkcyjnych zakładów konwersji w drodze budowy nowych instalacji produkcyjnych. Działania w tym kierunku podjęto już np. w Kazachstanie, gdzie planuje się uruchomienie w 2020 r. zdolności produkcyjnych na poziomie 12 000 tU/rok. Ma to być wspólne przedsięwzięcie firm **Kazatomprom** i **Cameco**.

Nie należy wątpić, że wzrost zapotrzebowania na usługi konwersji spowoduje adekwatną reakcję przemysłu.

Wzbogacanie izotopowe uranu

Dostęp do usług wzbogacania izotopowego, podobnie jak pewność dostaw uranu, ma kluczowe znaczenie dla bezpieczeństwa zapewnienia paliwa do elektrowni jądrowych. Obecnie technologie wzbogacania są wykorzystywane w skali przemysłowej w 12 krajach świata, z których sześć ma na swoim terytorium zakłady świadczące światowe usługi na zasadach komercyjnych. Są nimi Rosja, cztery kraje Unii Europejskiej (Francja, Holandia, Niemcy i UK) oraz USA. Dla zaspokojenia własnych potrzeb mniejsze lub większe zakłady wzbogacania wybudowały i eksploatują Brazylia, Chiny, Indie, Iran, Japonia i Pakistan. Wszystkie te kraje stosują już tylko technologię wirówkową. Wzbogacanie uranu prowadzi także Argentyna, która po-

siada niewielki zakład wzbogacania dyfuzyjnego, przywrócony do eksploatacji w 2010 r. i zaspokajający wyłącznie potrzeby własnej energetyki jądrowej.

Pomimo iż wzbogacanie izotopowe prowadzone jest w wielu krajach, to odpowiednie usługi są aktualnie oferowane na światowym rynku tylko przez trzy wielkie firmy: francuską **AREVA NC**, europejską **URENCO** i rosyjską **TVEL**, które jak pokazano w **tabeli 7**, posiadają swoje zakłady w 6 krajach. Amerykańska firma **USEC**, dostarczająca w minionych latach usługi wzbogacania, wyłączyła w latach 2012 – 2013 nieo-
płatne zakłady dyfuzyjne w Piketon i Paducah, po czym w 2014 r. przestała istnieć. Jej kontynuatorką jest firma **Centrus Energy Corporation (CEC)**, która może zaistnieć na rynku usług wzbogacania dopiero po wybudowaniu nowoczesnego zakładu wirówkowego w Piketon.

Tabela 7. Przemysł wzbogacania izotopowego uranu na świecie z zastosowaniem technologii wirówkowej.
Źródło: WNA "Uranium Enrichment", January 2015 [13].

Kraj	Firma i zakład	Zdolności produkcyjne, tSWU/rok		
		2013	2015 r.	2020 r.
Francja	AREVA, George Besse II	5 500	7 000	8 200
Niemcy,	URENCO, Gronau			
Holandia,	URENCO, Almelo	14 200	14 200	15 700
UK	URENCO, Capenhurst			
Japonia	JNFL, Rokkaasho	1 050 (od połowy 2014 r.)	1 050	1 500
	CEC*, ACP Piketon (Ohio)	0	?	3 800
	URENCO LES, Eunice (NM)	3 500	5 700	5 700
USA	AREVA NC, Idaho Falls,	0	1 500	3 300 ?
	Eagle Rock (Idaho)			
	Global Laser Enrichment (GLE), Wilmington**	0	1 000 ?	3 000 ?
Rosja	TVEL/TENEX: Angarsk, Novouralsk, Zelenogorsk, Seversk	26 000	30 000	37 000
Chiny	CNNC, Hanzhun & Lanzhou	2 200	3 000	8 000
Inne (Brazylia, Indie, Iran)	Różne	75	500	1 000 ?
Łącznie		51 550	65 900 ?	87 200 ?
Zapotrzebowanie***		49 154	51 425	59 939

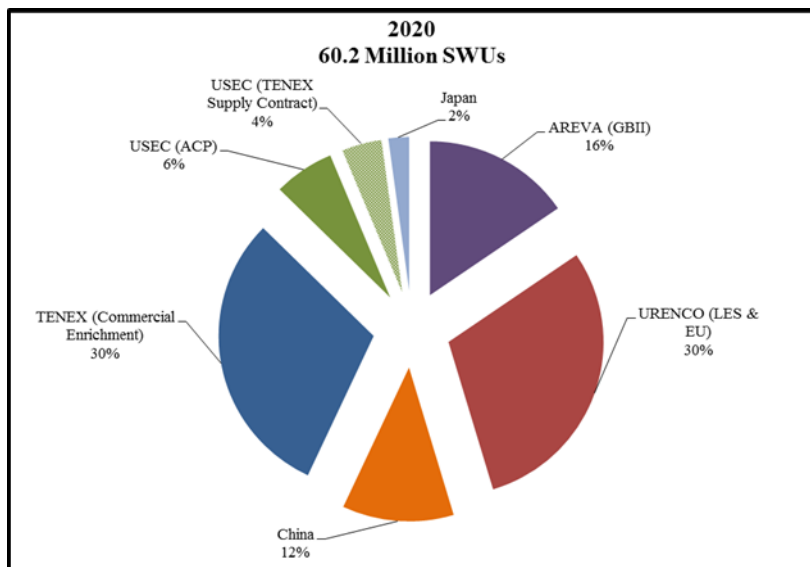
- * - Po 30 września 2014 r., w następstwie procesu upadłościowego, firma **USEC** została zamieniona na **Centrus Energy Corporation (CEC)**
- ** - W lipcu 2014 r. pojawiła się informacja, że firma **GLE** rezygnuje z planów budowy zakładu w Wilmington.
- *** - wg. scenariusza referencyjnego WNA

Zakład George Besse II we Francji należy do spółki **Société d'Enrichissement du Tricastin (SET)**, której głównym udziałowcem jest **AREVA** (90%). W przypadku zakładów **URENCO** w UK i Holandii głównym udziałowcem jest państwo, zaś w Niemczech należą one do firm energetycznych **E.ON** i **RWE**. **URENCO** w USA jest firmą europejską. Zakłady firmy **AREVA** w USA należą wyłącznie do niej, zaś **GLE** jest spółką, której udziałowcy mają siedzibę w USA (51%), Kanadzie (24%) i Japonii (25%), zaś **CEC** jest firmą powstałą z końcem września 2014 r. w następstwie upadłości firmy **USEC**. W innych krajach wzbogacanie izotopowe jest wyłącznie w rękach państwa. Np. zakłady wzbogacania w Rosji należą do firmy **TVEL**, wchodzącej w skład państwowego koncernu **Rosatom**.

Wyłączenie zakładów dyfuzyjnych w USA spowodowało obniżenie nominalnych zdolności wzbogacania o 18 700 tSWU. Praktyczny ich ubytek był jednak mniejszy ponieważ i tak nie były one w pełni wykorzystywane ze względów ekonomicznych. Przy aktualnie wykorzystywanych mocach w energetyce jądrowej, oraz dzięki wykorzystaniu różnych źródeł wtórnych zapewniających ekwiwalent uranu naturalnego, pomimo dokonanych wyłączeń w USA istnieją w skali światowej nadal duże nadwyżki zdolności produkcyjnych w zakresie wzbogacania uranu. Jednak z biegiem lat i wzrostem zapotrzebowania nadwyżki te będą się zmniejszały, o ile nie zostaną wybudowane nowe zakłady wzbogacania. Plany ich wybudowania w USA miały firmy **AREVA**, **GLE**, **URENCO** i **CEC**. Firma **GLE**, która zamierzała wybudować zakład wzbogacania laserowego w Wilmington, na razie zrezygnowała ze swoich planów w tym zakresie. O ile np. w przypadku zakładów wzbogacania działających w Unii Europejskiej uruchomienie nowych zdolności rozdzielania jest możliwe w drodze rozbudowy istniejących zakładów firm **AREVA** i **URENCO**, to w USA możliwa jest roz-

budowa jedynie zakładów **URENCO**, natomiast w przypadku innych firm konieczna jest budowa całkowicie nowych obiektów. Obecnie nie wiadomo kiedy i jakie decyzje w sprawie takich inwestycji w USA mogą zostać podjęte, ale firma **CEC** kontynuuje rozpoczęte przez **USEC** sprawdzanie w próbnej eksploatacji opracowanych w USA ultrawirówek w zakładzie ACP w Piketon.

Na rys.8 przedstawiono możliwy względny udział globalnych firm w pokryciu światowego zapotrzebowania na usługi wzbogacania w 2020 r. Założono, że zakład ACP w Piketon firmy **CEC** (na rysunku użyto jeszcze nazwy poprzedniej - **USEC**) zostanie do tego czasu uruchomiony.



Rys. 8. Firmy lub kraje i ich możliwy udział w pokryciu zapotrzebowania na usługi wzbogacania izotopowego w 2020 r. Wykres uwzględnia dostawy rosyjskie do USA w ramach umowy „Transitional Supply Agreement (TSA)”. Zapotrzebowanie o wielkości 60,2 mln SWU określono na podstawie referencyjnej prognozy WNA z 2011 r. po obniżeniu jej o 10% z powodu następstw katastrofy w Fukushima. Źródło: raport NERA [14]

Dostęp nowych firm do technologii wzbogacania izotopowego jest ograniczony ze względu na międzynarodowe regulacje w ramach NPT. Z tego względu obecnie działające firmy zachodnie i rosyjska mogą mieć konkurencję jedynie ze strony firmy chińskiej.

Wytwarzanie paliwa

W rozdziale tym poświęcono uwagę wytwarzaniu świeżego uranowego paliwa tlenkowego (UOX) do reaktorów lekkowodnych. Wytwarzane jest także, zaliczane do źródeł wtórnych, paliwo mieszane MOX, które zawiera pluton pochodzący z przerobu wypalonego paliwa. Jego udział w ogólnym bilansie paliwowym energetyki jądrowej jest jednak niewielki (praktycznie dostarcza go jeden zakład we Francji o zdolnościach produkcyjnych 195 tHM/rok). Dopóki ceny uranu nie wzrosną na tyle, by recykling plutonu stał się opłacalny, sytuacja ta nie ulegnie znaczącej zmianie. Paliwo MOX może się jednak pojawić w USA pod koniec obecnej dekady, jeżeli zostanie uruchomiony budowany obecnie zakład mający wykorzystywać pluton pochodzenia militarnego.

Światowe moce produkcyjne w zakresie wytwarzania paliwa UOX do reaktorów lekkowodnych przedstawia tabela 8. Nie wykazano w niej jeszcze zakładu spółki **AREVA-Mitshubishi Nuclear Fuel JV**, który miałby zostać uruchomiony w 2015 r. i wytwarzać paliwo do reaktorów APWR. Tabela 8. Producenci paliwa do reaktorów lekkowodnych. Źródło: WNA [15].

Kraj	Producent (firma)	Lokalizacja	Zdolności produkcyjne tLEU/rok		
			Re-konwersja	Produkcja pastylek	Wytwarzanie gotowego paliwa
Brazylia	INB	Resende	160	160	240
Chiny	CNNC	Yibin	400	400	450
		Baotou	200	200	200
Francja	AREVA NP.-FBFC	Romans	1 800	1 400	1 400
Hiszpania	GNF ENUSA (GENUSA)	Juzbado	0	500	500
Indie	DAE Nuclear Fuel	Hyderabad	48	48	48
	Comp lex				
	NFI (PWR)	Kumatori	0	360	284
Japonia	NFI (BWR)	Tokai-Mura	0	250	250
	Mitsubishi Nuclear Fuel	Tokai-Mura	450	440	440
	Global NF-J (GNF-J)	Kurihama	0	750	750
Niemcy	AREVA NP.-ANF	Lingen	800	650	650
Kazachstan	Ulba	Ust- Kamenogorsk	2000	2000	0
Korea Płd.	KNFC	Daejeon	700	700	500
	TVEL-MSZ*	Elektrostal	1450	1200	1200
Rosja	TVEL-NCCP	Novosibirsk	250	200	400
Szwecja	Westinghouse AB	Västeras	600	600	600
UK	Westinghouse**	Springfields	950	600	860
	AREVA Inc	Richland	1200	1200	1200
USA	Global NF-A (GNF-A)	Wilmington	1200	1000	1000
	Westinghouse	Columbia	1500	1500	1500
Razem			13908	14618	12972

* obejmuje. 220 tU dla reaktorów RBMK; ** obejmuje ok. 200 tU dla reaktorów AGR

Obecnie średnie zapotrzebowanie na paliwo do wszystkich reaktorów lekkowodnych na świecie jest na poziomie ok. 7 000 tLEU/rok i do 2020 r. może wzrosnąć do 9 500 tLEU/rok [15]. Porównanie wskazanych wyżej liczb ze światowymi zdolnościami produkcyjnymi podanymi w tabeli 8 świadczy o istnieniu znacznej nadwyżki zdolności produkcyjnych w stosunku do potrzeb w zakresie wytwarzania gotowego paliwa. Nie należy się także obawiać niedoborów tych zdolności także w przyszłości.

Jak wynika z tabeli 8, w przypadku reaktorów lekkowodnych (BWR i PWR wraz z rosyjskim odpowiednikiem WWER), w które są wyposażone prawie wszystkie elektrownie na świecie paliwo do nich wytwarzają głównie trzy wielkie firmy świata zachodniego, AREVA (paliwo do reaktorów PWR i BWR), Global Nuclear Fuels (tylko BWR) i Westinghouse (PWR i BWR), posiadające zakłady produkcyjne w kilku krajach, oraz jedna rosyjska – TVEL należąca do koncernu Rosatom. Firmy zachodnie działają na ogół w ramach spółek. Na przykład Global Nuclear Fuels (GNF), jest spółką joint venture firm General Electric (GE), Hitachi oraz Toshiba i posiada dwa oddziały różniące się strukturą: GNF-J w Japonii oraz GNF-A w USA. Z kolei GENU-SA jest spółką większościową należącą do firmy GNF i hiszpańskiej ENUSA. Jądrowa część firmy Westinghouse została kilka lat temu przejęta przez firmę Toshiba, a w powstałej spółce 10% udziałów zakupiła Kazatomprom. Natomiast sama Westinghouse posiada 52% w Nuclear Fuel Industries (NFI), a pozostała część udziałów w NFI należy po równo do firm Sumitomo i Furukawa.

Rynek odbiorców jest praktycznie podzielony pomiędzy wskazane wyżej firmy, ale z zachowaniem możliwości wyboru firmy konkurencyjnej, przynajmniej jeśli chodzi o użytkowników w krajach zachodnich. Na potrzeby reaktorów tylko we własnych krajach paliwo wytwarzają Chiny, Indie, Korea Południowa i Brazylia, przy czym firma koreańska KNFC, oferująca na świecie swoje reaktory PWR, ostatnio oferuje także wytwarzanie paliwa do nich. Pojawiły się informacje o zamiarach chińskiej firmy CNNC oferowania swoich usług w zakresie wytwarzania paliwa do reaktorów konstrukcji rosyjskiej i francuskiej. Z kolei Kazatomprom ogłosiła, że planuje wybudowanie zakładu wytwarzającego gotowe paliwo jądrowe o zdolnościach 1 200 tLEU/rok, przy czym produkcja ma być przeznaczona głównie na rynek chiński. Głównym elementem konkurencji między poszczególnymi firmami oferującymi usługi w zakresie wytwarzania paliwa reaktorowego jest technologia, od której w znacznej mierze zależy bezpieczeństwo oraz możliwości zwiększenia głębokości wypalenia, co dotyczy paliwa do reaktorów najnowszej generacji.

Oceny i wnioski

Uruchamianie nowego reaktora wiąże się z odpowiedzialnością dostawcy technologii za jego bezpieczną eksploatację. Ponieważ jakość paliwa reaktorowego ma istotne znaczenie dla bezpieczeństwa pracy reaktora to najlepiej jest jeżeli dostawca technologii reaktorowej jest także dostawcą paliwa przynajmniej na pierwszy załadunek i kilka kolejnych przeładunków. W międzyczasie można wybrać dostawców na lata późniejsze, stosując już zasadę ich dywersyfikacji na kolejnych etapach cyklu paliwowego. Można oczekiwać, że taka strategia zostanie przyjęta przez polskiego inwestora.

Nie ma obawy, by kiedykolwiek zabrakło surowca paliwowego, tj. uranu lub jego ekwiwalentu, do planowanych w Polsce reaktorów jądrowych. Jakkolwiek będzie on musiał pochodzić z importu, to zawsze będzie istniała jego podaż z bezpiecznych kierunków, regulowana przez mechanizmy rynkowe i udział źródeł wtórnych. Na pewnym etapie pojawi się na rynku uran pochodzący ze źródeł niekonwencjonalnych.

W chwili obecnej światowy potencjał wytwórczy w zakresie konwersji, wzbogacania izotopowego oraz wytwarzania gotowego paliwa (wraz z re-konwersją) do reaktorów lekkowodnych znacznie przewyższa potrzeby. W miarę wzrostu mocy elektrowni jądrowych na świecie, a w związku z tym także zapotrzebowania na te usługi, po roku 2020 istniejące i uruchamiane obecnie moce produkcyjne okażą się niewystarczające. Wykorzystanie niektórych źródeł wtórnych może łagodzić zapotrzebowanie na usługi konwersji i wzbogacania, ale praktycznie nie będzie to dotyczyło wytwarzania gotowego paliwa. Jednak wybudowanie no-

wych zakładów cyklu paliwowego, gdy pojawią się oznaki zaistnienia niedoborów zdolności produkcyjnych, wymaga mniej czasu niż wybudowanie reaktora. Spodziewane zapotrzebowanie rynku na usługi cyklu paliwowego będzie zawsze czynnikiem stymulującym zwiększanie tych zdolności.

Pewne ograniczenia mogą mieć miejsce w przypadku wzbogacania izotopowego uranu, bowiem budowa niezbędnych do tego instalacji w innych krajach niż te, które już takowe posiadają, jest praktycznie niemożliwa ze względu na międzynarodowe zobowiązania antyproliferyacyjne. Odpowiednie technologie są jednak w posiadaniu wystarczającej liczby państw, by konkurencja była zapewniona także w tych usługach. Nowe zakłady wzbogacania będą z pewnością budowane w USA i Chinach.

Literatura

- 1 - T. Smakowski, S. Wołkowicz, J.B. Miecznik „Możliwe źródła zaopatrzenia w paliwo potencjalnych elektrowni jądrowych w Polsce”, *Zeszyty Naukowe Instytutu Gospodarki Surowcami Naturalnymi i Energią Polskiej Akademii Nauk*, nr 85, rok 2013
- 2 - OECD/NEA – IAEA „Uranium 2011: Resources, Production and Demand”
- 3 - OECD/NEA – IAEA „Uranium 2014: Resources, Production and Demand”
- 4 - WNA, *The Nuclear Fuel Cycle*, October 2014
- 5 - Andrzej Solecki, Wojciech Śliwiński, Irena Wojciechowska, Dagmara Tchórz-Trzeciakiewicz, Piotr Syrczyński, Marzena Sadowska, Bartosz Makowski, *Ocena możliwości występowania mineralizacji uranowej w Polsce na podstawie wyników prac geologiczno poszukiwawczych*, *Przegląd Geologiczny*, vol.59, nr 2, 2011 r.
- 6 - WNA „World Uranium Mining Production”, July 2014
- 7 - WNA *Market Report* 2013
- 8 - NUKEM „Market Presentation: Uranium, Conversion, SWU”, March 2014
- 9 - WNA „Uranium from Mine to Mill”, 2013
- 10 - Euratom Supply Agency (ESA): *raporty roczne za lata 2006 – 2013*
- 11 - ESA *Annual Report* 2013
- 12 - WNA „Conversion & Deconversion”, October 2014
- 13 - WNA „Uranium Enrichment”, January 2015
- 14 - NERA „ACP & World Enrichment Market”, September 2013
- 15 - WNA „Nuclear Fuel Fabrication”, September 2014

Inne artykuły autora o podobnej tematyce

- I - Jacek Kaniewski „Bezpieczeństwo dostaw paliwa dla elektrowni jądrowych w Unii Europejskiej”. *Postępy Techniki Jądrowej*, Vol 51, Z.2, Warszawa 2008 r.
- II - Jacek T. Kaniewski „Czy może zabraknąć uranu dla energetyki jądrowej?” *Kwartalnik internetowy EKOATOM*, nr 7, 2013 r.
- III - Jacek T. Kaniewski „Znaczenie kontynentu afrykańskiego z punktu widzenia dostaw uranu dla rozwijającej się energetyki jądrowej”. *Kwartalnik internetowy EKOATOM*, nr 13, 2014 r.



Lech Małecki

Długoterminowe przechwalniki wypalonego paliwa jądrowego

Streszczenie: Artykuł wykorzystuje zaktualizowane tezy referatu zaprezentowanego na organizowanej przez NCBJ XXI Konferencji Naukowo-Technicznej 24-27czerwca 2014 r. w Zakopanem, wykorzystanego w Projekcie Badawczym „Technologie wspierające rozwój bezpiecznej energetyki jądrowej” zadanie nr 5 „Analiza możliwości i kryteriów udziału polskiego przemysłu w rozwoju energetyki jądrowej” etap 3. Prezentuje wyniki analiz publikacji poświęconych długoterminowemu przechowywaniu wypalonego paliwa jądrowego. Wypalone paliwo w długim okresie jest przechowywane w przechwalnikach mokrych oraz suchych. Większość państw Unii Europejskiej jeszcze nie zdecydowała o końcowej fazie cyklu paliwowego (obróbka chemiczna czy składowanie bezpośrednie). Proponowanym dla nich, w tym dla Polski, rozwiązaniem tego istotnego problemu jest długoterminowe przechowywanie. Prowadzone od wielu lat badania nad systemami suchego przechowywania wypalonego paliwa jądrowego i zebrane dane o zachowaniu się podstawowych ich elementów, środowiska i degradacji oraz oceny długoterminowego zachowania się materiałów konstrukcyjnych powinny stać się tematami prac badawczych i wdrożeniowych w Polsce.

Abstract: This paper presents the results of a review of publicly available literature on research completed to date related to long-term storage of spent nuclear fuel (SNF). Used nuclear fuel has been stored safely in SNF storage facilities: water basins (wet) or dry systems. The majority of EU countries not yet decided upon the back-end of nuclear fuel cycle (reprocessing or direct disposal). Long-term SNF storage is the present solution for these countries, even for Poland. Investigation of the dry storage systems and gather basic fuel behaviour assessment, data on dry storage environment and storage system elements degradation as well as evaluate long-term behaviour materials shall subject of future research and implementation issues.

Przechwalnik wypalonego paliwa jądrowego jest w polskim Prawie atomowym definiowany jako obiekt jądrowy przeznaczony do bezpiecznego, stabilnego i chronionego przechowywania tego paliwa po jego wyładunku z reaktora lub basenu przy reaktorze, a przed przekazaniem do przerobu lub składowania w charakterze odpadu promieniotwórczego. Paliwem jądrowym w energetycznych reaktorach jądrowych używanych do wytwarzania energii elektrycznej jest związek chemiczny zawierający określone ilości izotopu rozszczepialnego pierwiastka - najczęściej uranu o liczbie atomowej 235 (U-235). Izotop ten umieszcza się w specjalnej koszulce, wypełnia helem i zamyka. Określa się ją jako pręt (element) paliwowy. Kilkadziesiąt prętów paliwowych, wraz z prętami regulacyjnymi, tworzy zestaw (kasetę) paliwowy. Umieszcza się je w reaktorze jądrowym, gdzie zachodzi samopodtrzymująca się reakcja łańcuchowa rozszczepienia jąder atomowych i wydzielają się duże ilości ciepła znajdującego zastosowanie do wytworzenia energii elektrycznej. W miarę upływu czasu, w rdzeniu reaktora wzrasta ilość produktów rozszczepienia do poziomu, który uniemożliwia zachodzenie reakcji łańcuchowej z odpowiednią wydajnością. Proces ten jest okre-

ślany jako „wypalenie” paliwa jądrowego, w rezultacie którego, po osiągnięciu projektowych wartości, paliwo musi ulec wymianie. Wypalone pręty paliwowe, usuwane trwale z rdzenia reaktora, są niezwykle silnie promieniotwórcze. Składa się na to aktywność kilkudziesięciu produktów rozpadu powstałych po rozszczepieniach promieniotwórczych. Przez bardzo długi okres czasu od wyjęcia z reaktora jądrowego, wydzielają one duże ilości ciepła i promieniowania jonizującego zagrażając środowisku. Dlatego muszą być odpowiednio zabezpieczone we wspomnianych wyżej przechowalnikach wypalonego paliwa jądrowego.

Problem długotrwałego (od 40 do 120 lat) przechowywania wypalonego paliwa wynika z potrzeb składowania lub reprocessingu (obróbki chemicznej mającej na celu wyodrębnienie izotopów plutonu i uranu i wykorzystanie ich do produkcji paliwa tlenkowego MOX). Mówi o tym studium z 2011 r. opracowane na Massachusetts Institute of Technology (MIT). Głównymi przesłankami są relatywnie niska efektywność recyklingu wypalonego paliwa i znaczne koszty inwestycyjne i finansowe oraz koszty społeczne jego reprocessingu i składowania, w połączeniu z szansami na lepsze wykorzystanie potencjału energetycznego wypalonego paliwa jądrowego. Koszt wyprodukowania świeżego paliwa jądrowego jest istotnie niższy od kosztu wytworzenia paliwa zrecykliowanego. Coraz wyraźniej widać szansę wzrostu wykorzystania potencjału energetycznego wypalonego paliwa z obecnych kilku do nawet stu procent i więcej, w efekcie komercyjnego wykorzystania reaktorów na neutronach prędkich.

MIT w powyższym studium zaproponował nowe podejście do problemu modelu cyklu paliwowego - zależnie do scenariusza rozwoju energetyki jądrowej, z zastosowaniem reaktorów prędkich, odpowiedniej technologii przechowywania wypalonego paliwa i oceną efektów technicznych (w tym bezpieczeństwa jądrowego), ekonomicznych i nieproliferacyjnych. Scenariusze rocznego tempa rozwoju amerykańskiej energetyki jądrowej przyjęto jako: pesymistyczny 1%, średni 2,5% i optymistyczny 4, a modele cykli paliwowych reaktorów lekkowodnych LWR (PWR i BWR): 1) aktualnie najbardziej rozpowszechniony otwarty (once-through), 2) częściowo otwarty z recyklingiem uranu i plutonu i bezpośrednim składowaniem zrecykliowanego wypalonego paliwa (partially open) i 3) zamknięty z zastosowaniem reaktorów prędkich wykorzystujących wypalone paliwo jądrowe do LWR i mniejsze aktywnowce podlegające reprocessingowi (two-through closed).

Analizy modeli cykli paliwowych przeprowadzone przez MIT wskazały, dla określonego scenariusza, podstawowe zadania reaktorów na neutronach prędkich w zakresie gospodarki wypalonym paliwem jądrowym: dla pesymistycznego - unieszkodliwianie mniejszych aktywnowców przy współczynniku konwersji reaktorów prędkich (conversion ratio) 0,75, dla średniego - prowadzenie zrównoważonej gospodarki wypalonym paliwem przy współczynniku konwersji reaktorów prędkich 1,0 i dla optymistycznego - rozszerzenie dostępności i wielkości zasobów paliwa jądrowego przy współczynniku powielania/konwersji reaktorów prędkich na poziomie 1,23.

Studium MIT podkreśla, że czas przejścia od jednego modelu cyklu paliwowego do innego wyniesie 50-100 lat, taki też jest horyzont czasowy długoterminowego przechowywania wypalonego paliwa jądrowego. Nie mogąc określić jaki scenariusza rozwoju energetyki jądrowej w tak długim horyzoncie czasowym, nie jest możliwe dokonanie racjonalnego wyboru odpowiedniego modelu cyklu paliwowego. Jednak i w tych warunkach głębokie składowanie długożyciowych składowych wypalonego paliwa będzie konieczne, choć jego zakres ilościowy ulegnie zmniejszeniu, tak jak i koszty długoterminowego przechowywania, co w ostatecznym rezultacie korzystnie wpłynie na poziom cen energii elektrycznej wytwarzanej ze źródeł jądrowych.

Dokument European Utility Requirement zawiera wymagania europejskiego przemysłu jądrowego, określa hierarchię przepisów, wymagań i norm dla energetyki jądrowej. Każde państwo jest suwerenne w zakresie nadzoru działalności związanej z pokojowym wykorzystaniem energii jądrowej, ale korzysta z międzynarodowych wymagań i standardów bezpieczeństwa. Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) określa: podstawowe zasady - Safety Fundamentals, wymagania - Safety Requirements SR i wytyczne -

Safety Guides SG; od 2010 r. - ogólne wymagania - General Safety Requirements GSR i ogólne wytyczne - General Safety Guides GSG, specjalistyczne wymagania - Specific Safety Requirements SSR i specjalistyczne wytyczne - Specific Safety Guides SSG - w obszarach: obiektów jądrowych - Nuclear Safety NS, działalności ze źródłami promieniowania jonizującego - Radiation Safety RS, transportu materiałów i substancji promieniotwórczych - Transport Safety TS i postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym - Waste Safety WS.

Dyrektywa Rady 2011/71/Euratom z 19 lipca 2011 r. ustanawiająca ramy wspólnotowe w zakresie odpowiedzialnego i bezpiecznego gospodarowania wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi (Dz.U. UE z 2.08.2011 L 199/48) ma zapewnić ochronę ludzi i środowiska pod względem ochrony radiologicznej w warunkach normalnych i sytuacjach zdarzeń radiacyjnych; w szczególności zabezpieczając wypalone paliwo przed rozproszeniem lub uwolnieniem. Opakowania wypalonego paliwa mają być dostosowane m. in. do planowanego okresu przechowywania i dalszego postępowania z nim, a materiał, z których je wytworzono - nie może wchodzić w reakcje chemiczne z medium. Wypalone paliwo, po okresie schładzania w basenie przy reaktorze, ma być przechowywane w przechowalniku mokrym (w środowisku wodnym) lub suchym (w środowisku gazu obojętnego), w warunkach zapewniających nieprzekroczenie na powierzchni wypalonego elementu paliwowego temperatury dopuszczalnej dla danego rodzaju paliwa jądrowego oraz zapobiegających wystąpieniu samopodtrzymującej się reakcji rozszczepienia (zachowania podkrytyczności). Zapewnia się ten stan poprzez utrzymanie właściwej odległości między elementami siatek koszy z drutów stalowych z domieszką boru na elementy paliwowe i absorbery neutronów. Odpowiednia lokalizacja, projektowanie, budowa i likwidacja obiektów jądrowych tego typu stanowi dopełnienie starań o zachowanie ich bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Przepisy ustawy z 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe (tekst jednolity Dz.U. z 2012 r., nr 164, poz. 908) i art. 1 ustawy z 4 kwietnia 2014 r. w sprawie zmiany ustawy - Prawo atomowe oraz niektórych innych ustaw (dostępne 4 września 2014 r.) - regulują zagadnienia przechowywania wypalonego paliwa jądrowego w naszym kraju. Warunki przechowywania wypalonego paliwa jądrowego określa rozdział 4 rozporządzenia Rady Ministrów z 2 grudnia 2002 r. w sprawie odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa jądrowego (Dz. U. nr 230, poz. 1925). M. in. zawiera wymagania wobec dokumentacji przekazywanej wraz z wypalonym paliwem jądrowym (charakterystyki i dokumentację konstrukcyjną paliwa jądrowego, specyfikację zawartości początkowej wszystkich izotopów rozszczepialnych, numery identyfikacyjne prętów i zestawów paliwowych, informacje odnośnie przebiegu eksploatacji paliwa - w szczególności maksymalnej mocy cieplnej generowanej przez pręt paliwowy podczas napromieniowania, potencjał ciepła powyłładowego oraz daty załadunku i wyładunku paliwa z rdzenia reaktora, informacje dotyczące warunków przechowywania wypalonego paliwa w basenie przy reaktorze, w szczególności parametry fizykochemiczne wody oraz dane o uszkodzeniach koszulek wypalonych prętów paliwowych). Określa też zakres inspekcji przechowalnika w zależności od typu przechowalnika itp.

Rozporządzenie Rady Ministrów z 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego (Dz.U. z 20 września 2012 r., poz. 121) ma zagwarantować sprawność systemom przechowywania. Obiekty jądrowe i elementy systemów przechowywania i transportu wypalonego paliwa jądrowego powinny być zaprojektowane tak, by zapobiec powstaniu krytyczności za pomocą środków i procesów fizycznych - szczególnie geometrycznie bezpiecznej konfiguracji, tak, by przy przechowywaniu paliwa jądrowego o maksymalnej przewidzianej w projekcie zawartości materiałów rozszczepialnych:

a) w obiektach i elementach wyposażenia obiektu jądrowego służących do przechowywania wypalonego paliwa oraz w elementach wyposażenia tego obiektu do przemieszczania tego paliwa, w których nie zakłada się wykorzystania wody zawierającej absorber neutronów - efektywny współczynnik mnożenia neutronów podczas zakładanych w projekcie obiektu sytuacji awaryjnych, wyłączając zalanie wodą niezawierającą

cą absorbera neutronów - nie przekraczał wartości 0,95,

b) w obiektach i elementach wyposażenia obiektu jądrowego służących do przechowywania paliwa jądrowego oraz w elementach wyposażenia do przemieszczania paliwa napromieniowanego, w których zakłada się wykorzystanie wody zawierającej absorber neutronów, efektywny współczynnik mnożenia neutronów nie przekraczał 0,95 przy zalaniu wodą zawierającą absorber neutronów, a wartość 0,98 - w razie awaryjnego zalania wodą nie zawierającą absorbera neutronów.

Przechowalniki powinny umożliwiać odbiór ciepła od paliwa jądrowego w stanach eksploatacyjnych i awaryjnych, kontrolę wypalonego paliwa, okresowe kontrole i próby elementów wyposażenia istotnych dla bezpieczeństwa jądrowego, zapobiec nieumyślnemu upuszczeniu paliwa podczas jego przemieszczania i niedopuszczalnym naprężeniom w elementach lub zestawach paliwowych podczas tych operacji, umożliwić bezpieczne przechowywanie uszkodzonych lub podejrzanych o uszkodzenie zestawów paliwowych, zapewnić ochronę przed promieniowaniem jonizującym, kontrolować stężenie rozpuszczalnych absorberów dla zapewnienia bezpieczeństwa w zakresie podkrytyczności, ułatwić naprawy i likwidację oraz dezaktywację miejsc i elementów wyposażenia do przemieszczania lub przechowywania paliwa jądrowego, zapewnić identyfikację poszczególnych zestawów paliwowych i możliwość wdrożenia procedur eksploatacyjnych oraz systemu ewidencji i kontroli w celu zapobieżenia utracie paliwa jądrowego.

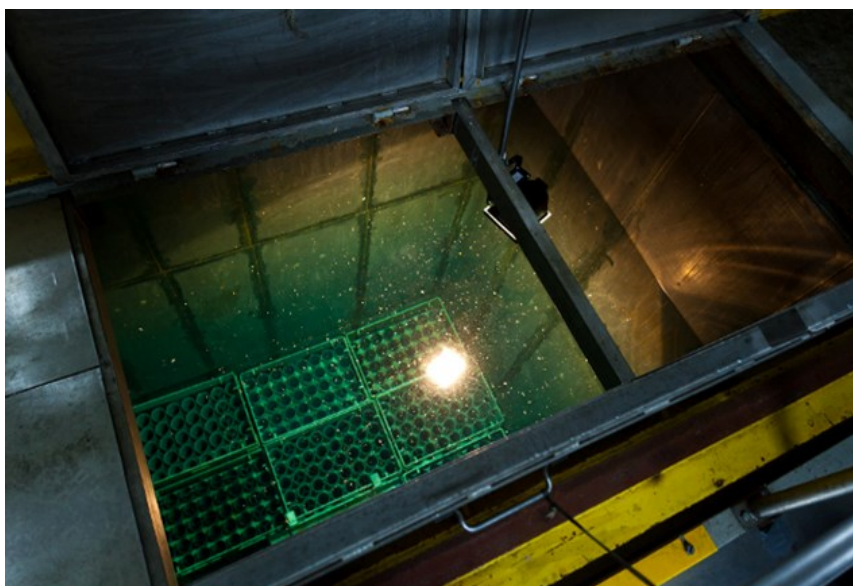
Mokre i suche przechowalniki stosowane do długotrwałego przechowywania wypalonego paliwa według MAEA mają ostrzejsze wymagania. Najważniejszym jest zapobieżenie i przeciwdziałanie niekorzystnym zmianom elementów systemu szczelności przechowalników - w szczególności negatywnym skutkom degradacji wypalonego paliwa i materiałów konstrukcyjnych elementów ich przechowalników: procesów chemicznych, radiologicznych i wywołwanego tym nadciśnienia, powstawania materiałów palnych i katalizatorów korozji, korozji metali i niemetalu itp. Dla zapobieżenia negatywnym skutkom degradacji zalecane jest prowadzenie dokumentacji wypalonego paliwa i określanie wymogów następnych faz cyklu paliwowego oraz opracowywanie stosownych procedur. I tak - opakowania do transportu zestawów paliwowych powinny spełniać funkcje bezpieczeństwa jądrowego i radiologicznego w warunkach normalnych i awaryjnych. Lokalizacja przechowalników i ich budowa musi uwzględniać planowany okres eksploatacji dla tych warunków oraz ich późniejszą likwidację. Koncepcja „obrony w głąb” powinna odpowiednio kształtować konstrukcję i funkcje oraz obsługę przechowalników, by zapobiec awariom jądrowym i ograniczyć ich skutki. Przechowalnik wypalonego paliwa ma być zaprojektowany z uwzględnieniem strukturalnych i mechanicznych aspektów jego eksploatacji, w dostosowaniu do właściwości wypalonego paliwa, parametrów pojemników i cech technologii przechowywania, prowadzonych ocen systemu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej przechowalników i transportu i ich infrastruktury. Muszą być przy tym wzięte pod uwagę procesy zachodzące w wypalonym paliwie w długim okresie czasu - w tym wydzielanie się ciepła i jego potencjalne skutki w odniesieniu do metali: korozja, zmęczenie cieplno-mechaniczne materiałów (w tym pękanie i wynikające z niego odkształcenia plastyczne i uszkodzenia), zewnętrzne i wewnętrzne naprężenia, mikropęknięcia i mikroszczeliny, w przypadku betonów - kruchość, pękanie dynamiczne, ciągliwe i międzykrystaliczne, w przypadku polimerów - kruchość, łamliwość itd., w przypadku aluminium i miedzi - utlenianie, kruchość itd. Zaleca się stosowanie odpowiednich środków zapewnienia podkrytyczności. Wymagane są całościowe niezależne systemy przechowywania wypalonego paliwa, wraz z infrastrukturą transportową i dozymetryczną, z uwzględnieniem potrzeb remontowych, inspekcjonowania i bezpiecznego postępowania w warunkach awaryjnych, jak też likwidacji obiektu. Rozpoczęcie eksploatacji przechowalnika musi poprzedzić pozytywna opinia dozoru jądrowego i udzielenie zezwolenia na eksploatację z zaznaczeniem zgodności zastosowanych rozwiązań z obowiązującym prawem i warunkami zezwolenia. Eksploatacja winna być ściśle dokumentowana w zakresie parametrów (właściwości) paliwa jądrowego, jak i np. koszty na zestawy paliwowe, uszkodzeń zestawów paliwowych, wymogów podkrytyczności, planowanych operacji transportowych paliwa i możliwych zakłóceń (awarii suwnic i dźwigów, pojemników transportowych, braku zasilania w energię elektryczną, wodę itp., wybuchu gazów, pożaru, ekstremalnych warun-

ków pogodowych i innych zjawisk - w tym trzęsienia ziemi, tornado, tsunami itd.) oraz adekwatne plany awaryjne i remontowe. Konieczne jest określenie granicznych wartości dla podkrytyczności, ochrony radiologicznej, odprowadzania ciepła powyłączeniowego i korygowania właściwości wody w celu zapobieżenia procesom korozyjnym.

Ogólnie rzecz biorąc, działania profilaktyczne i reaktywne powinny umożliwić kontrolę nad procesami degradacji elementów długoterminowego (raczej suchego) przechowywania wypalonego paliwa jądrowego, w tym przede wszystkim materiałów konstrukcyjnych przechovalników i pojemników transportowych, systemu certyfikacji elementów szczelności, absorberów neutronów i metod monitorowania tych procesów.

Narodowe Centrum Badań Jądrowych w Świerku dysponuje doświadczeniami z ponad czterdziestoletniego okresu przechowywania wypalonego paliwa jądrowego pochodzącego z reaktorów badawczych EWA i MARIA w trzech basenach wodnych (patrz ryc. 1). Odległości pomiędzy drutami separatorów/koszy na ele-

menty paliwowe utrzymywane są na poziomie zapewniającym podkrytyczność. Woda ma zasadowość w granicach pH od 5,5 do 6,5 i przewodność $2 \mu\text{S}/\text{cm}$. Osłona biologiczna przed promieniowaniem γ ma co najmniej 1,5 m słupa wody. Prowadzona jest kontrola dozymetryczna basenów i personelu, uwolnień gazów i aerozoli oraz przecieków do wód gruntowych. Wypalone paliwo w basenie jest badane metodą wizualnej oceny stanu powierzchni przy użyciu kamer pod wodą, w powietrzu i w komorze demontażowej reaktora oraz metodą badania próbek wody dla oceny prędkości wydzielania się produktów rozszczepienia z wody sipping test. Prowadzony jest proces



Ryc. 1 Basen wodny z wypalonym paliwem jądrowym w NCBJ (źródło: NCBJ)

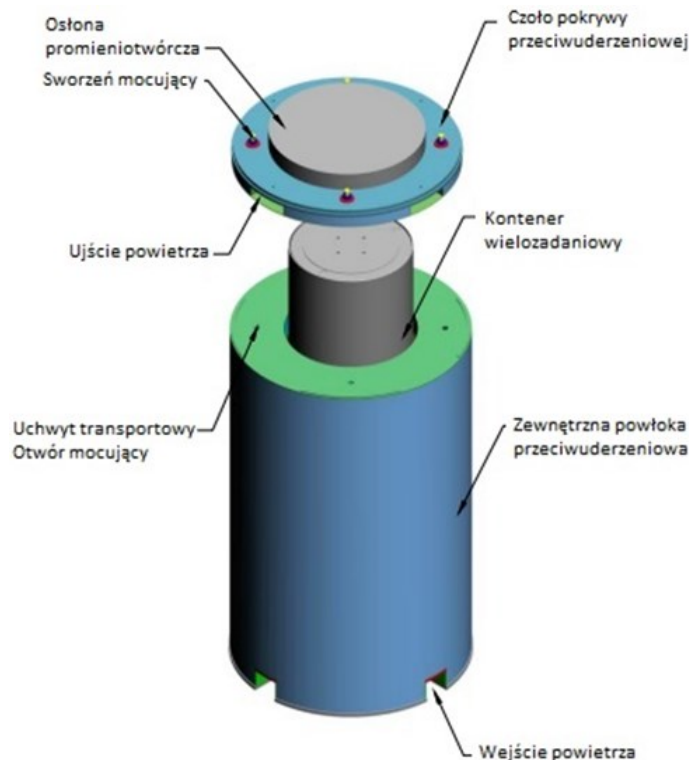
ces zabezpieczania koszulek wypalonych elementów przed degradacją i przygotowanie do przechowywania w przechovalniku suchym. Konfekcjonowanie wypalonego paliwa polega na umieszczaniu kaset paliwowych w szczelnych kapsułach wypełnionych helem.

Realizacja Programu Polskiej Energetyki Jądrowej wymaga skorzystania nie tylko z dorobku krajowego przechowywania (szczególnie długotrwałego) wypalonego paliwa, lecz także państw zaawansowanych w energetyce jądrowej. Raport MAEA z 2011 r. opiera się na badaniach przemysłów jądrowych 25 z 27 państw unijnych (w tym 14 „atomowych”) - według stanu na koniec 2007 r. Państwa te wytworzyły 214,9 tys. m³ odpadów promieniotwórczych, z tego 44,6 tys. m³ stanowiło wypalone paliwo jądrowe (Francja 38%, Wielka Brytania 15%, Niemcy 13%, Szwecja 7%, Hiszpania 7%, Belgia 4%, Rumunia i Bułgaria po 3% i reszta - 6 krajów - po mniej niż 2%). Zdecydowana jego większość pochodzi z energetycznych reaktorów lekkowodnych: dwie trzecie z PWR i ok. jedna piąta z BWR. Większość podlega przechowywaniu. Czynne przechovalniki wypalonego paliwa jądrowego są zlokalizowane w 45 miejscach; na koniec 2007 r. - spośród 36 - 19 było suchymi, a 17 mokrymi (basenami wodnymi). 31 przechovalników zlokalizowanych było poza reaktorami energetycznymi (na zewnątrz elektrowni jądrowych), z tego 5 w Niemczech, po 4 w Czechach i Rumunii, po 3 w Belgii, Bułgarii i Włoszech, po 2 w Finlandii i Wielkiej Brytanii i po 1 w Holandii, Francji, Litwie, Słowacji i Szwecji. Połowa państw unijnych dysponuje trwałymi składowiskami wysokoaktywnych odpadów promieniotwórczych, w tym Finlandia - finalnym głębokim (Szwecja planuje jego ukończenie ok. 2020 r.). W 6 państwach unijnych zbudowano 8 podziemnych laboratoriów badawczych, przeważnie z myślą przekształcenia ich w odległej przyszłości w finalne składowiska głębokie dla wysokoak-

tywnych odpadów promieniotwórczych. W praktyce, państwa unijne, należące do EWEA Euratom, kontynuują powiększanie zdolności przechowawczych wypalonego paliwa jądrowego. 10 na 14 państw unijnych, niezależnie od przyczyn, wszczęło prace nad długoterminowym przechowywaniem wypalonego paliwa.

W grudniu 2012 r., opublikowano raport z II etapu badań Spent Fuel Performance Assessment and Research SPAR-II (2003-2011), trwających od 1997 r. pod auspicjami MAEA. Ich celem był rozwój wiedzy technicznej w zakresie długoterminowego przechowywania wypalonego paliwa poprzez ocenę istniejącego doświadczenia tych państw w tym zakresie, w szczególności odnośnie wypalonego paliwa i używanych materiałów konstrukcyjnych do mokrego i suchego przechowywania oraz przez monitoring programów związanych z przechowalnikami, zebranie danych i doświadczeń państw uczestniczących. Wzięła w nich udział Unia Europejska, jak również indywidualnie 11 krajów: USA, Kanada, Korea, Japonia, Francja, Niemcy, Hiszpania, Węgry, Słowacja i obserwatorzy: Szwecja i Wielka Brytania. Polska niestety nie brała udziału w SPAR-II i następnych fazach projektu.

Zasadnicze wyniki i wnioski raportu SPAR-II są następujące. Wypalone paliwo jądrowe przechowywane jest w wymienionych wyżej 11 państwach w technologii mokrej przy reaktorze jądrowym oraz - coraz częściej - poza nim, przy czym gros przechowalników mokrych osiągnęło maksimum swych zdolności przechowawczych. Stwierdzono w tym ostatnim kontekście szybki rozwój technologii suchego przechowywania wypalonego paliwa w związku z potrzebami wynikającymi z zastosowań nowych typów paliw jądrowych i pogłębienia stopnia wypalenia, nowoczesnych materiałów konstrukcyjnych na przechowalniki oraz z tendencji do istotnego wydłużenia planowanego okresu eksploatacji przechowalników (ponad sto lat). Według raportu, ponad półwieczne doświadczenia z nadal dominującymi ilościowo przechowalnikami mokrymi, dały podstawę sformułowania pozytywnej oceny poziomu ich bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, zresztą podobnie jak i ponad dwudziestopięcioletnie doświadczenia z suchymi przechowalnikami. Jednak tylko w zakresie suchych przechowalników podkreślono szczególnie duży postęp co do ich



Ryc. 2 Schemat typowego suchego przechowalnika wypalonego paliwa jądrowego (źródło: www.nwtrb.gov/reports/ed_execsumm.pdf - dostępne 8 lipca 2014 r.)

liczby i typów, wzrostu udziału w ilości przechowywanego wypalonego paliwa ogółem, dobre warunki odprowadzania ciepła powyłączeniowego i lepszą jakość stosowanych osłon przed promieniowaniem jonizującym w nowych metalowych kontenerach czy betonowych pojemnikach zbiorczych, skuteczniejszymi absorberami neutronów i lepszymi separatorami/koszami na zestawy paliwowe.

Problematyka mechanizmów degradacji w przechowywaniu mokrym i suchym obejmuje zagadnienia składników kaset (zestawów) paliwowych i czynników wpływających na degradację wypalonego paliwa podczas jego przechowywania i przemieszczania - w szczególności koszulek paliwowych oraz przemieszczania wypalonego paliwa z przechowalnika mokrego do suchego i na odwrót, jak też przechowalników. Zachowanie strukturalnej integralności zestawów paliwowych wymaga przewidzenia trudności i niebezpieczeństw wiążących się z ich przemieszczaniem, jak i utrzymania geometrii prętów paliwowych dla minimalizacji zróżnicowania reaktywności paliwa.

Mechanizmy degradacji w odniesieniu do najbardziej rozpowszechnionego paliwa do reaktorów LWR sprowadzają się podczas mokrego przechowywania do korozji zestawów/koszulek elementów paliwowych: po-

wierzchniowej - Aqueous Corrosion, wżerowej - Pitting, galwanicznej - Galvanic, mikrobiologicznej - Microbiological oraz wodorowej - Hydriding. Przeciwdziała się temu głównie polepszając właściwości wody, wdrażając systemy monitorowania geometrii zestawów/prętów paliwowych, detekcji uszkodzonych i ich konfekcjonowania.

Długotrwałe suche przechowywanie wypalonego paliwa (ryc. 2) jest związane z następującymi potencjalnymi mechanizmami degradacji integralności wypalonego paliwa LWR: utlenianie - Air Oxidation, pękanie materiału pod wpływem zmian temperatur i korozji - Thermal Creep lub pod wpływem równoczesnego działania sił rozciągania i środowiska korozyjnego - Stress Corrosion Cracking albo zwłocznego pękania materiałów pod wpływem rozrastania się jonów wodorotlenowych gromadzących się w mikroszczelinach i mikropustkach - Delayed Hydrogen Cracking, szczególnie istotnego dla długotrwałego przechowywania reorientacji struktur jego elementów zapewniających szczelność - gromadzenia się jonów wodorotlenowych - prowadzące do uszkodzeń (występuje też podczas transportu i awarii czy trzęsienia ziemi itp.) - Hydride Re-orientation, migracji wodoru z miejsc o wyższej do miejsc o niższej temperaturze - Hydrogen Migration and Re-distribution i oddziaływania wodoru powstającego w procesach radiolizy wody - Hydrogen from Radiolysis.

Korozja (szerzej degradacja) dotyczy nie tylko metali, ale i niemetalu, w tym betonów, polimerów, absorberów neutronowych, koszy i regałów na zestawy paliwowe w przechowalnikach. Zastosowanie odpowiednich materiałów elementów systemu przechowywania wypalonego paliwa jądrowego, ochrony katodowej i protektorowej, powłok niemetalicznych i metalicznych, dyfuzyjnego ulepszania powierzchni metali i inhibitorów korozji oraz właściwe procedury przechowywania - zapewnią bezpieczeństwo, jak i sprawny transport wypalonego paliwa.

Po czasowym (interim) przechowaniu wypalonego paliwa z LWR, zmagazynowanego w basenie wodnym przy reaktorze, przenoszone jest ono do mokrego lub częściowo suchego przechowalnika zewnętrznego poza reaktorem. Nie stwierdzono w takich przypadkach specjalnych zagrożeń. Kłopot sprawia przenoszenie wypalonego paliwa jądrowego z suchego do mokrego przechowalnika, co wiąże się ze skutkami jego gwałtownego schłodzenia w wodzie basenu przechowawczego.

W ekspertyzie NCBJ dla Zespołu Krajowego Planu przy Ministerstwie Gospodarki, zamieszczono przykłady nowoczesnych przechowalników wypalonego paliwa jądrowego - mokrych i suchych. Wskazano przechowalnik mokry wykorzystywany od ponad 20 lat obiekt we francuskiej La Hague o maksymalnej pojemności 14 tys. tHM w 4 połączonych basenach. Składa się z podwodnej jednostki rozładunkowej wypalonego paliwa z basenem o pojemności 2 tys. tHM, basenu C - 3 tys. tHM, basenu D - 3,6 tys. tHM - połączonego z suchą jednostką rozładunkową i basenu E - 4,9 tys. tHM. Jako zabezpieczenie podkrytyczności lokuje się kasety paliwowe w separatorach z drutów stalowych z domieszką boru i aluminium.

W trakcie mojego pobytu w Elektrowni Jądrowej we Flammanville, poinformowano mnie, że nowy francuski reaktor wodnociśnieniowy EPR, w okresie jego planowanej 60-letniej eksploatacji, wytworzy 3400 sztuk zestawów z wypalonym paliwem jądrowym, tym niemniej proponowany do jego obsługi przechowalnik posiada 4600 takich gniazd i możliwe jest jeszcze jego dalsze powiększenie. Pokazywano mi kontener do transportu 12 kaset paliwowych z basenu przy reaktorze do basenu zewnętrznego. Basen ten posiada instalację do oczyszczania wody, utrzymywania pH na poziomie 6,2 i przewodności poniżej 2 μ S/cm, osłonę biologiczną, odsysanie pływających zanieczyszczeń, instalację odbioru ciepła powyłączeniowego o mocy 1 MWt (nagromadzone wypalone paliwo z całego okresu eksploatacji reaktora emituje ciepło o mocy 800 kWt), aparaturę do automatycznych zdalnych analiz, przy pomocy ultradźwięków, stanu wszystkich koszulek prętów paliwowych jednocześnie i system dozymetryczny obiektu, jak i indywidualne dozymetry personelu. Brałem udział w próbach odporności przechowalnika w wyniku zderzenia z lokomotywą spaliniową (ryc. 3).

Ze względu na niższe koszty inwestycji i eksploatacji, najbardziej obiecującym kierunkiem rozwoju długo-



Ryc. 3 Test na odporność przechowalnika suchego na zderzenie z lokomotywą
(źródło: <http://www.sandia.gov/recordsmgmt/ctbm1.html> - dostępne 9 maja 2014 r.)

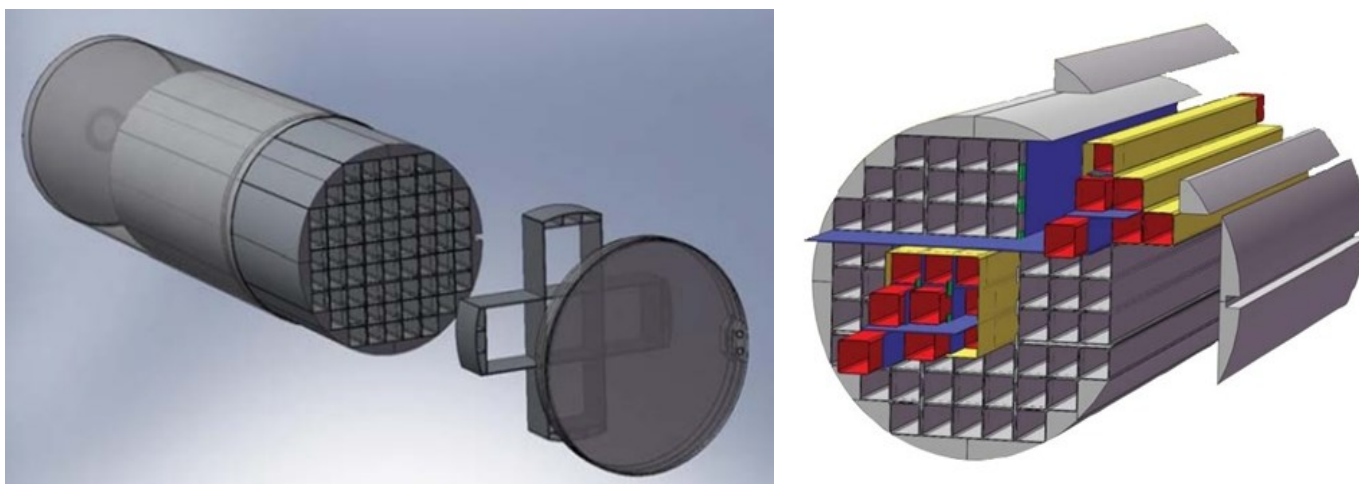
terminowych technologii przechowywania wypalonego paliwa jądrowego są suche przechowalniki - lepiej zapobiegające procesom degradacji tego paliwa i elementów systemu zachowania jego szczelności. Suchy przechowalnik wypalonego paliwa to szczelny pojemnik wypełniony gazem neutralnym (najczęściej helem ze względu na jego dużą przewodność cieplną), w którym są przechowywane kasety z wypalonym paliwem jądrowym. Pojemnik ten umieszczany jest w betonowej osłonie przed promieniowaniem jonizującym i ewentualnym atakiem terrory-

stycznym itp. Ciepło powyłączeniowe odbierane jest z niego przez otoczenie drogą konwekcji naturalnej lub wymuszonej. Maksymalna dopuszczalna, czyli graniczna - temperatura w pojemniku nie może przekraczać 400 0C. Stosowane są suche przechowalniki z pionową lub poziomą pozycją kontenerów wypalonego paliwa. Są wyposażone w urządzenia do załadunku wypalonego paliwa jądrowego do pojemnika w osłonie wodnej. Po załadunku, pojemnik jest uszczelniany i zaspawany lub zamknięty zakręcaną pokrywą ze specjalnymi śrubami. Po usunięciu z niego wody, przeprowadza się suszenie paliwa, a potem wypompowuje powietrze. Dzięki wytwarzającemu się ciepłu powyłączeniowemu, woda zaabsorbowana przez paliwo odparowuje. Wtedy pojemnik napęla się gazem neutralnym przy niewielkim nadciśnieniu. Pojemnik z zawartością umieszczany jest w osłonie biologicznej, przewożony i wkładany do betonowego cylindra.

Podwójnego zastosowania nowoczesne metalowe pojemniki-kontenery do długotrwałego suchego przechowywania wypalonego paliwa jądrowego i zarazem transportu są używane w Szwajcarii, Belgii, Niemczech, Hiszpanii, Japonii i USA. Stalowe naczynie zapewnia osłonę przed promieniowaniem γ , zaś zewnętrzna warstwa żywicy - przed neutronami. Kontenery te tworzą np. rodzinę 270 sztuk TN®24 Family. Cechuje je stosowanie niezależnych pasywnych systemów odbioru ciepła powyłączeniowego. Masywne naczynie, chroniące przed neutronami, zbudowane jest z kilku warstw stali i zawiera aluminiowy płaszcz odprowadzający ciepło na zewnątrz oraz kosz na zestawy paliwowe. Możliwe jest wyjęcie przechowywanych elementów. Monitoring daje podstawę ocen efektywności każdej z barier inżynierskich. Zainstalowano amortyzatory przeciwwstrząsowe. Na rok 2015 planuje się oddanie dwóch wersji tych przechowalników - dla PWR - o pojemności od 24 do 37 zestawów paliwowych o stopniu wypalenia 65 GWd/MTU i maksymalnym wzbogaceniu do 5% uranu-235 oraz dla BWR - o pojemności od 52 do 68 zestawów paliwowych o stopniu wypalenia 70 GWd/MTU i takim jak wyżej stopniu wzbogacenia.

System długotrwałego suchego poziomego przechowywania NUHOMS® zapewnia odpowiednią szczelność przechowalników, osłonę przed promieniowaniem jonizującym, kontrolę podkrytyczności i pasywny układ odprowadzania ciepła - niezależny od innych składowych obiektu. W USA funkcjonuje ponad pięćset tego typu systemów zlokalizowanych w osiemnastu niezależnych miejscach zwanych ISFS. Ich eksploatacja zapewnia relatywnie niższe koszty eksploatacji, uproszczoną konstrukcję, krótszy czas załadunku/wyładunku i odporność na zamachy terrorystyczne - w tym np. choćby na uderzenie bardzo ciężkiego obiektu. W wyniku procesów modernizacji powstał najnowszy egzemplarz NUHOMS®69BTH DSC i

system NUHOMS®TN NOVA. Służą do długotrwałego przechowywania sześćdziesięciu dziewięciu wypalonych zestawów paliwowych BWR w pozycji wertykalnej - ze zwiększoną odpornością na trzęsienia ziemi itp. katastrofy naturalne (ryc. 4).



Ryc. 4 Długoterminowy suchy przechowalnik wypalonego paliwa z BWR typu NUHOMS®69BTH DSC i jego przekrój poprzeczny (źródło: www.nwtrb.gov/reports/ed_execsumm.pdf - dostępne 8 maja 2014 r.)

Szczegółowe zadania badawcze problemów długotrwałego przechowywania wypalonego paliwa w warunkach polskich powinny być następujące:

I. W zakresie materiałów konstrukcyjnych elementów systemu szczelności przechowalnika:

- *Bolts Corrosion and Thermooxidation of the Sealing System* - zagrożenie korozją nakrętek i śrub pojemnika oraz pierścieni uszczelniających ze stali kutej
- *Polymeric of Dual Purposes Casks of the Coatings* - pojemniki podwójnego zastosowania (do przechowywania i transportu) z metalizowanymi polimerami
- *The Neutron Shielding Materials* – neutronowe materiały osłonne
- *Atmosphere and Chlorine Induced Stress Corrosion Cracking* - pękanie elementów systemu przechowywania wypalonego paliwa pod wpływem korozji wywołanej czynnikami atmosferycznymi i związkami chloru
- *Poison Materials of the Neutron Shielding: Irradiation, Thermal Oxidation, Hydrogen Abstraction, Chain Scissions, Crosslinking, Diffusivity, Solubility, Criticality* - zatrucie materiałów osłonowych pod wpływem napromieniowania, utlenienia pod wpływem ciepła, wydzielania się wodoru, polimeryzacji łańcuchowej i krzyżowej, przenikania i dyfuzji oraz krytyczności
- *Welded Canister System in Behaviour: Marine and Corrosion Environment, Salt, Clay, and Granite* - degradacja przechowalników spawanych w środowisku morskim i korozyjnym, w solach i skałach: granitowych i ilastych
- *Modelling Corrosion and Stress Corrosion Cracking* - modelowanie procesów korozyjnych i pękania pod wpływem sił rozciągających
- *Mitigation Techniques, Coatings, Weld Durability* - metody zapobiegania korozji, przeciwdziałania degradacji polimerów i wzmacniania odporności spawów
- *Concrete Degradation* - procesy degradacji betonów
- *Chemical, Carbonation, Corrosion of Steel Degradation* - procesy degradacji stali węglowych i nierdzewnych pod wpływem środowiska chemicznego i nawęglania oraz korozji - szczególnie stali kutej
- *Coupled Mechanism* - mechanizm oddziaływania poszczególnych warstw materiałowych między sobą
- *Dry-out and Thermal Degradation of Material Mechanical Properties* - degradacja właściwości mechanicznych materiałów pod wpływem wysokich temperatur i suszenia powietrzem powstałym w wyniku oddziaływania ciepła powyłęczeniowego.

Dla przygotowania warunków do długotrwałego przechowywania wypalonego paliwa podejmuje się różnorakie badania. Stan wiedzy w przodujących państwach w tym zakresie i podejmowane kierunki dalszych badań przedstawia poniższa tabela.

Tabela Nr 1. Procesy degradacji elementów systemu szczelności przechowalnika podczas długotrwałego przechowywania wypalonego paliwa jądrowego w warunkach normalnych i awaryjnych (transportowych), aktualny stan wiedzy i kierunki badań w tym zakresie

Warunki funkcjonowania systemu szczelności przechowywania	Procesy degradacji elementów systemu szczelności przechowalników	Stan wiedzy o przyczynach i mechanizmach degradacji elementów systemów szczelności przechowywania	Zadania badawcze w zakresie badań problemów długoterminowego przechowywania wypalonego paliwa jądrowego
Normalne	Pękanie koszulki elementu paliwowego (koszulki paliwowej) Cladding Creep	Pękanie materiału przechowalnika pod wpływem wysokich temperatur	Testowanie odporności na pękanie nowych materiałów konstrukcyjnych elementów systemu szczelności przechowalnika, w tym w szczególności pękania koszulki elementu paliwowego
	Zwłoczne pękanie koszulki paliwowej pod wpływem rozrastania się jonów wodorotlenowych gromadzących się w mikroszczelinach i mikropustkach Delayed Hydride Cracking	Zwłoczne pękanie materiału przechowalnika pod wpływem wysokiej temperatury	Modelowanie procesów gromadzenia się jonów wodorotlenowych i zwłocznego pękania
	Pękanie koszulki paliwowej w środowisku korozyjnym pod działaniem sił rozciągających Stress Corrosion Cracking	Pękanie materiału przechowalnika w wyniku oddziaływania korozji i temperatur	Modelowanie procesów pękania pod wpływem działania sił rozciągających oraz odporności materiałów konstrukcyjnych w przypadkach stosowania inhibitorów korozji
	Kruchość wodorowa koszulki paliwowej i materiałów konstrukcyjnych przechowalnika Hydrogen Effect Reduction of Ductility	Wpływ wyższego stopnia wypalenia paliwa jądrowego na kruchość wodorową materiału przechowalnika	Testy na zależność kruchości wodorowej od stopnia wypalenia paliwa jądrowego
	Ograniczenie plastyczności materiałów konstrukcyjnych przechowalnika pod wpływem wysokiej temperatury Hydrogen Effect Shift In the Ductility Brittle Transition Temperature	Wpływ wyższego stopnia wypalenia paliwa jądrowego na plastyczność materiału przechowalnika	Testy na zależność plastyczności od temperatury i stopnia wypalenia paliwa jądrowego
	Rozrywanie koszulki paliwowej pod wpływem rozrostu kryształów w strukturze materiału i wynikającego stąd wzrostu ciśnienia wewnątrz krystalicznego Rod Pressure the Building Pellet Swelling	Wpływ wyższego stopnia wypalenia paliwa jądrowego na procesy rozrywania materiału przechowalnika	Modelowanie rozrostu kryształów w strukturze materiału w zależności od stopnia wypalenia paliwa jądrowego
	Usuwanie uszkodzeń wywołanych promieniowaniem jonizującym Irradiation Damage Recovery	Wpływ wyższego stopnia wypalenia paliwa jądrowego na uszkodzenia materiału przechowalnika wywołane napromieniowaniem	Modelowanie i testowanie uszkodzeń materiału wywołanych promieniowaniem jonizującym w zależności od stopnia wypalenia paliwa jądrowego
Awaryjne lub katastrofalne albo transportowe	Oddziaływanie warunków awaryjnych - np. trzęsienia ziemi itp. warunków atmosferycznych, zamachów itd. oraz drgań, wstrząsów, przeciążeń mechanicznych itp. podczas transportu	Testy i analizy wpływu warunków awaryjnych i „stressów” transportowych na elementy systemu szczelności przechowalnika	Analizy wpływu awarii i katastrof naturalnych i „stressów” transportowych na elementy systemu szczelności przechowalnika

Źródło: Opracowanie własne na podstawie M. Kazimi i E. J. Moniz (współred.), The Future of the Nuclear Cycle. An Interdisciplinary MIT Study 2011, s.49-50, 84-85, 133; Spent Fuel Performance Assessment and Research. Final Report of Coordinated Research Project (SPAR-II), IAEA, Vienna 2012, s. 115-116; Seventh Situation Report on Radioactive Waste and Spent Fuel Management in the European Union, Commission Staff Working Paper SEC (2011) 1007 final, Brussels, 23 August 2011, s. 6,11, tabela 63-64.

II. W zakresie elementów/zestawów paliwowych:

- *Creep of Spent Nuclear Fuel Cladding (Zr-Alloys)* - pękanie powierzchni cyrkonowych koszulek paliwowych pod wpływem temperatur ok. 300-400 °C
- *Risk of Spallation During the Cladding Oxidation* - ryzyko spallacji (emisja nuklidów pod wpływem bombardowania protonami o dużej energii (rzędu setek keV) ciężkich jąder atomowych, w wyniku czego zmniejsza się ich masa atomowa) w procesie utleniania koszulek paliwowych
- *Method of Monitoring to Detect and Correct Oxide Layer Thickness* - metody monitorowania, identyfikacji i korygowania grubości utlenionej koszulki paliwowej
- *Delayed Hydride Platelets Cracking* - zwłoczne pękanie cyrkonowych koszulek paliwowych pod wpływem gromadzących się na powierzchni jonów wodorowych w temperaturze do 160 °C
- *Uptake and Precipitation Decreases the Ductility of the Embrittlements Hydrogen Effects* - pojawianie się i powiększanie tempa zachodzenia procesów kruchości wodorowej (spadku plastyczności) cyrkonowej koszulki paliwowej
- *Effects of He generation* - skutki wydzielania się helu (przenikania przez powłoki przechowalników)
- *LWR Fuel Integrity Project* - projekt badań w zakresie integralności paliwa jądrowego dla reaktorów lekkowodnych (o stopniu wypalenia powyżej 50 GWdni/tU).

Długoterminowe przechowywanie wypalonego paliwa jądrowego, szacowanego na 6-7 tys. tU w okresie planowanej 60-letniej eksploatacji dwóch polskich elektrowni jądrowych o mocy elektrycznej 6 GWe - jak to pokazuje doświadczenie krajów zaawansowanych - daje możliwość obniżki nie tylko kosztów ich eksploatacji.

¹ M. Kazimi (współred.) i E. J. Moniz (współred.), *The Future of the Nuclear Cycle. An Interdisciplinary Massachusetts Institute of Technology MIT Study* 2011, s. 46.

² K. Samul, A. Strupczewski, G. Wrochna, *Małe reaktory modułowe SMR*, strona internetowa NCBJ dostępna 7 października 2014 r., s.6-7. (patrz także: IAEA'S Advanced Reactor Information System (ARIS))

³ Źródła: www-ns.iaea.org/standards ; www.wenra.org/extra.po - dostępne 4 września 2014 r.

⁴ *Storage of Spent Nuclear Fuel*, IAEA Safety Standards Series No. SSG-15, Vienna 2012, s. 27-28.

⁵ *Storage of Spent Nuclear Fuel...*, op. cit., s. 32; H. Issard, F. Nizeyimana, E. Cavaletti, J. Garcia, *Managing Degradation of Materials in Used Nuclear Fuel Dry Storage*, IAEA TM 45455 *Used Fuel Storage Option*, Vienna 2-4 July, 2013, s. 9.

⁶ E. Borek-Kruszewska, *Doświadczenie NCBJ w postępowaniu z wypalonym paliwem reaktorowym*, *Materiały Międzynarodowej Szkoły Energetyki Jądrowej* edycja V, Świerk grudzień 2013, s. 4;

⁷ *Seventh Situation Report on Radioactive Waste and Spent Fuel Management in the European Union*, Commission Staff Working Paper SEC (2011) 1007 final, Brussels, 23 August 2011, s. 6,11, tab. 63-64.

⁸ *Spent Fuel Performance Assessment and Research. Final Report of Coordinated Research Project (SPAR-II)*, IAEA, Vienna 2012, s. 115-116.

⁹ *Spent Fuel Performance...*, op. cit., s. 49-50.

¹⁰ *Evaluation of the Technical Basis for Extended Dry Storage and Transportation of Used Nuclear Fuel - Executive Summary*, US Nuclear Waste Technical Review Board, December 2010, s. 6

¹¹ *Spent Fuel Performance...*, op. cit., s. 60-62.

¹² *Spent Fuel Performance...*, op. cit., s. 75-76.

¹³ S. Chwaszczewski i zespół, *Gospodarowanie odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym z likwidacji obiektów jądrowych*, NCBJ, Warszawa 2012, s. 50-52; *The Future of the Nuclear Fuel Cycle*, Report MIT 2011, s. 45-46.

¹⁴ J. Garcia, *Meet the Challenges of Spent Fuel Interim Storage*, IAEA Vienna 31 May-4 June, 2010.

¹⁵ Patrz systemy przechowywania wypalonego paliwa jądrowego w USA (źródło: <http://cryptome.org/eyeball/isfsi/isfsi-eyeball.htm> dostępne 14 czerwca 2014 r.).

Dominującym motywem w dyskusjach o skutkach awarii w Fukushima jest strach. Przypomnijmy, że 11 marca 2011 roku nastąpiło w Japonii najsilniejsze notowane w historii tego kraju trzęsienie ziemi, a po nim największe tsunami. Te dwa kataklizmy zniszczyły całą prowincję, spowodowały przesunięcie wysp japońskich o 4 metry(!) i zabiły blisko 20 000 ludzi. Zniszczyły też wszelkie drogi, linie łączności i sieci energetyczne. Reaktory w Fukushima wytrzymały trzęsienie ziemi, ale zalane 15-metrową ścianą wody utraciły stojące obok reaktorów awaryjne generatory prądu i - pozbawione zasilania elektrycznego – uległy awarii. Mimo zniszczenia reaktorów, promieniowanie jądrowe spowodowane tą awarią nie zabiło nikogo, a raporty organizacji ONZ takich jak Światowa Organizacja Zdrowia i Komitet Naukowy ONZ ds. Skutków Promieniowania Atomowego UNSCEAR jednoznacznie stwierdzają, że nie ma i nie będzie wykrywalnych skutków zdrowotnych nawet w najbardziej narażonych na promieniowanie miejscowościach wokoło Fukushima.

Oznacza to, że reaktory poprzedniej generacji, projektowane 50 lat temu, pod wpływem największych możliwych katastrof naturalnych uległy wprawdzie awarii, ale nie spowodowały zgonów ludzi. W reaktorach III generacji jakie będziemy budowali w Polsce, środki bezpieczeństwa są dużo lepsze, bo zaprojektowane już po zamachach terrorystycznych 11 września 2001 roku. Są one w stanie wytrzymać i trzęsienie ziemi i tsunami bez zniszczenia reaktora. Co więcej, w Polsce oczywiście takie katastrofy nie są możliwe, więc obawy są niepotrzebne.

Władze japońskie starają się wyeliminować wszelkie zagrożenia radioaktywne. Działania te powodują znacznie większe szkody społeczne, niż możliwe skutki promieniowania. W szczególności ewakuacja ludzi z terenów, gdzie mogło nastąpić skażenie radioaktywne, spowodowała wiele szkód, nie tylko ekonomicznych, ale i zdrowotnych. Ludzie wysiedleni ze swoich domów w rejonie, który uległ kompletnemu zniszczeniu wskutek trzęsienia ziemi i tsunami, i przeniesieni do prowizorycznych pomieszczeń i namiotów, bez dowozu żywności i ogrzewania, bo cała prowincja była kompletnie zniszczona przez trzęsienie ziemi i tsunami, byli narażeni na zimno i wilgoć, a chorzy ewakuowani ze szpitali byli pozbawieni normalnej opieki medycznej. Strach przed promieniowaniem i niepewność jutra przyczyniały się do depresji psychicznej, prowadząc w krańcowych przypadkach do samobójstw, stanowiących istotny element kultury japońskiej.

Obserwatorzy z zewnątrz zwracają uwagę, że ewakuacja na tak wielką skalę była niepotrzebna, że dawki, jakie otrzymaliby ludzie pozostający na miejscu w swoich domach, byłyby podobne jak dawki otrzymywane w wielu rejonach świata, gdzie ludzie rodzą się, żyją i umierają bez uszczerbku na zdrowiu powodowanego podwyższonym promieniowaniem. Akcje rządu japońskiego były uzasadnione przepisami opartymi na założeniu, że każda dawka promieniowania może wywoływać ujemne efekty zdrowotne. Założenie to przyjęto w 1959 roku dla powstrzymania prób z bronią jądrową w atmosferze. Niestety, po wstrzymaniu prób strach przed promieniowaniem pozostał i do dzisiaj rzutuje na nasze nastawienie do energii jądrowej.

Przed miesiącem, 20 lutego 2015 r. międzynarodowe stowarzyszenie Naukowców dla Rzetelnej Informacji o Promieniowaniu SARI wystąpiło do amerykańskiego dozoru jądrowego US NRC z petycją o zmianę przepisów ochrony przed promieniowaniem. SARI żąda uwzględnienia pozytywnej roli promieniowania, które w małych dawkach powoduje uruchomienie procesów obronnych w naszym organizmie i przyczynia się do redukcji zachorowań na nowotwory. W uzasadnieniu swej petycji SARI przedstawia dziesiątki faktów i wyników analiz naukowych, od badań dużych populacji ludzkich i zwierzęcych poczynając, a na studiach reakcji wewnątrzkomórkowych skończywszy. Wśród dziesiątków badań populacji mieszkających w rejonach o podwyższonym tle promieniowania naturalnego w USA, w Finlandii, Francji, Brazylii, w Chinach, w Indiach itd. są też wyniki badań w Polsce, prowadzonych przez naukowców z Narodowego Centrum Badań Jądrowych, wskazujące, że i w rejonach o podwyższonym tle promieniowania i wśród pracowników narażonych zawodowo na promieniowanie zachorowalność na nowotwory jest mniejsza niż wśród ludności otrzymującej mniejsze dawki promieniowania. Jak mówiła Maria Skłodowska Curie: „Promieniowania nie trzeba się bać, trzeba je rozumieć.” Zrozumienie, że małe dawki promieniowania nie szkodzą, a mogą pomagać, ważne jest nie tylko dla Japończyków i mieszkańców w okolicach elektrowni jądrowych, ale i dla wszystkich poddających się zabiegom medycznym, przy których stosuje się promieniowanie. A że to promieniowanie jest ważnym narzędziem świadczy fakt, że sam reaktor MARIA w Świerku dostarcza co rok izotopy służące do badania i leczenia ponad miliona pacjentów rocznie na całym świecie. Akceptacja, że małe dawki promieniowania mogą wspomagać naturalne procesy obronne w naszym organizmie, otworzy nowe drogi badań w medycynie i stworzy nadzieję dla wielu tysięcy chorych, a ludziom w razie awarii reaktorowych usunie źródło niepotrzebnych obaw.

Przegląd typów detektorów promieniowania jonizującego

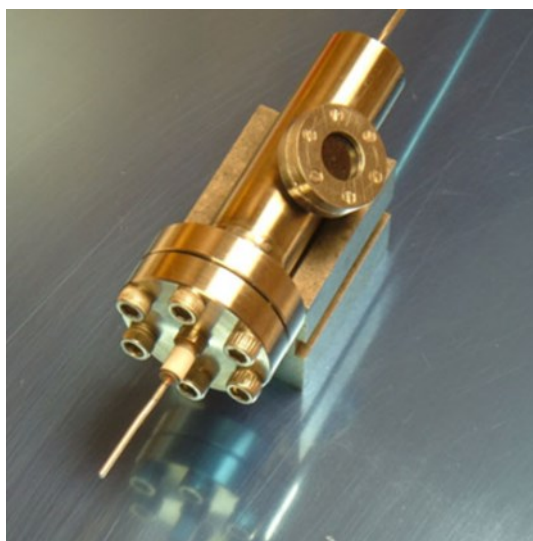
Licznik proporcjonalny

Daniel Jankowski — POLON ALFA

Abstract: Proportional counter belongs to a group of detectors which operation principle is based on the fact that charged particle crossing a gas medium deposit energy and create electron-ion pairs. In this work one provides a short description of proportional counter work mode and their different applications. In order to better understanding of proportional counter work mode one shows how gas-filled detector works taking into account Gas Ionization Curve.

The application and use of a proportional counter is described by an example of radiation portal monitor PM-703AGN produced by Polon Alfa.

Działanie komór gazowych w zakresie napięć, w którym występuje wzmocnienie gazowe, przy zachowaniu proporcjonalności między energią cząstki a wielkością jonizacji, dało podstawę do konstrukcji detektora o szerokim zastosowaniu. Taki detektor pracujący w trybie impulsowym nosi nazwę licznika proporcjonalnego. W odróżnieniu od komór jonizacyjnych, dających stosunkowo małe sygnały wyjściowe i wymagających



Rys. 1 Przykład zabudowanego licznika proporcjonalnego do detekcji prom. X.

kłopotliwego wzmacniacza prądu stałego, liczniki proporcjonalne pracują w układzie impulsowym, dzięki czemu proces obróbki sygnału z detektora jest znacznie łatwiejszy.



TROCHĘ HISTORII

Historycznie licznik proporcjonalny powstawał w tych samych czasach, co liczniki Geigera - Mullera i był rozwinięciem jego konstrukcji w innym kierunku. Licznik Geigera - Mullera bowiem, mimo swych olbrzymich zalet, posiada jedną, zasadniczą wadę - konieczność zgaszenia łuku wymaga sztucznego ograniczenia jego amplitudy. Zatem jedynie obecność łuku przynosi informację o tym, że przez licznik przeszedł kwant promieniowania gamma, natomiast amplituda już żadnej informacji o tymże kwancie nie niesie. Przypomnieć należy, że wówczas nie istniały detektory scyntylacyjne - są to przecież czasy dominacji komór pęcherzykowych, klisz i elektroskopów. Poszukiwano, zatem sposobu by pozyskać dodatkowe informacje. W ten sposób stworzono licznik proporcjonalny, który od licznika Geigera - Mullera różni się jedynie tym, że jego wzmacnienie jest zamiast rzędu dziesięć do dwudziestej, rzędu dziesięć do czwartej. Dzięki temu lawina elektronowa nie tworzy ciągłego łuku i nie zachodzi konieczność jego sztucznego ograniczania.

W przypadku licznika proporcjonalnego, istnieje możliwość pozyskania z amplitudy sygnału informacji o wielkości wytworzonej przez kwant gamma chmury elektronów.

Tak, więc liczniki proporcjonalne rozwijano przede wszystkim pod kątem zastosowania w spektrometrii promieniowania gamma. Rozwój ten trwał gdzieś tak do początku lat czterdziestych dwudziestego wieku. Później licznik proporcjonalny został w stu procentach wyparty przez detektory scyntylacyjne. Dzisiaj jedynym znanym autorowi zastosowaniem liczników proporcjonalnych jest pomiar promieniowania alfa i detekcja produktów reakcji jądrowych w detektorach neutronów.

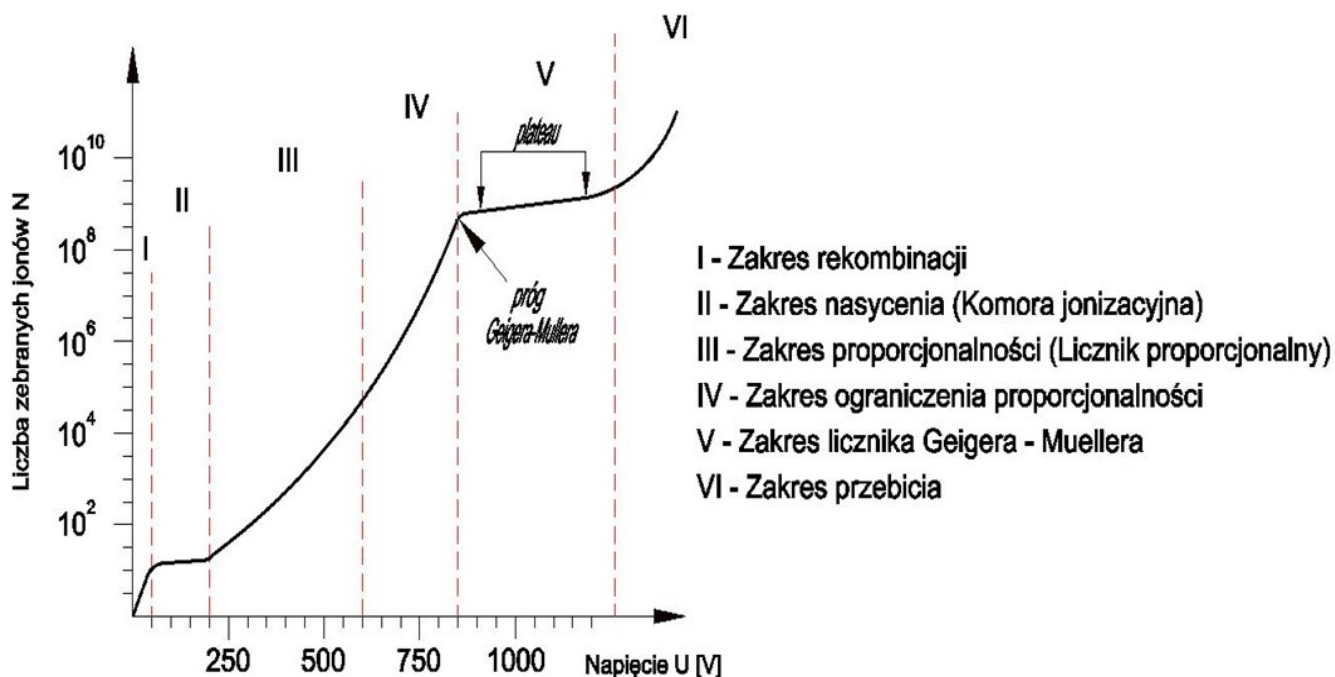
Jednak w okolicach początku dwudziestego pierwszego wieku temat powielania gazowego powrócił, prawdopodobnie głównie ze względów finansowych, w zastosowaniach związanych z wykrywaniem miejsca i analizą śladów cząstek o zdolnościach jonizujących. Generalnie chodzi tu o wszelkie formy detektorów mikro-paskowych, mikro-otworkowych i temu podobnych dających przede wszystkim informację o miejscu zdarzenia a w drugiej kolejności o jego intensywności lub energii. Czyli o tak zwane „kamery” dla promieniowania jonizującego. Detektory tego typu są obecnie stosowane w wielu jednostkach naukowych i urzędzeniach obrazowania.

ZASADA DZIAŁANIA

Do prawidłowego zrozumienia działania licznika proporcjonalnego można posłużyć się rysunkiem nr 2, za pomocą którego wyjaśnić również można istniejące różnice pomiędzy typami detektorów gazowych poprzez opis procesu zachodzącego w komorze napełnionej gazem. W obszarze I procesowi wydobywania jonów i gromadzenia ich na elektrodach przeciwdziała proces utraty par jonów wskutek rekombinacji.

Proces rekombinacji maleje ze wzrostem natężenia pola w komorze (napięcia na elektrodach). Obszar II nosi nazwę obszaru nasycenia lub *komory jonizacyjnej*. W tym obszarze praktycznie wszystkie pary jonów docierają do elektrod.

W obszarze III zbierany ładunek rośnie wraz z napięciem dzięki zjawisku wzmocnienia gazowego. Elektro-

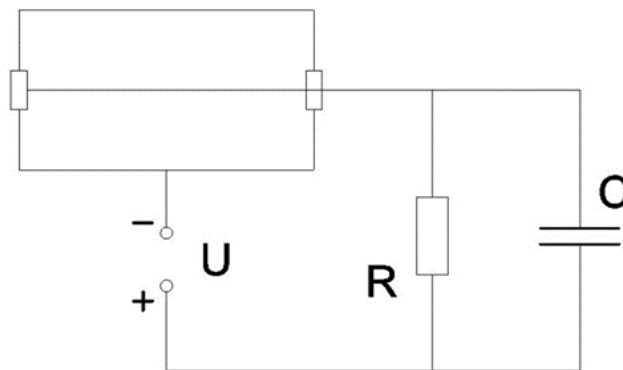


Rys. 2 Wykres przedstawiający przebieg procesu jonizacji w komorze napełnionej gazem.

ny wyzwolone wskutek pierwotnej jonizacji doznają przyśpieszenia w stopniu dostatecznym do wywołania dodatkowej jonizacji, powiększającej zbierany ładunek. Na początku obszaru III współczynnik wzmocnienia nie zależy od jonizacji pierwotnej, dzięki czemu zachowana jest proporcjonalność wielkości impulsu od rozmiarów pierwotnej jonizacji. W miarę wzrostu doprowadzanego napięcia ta proporcjonalność zanika i wielkość impulsu zaczyna być niezależna od pierwotnej jonizacji. Zakres, w którym istnieje wzmocnienie gazowe i utrzymana jest zależność zbieranego ładunku od wielkości jonizacji pierwotnej nazywany jest *zakresem proporcjonalności*. Przy końcu obszaru III przechodzi on w *zakres ograniczonej proporcjonalności* IV. W obszarze V zbierany ładunek jest niezależny od rozmiarów jonizacji początkowej, a tylko od parametrów komory i obwodu zewnętrznego. Obszar V jest nazywany *zakresem Geigera-Mullera*. Obszar VI to już tzw. *zakres przebiecia*. W obszarze wyładowania ciągłego zachodzącym przy bardzo dużym napięciu licznik przestaje działać i może ulec zniszczeniu. Dlatego też w tym obszarze stosuje się liczniki iskrowe z zastrzeżeniem, iż traci się informacje o energii cząstki.

KONSTRUKCJA LICZNIKA

Uproszczony schemat elektryczny licznika proporcjonalnego przedstawiony jest na rysunku nr 3. Stanowi on komorę napełnioną gazem z dobrze izolowaną od ścianki elektrodą centralną. Napięcie U jest doprowadzone pomiędzy ścianką a elektrodą centralną przez rezystor R bocznikowany kondensatorem C . Przy wejściu cząstki jądrowej do wnętrza komory rozpoczyna się proces jonizacji. Powstałe ładunki dodatnie i ujemne poruszają się pod wpływem pola elektrycznego odpowiednio w kierunku ścianek komory i elektrody centralnej, zgodnie z orientacją pola elektrycznego. Temu procesowi towarzyszy jednocześnie proces rekombinacji, gdy ładunki o przeciwnych znakach spotykają się ze sobą na swojej drodze do ścianki



Rys. 3 Schemat detektora napełnionego gazem

i elektrody centralnej. Im większa jest różnica potencjału pomiędzy ścianką i elektrodą centralną komory tym większa jest prędkość przesuwania się jonów i mniejsza jest rekombinacja. Wzrasta przy tym ta część ładunku, którą zbierają elektrody. Bardzo użyteczną formą liczników proporcjonalnych są liczniki o wielu anodach, zwane także potocznie licznikami wielodrutowymi. Budowa ich jest bardzo prosta. W płaskiej obudowie, której boczne przewodzące ścianki stanowią katodę licznika umieszcza się na izolatorach wiele anod wykonanych z cienkiego drutu wolframowego. Anody mogą być połączone równolegle, bądź wykorzystywane oddzielnie. Licznik jest napełniony gazem, którym może być np. gaz P10 (10% metanu, 90% argonu) lub też czysty propan, względnie butan. Dla uniknięcia kłopotów ze szczelnością można zastosować ciągły, bardzo mały przepływ gazu przez licznik z otwartym otworem wylotowym lub zastosować okresowe przepłukiwanie. W badaniach cząstek elementarnych stosuje się takie liczniki o powierzchni kilku metrów kwadratowych.

Do zalet liczników proporcjonalnych należą:

- przydatność do detekcji praktycznie wszystkich rodzajów promieniowania,
- wysokie wzmocnienie gazowe, niezależne od jonizacji pierwotnej, co daje możliwość selekcji rodzajów mierzonego promieniowania (np. promieniowania alfa w obecności promieniowania gamma),
- krótki czas martwy,
- łatwość dobierania konstrukcji liczników do potrzeb pomiarowych.

Istnieje, co najmniej kilka przykładów praktycznego wykorzystania liczników proporcjonalnych.

POMIAR MOCY DAWKI PROMIENIOWANIA FOTONOWEGO

Liczniki proporcjonalne okazały się bardzo przydatne do pomiaru promieniowania X i gamma. Liczniki zbudowane specjalnie do tego celu mają bardzo krótki czas martwy, co zapewnia bardzo szeroki zakres pomiarowy, nieosiągalny dla liczników G-M. Ponadto elektroda zewnętrzna licznika – katoda może być wykonana z materiału równoważnego tkance miękkiej, co umożliwia uzyskanie wskazań miernika w jednostkach równoważnika mocy dawki. Detektor tego typu umożliwia również eliminację niepożądanego tła promieniowania przy wykonywaniu pomiarów.

POMIAR PROMIENIOWANIA NEUTRONOWEGO

Liczniki proporcjonalne należą do podstawowych detektorów neutronów. W dozymetrii stosuje się najczęściej liczniki z wypełnieniem, zawierającym ^{10}Be oraz ^3He . W wyniku reakcji neutronów powolnych z jądrami tych pierwiastków powstają cząstki, które wywołują jonizację gazu w liczniku. Są to:

⇒ $^3\text{He} (n,p)$ – protony

⇒ $^{10}\text{Be} (n,\alpha)$ – cząstki alfa.

APLIKACJE



Rys. 4 Stacjonarny monitor promieniowania gamma i neutronowego PM-703AGN

Przykładem wykorzystania licznika proporcjonalnego, jako detektora promieniowania neutronowego jest stacjonarny monitor promieniowania gamma i promieniowania neutronowego PM-703AGN-B produkcji Polon-Alfa, który jest przeznaczony do wykrywania materiałów radioaktywnych i jądrowych przenoszonych przez osoby przemieszczające się przez strefę kontrolną lub znajdujących się w kontrolowanych obiektach (np. na wózkach bagażowych, taśmociągach, samochodach osobowych).



Rys. 5 Stacjonarne monitory PM-703AGN – Port Lotniczy w Katowicach - Pyrzowicach

wych przenoszonych przez osoby przemieszczające się przez strefę kontrolną lub znajdujących się w kontrolowanych obiektach (np. na wózkach bagażowych, taśmociągach, samochodach osobowych).

Urządzenie przeznaczone jest do wykrywania źródeł promieniowania gamma i neutronowego oraz materiałów jądrowych w przypadku następujących lokalizacji:

• na przejściach granicznych (drogowych, morskich i lotniczych),

• w punktach kontrolnych elektrowni jądrowych, w przedsiębiorstwach przemysłu jądrowego, zakładach i magazynach produkcji zbrojeniowej,

• w punktach kontrolnych elektrowni jądrowych, w przedsiębiorstwach przemysłu jądrowego, zakładach i magazynach produkcji zbrojeniowej,



Rys. 6 Stacjonarne monitory PM-703AGN – Port Lotniczy w Lublinie-Świdniku.

dach i magazynach produkcji zbrojeniowej,

- przy wejściach do instytucji państwowych, banków, urzędów pocztowych itp.

NAJWAŻNIEJSZE CECHY URZĄDZENIA:

- zastosowanie detektorów scyntylacyjnych z plastiku organicznego oraz detektorów neutronowych (licznik proporcjonalny), pozwala wykryć skrajnie niskie poziomy promieniowania gamma oraz promieniowania neutronowego,
- kontrola odbywa się automatycznie, podczas przejścia lub przejazdu przez strefę kontrolną (detekcyjną) nie powodując zakłóceń w ruchu,
- przekroczenie ustalonego progu alarmowego powoduje uruchomienie sygnalizacji optycznej i akustycznej,
- w zależności od wykonania urządzenie jest przystosowane do pracy wewnątrz pomieszczeń lub na otwartej przestrzeni,
- informacje o stanie systemu (przekroczonych progach alarmowania, uszkodzeniach etc.) mogą być sygnalizowane za pośrednictwem wyniesionego terminala kontrolnego stacjonarnych monitorów promieniowania TK-1,
- monitor posiada źródło zasilania rezerwowego w postaci akumulatora, który zasila system w przypadku zaniku zasilania podstawowego 230 V i 50 Hz,
- praca 24 godziny na dobę, 7 dni w tygodniu,
- gotowość do pracy 2 min od włączenia,
- trwałość eksploatacyjna nie krótsza niż 8 lat,
- możliwość nadzorowania pracy monitora poprzez dedykowany system komputerowy RADIOMETRIA.

Literatura

[1] - *Współczesne metody detekcji promieniowania w zastosowaniach cywilnych i wojskowych – Ogólnopolskie seminarium Zamek Książ 2005 – Adam Piliszczyk*

[2] - *Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. - Prawo atomowe (tekst jednolity Dz. U. z 2007r. Nr 42, poz. 276)*

Daniel Jankowski
Polon – Alfa Sp. z o.o. Spółka komandytowa
85-861 Bydgoszcz ul. Glinki 155
e-mail: polonalfa@polon-alfa.pl

MONITORING SKAŻEŃ POWIETRZA W DR

Izabela Kwiatkowska, Krzysztof Isajen

Centralne Laboratorium

WPROWADZENIE

Monitoring skażeń promieniotwórczych powietrza prowadzony jest w Polsce od lat 70 ubiegłego stulecia. Organem odpowiedzialnym za monitoring, zgodnie z obowiązującymi przepisami jest Prezes Państwowej Agencji Atomistyki. Głównym elementem sieci monitoringu jest sieć stacji ASS-500, które zostały zaprojektowane i są obsługiwane przez Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej w Warszawie.

INTRODUCTION

Monitoring of radioactive air contamination is conducted in Poland since 1970-ties. The President of the National Atomic Energy Agency is responsible for the monitoring - according to regulations in force. The main component of monitoring system is the network of stations ASS-500, which were designed and are operated by The Central Laboratory for Radiological Protection in Warsaw.

INFORMACJE O STACJI

Stacja ASS-500 (Aerosol Sampling Station) jest przeznaczona do rutynowej kontroli promieniotwórczych zanieczyszczeń powietrza. Stacja jest przystosowana do ciągłej pracy w różnych warunkach meteorologicznych. Jest to urządzenie wolnostojące, które wyposażone jest w aparaturę do ciągłego poboru aerozoli. Objętość powietrza przepływającego w ciągu godziny przez filtr wykonany z polichlorku winylu wynosi nominalnie 500 m³. Pobór próbek promieniotwórczych aerozoli wykonywany jest przez okres tygodnia z objętości powietrza od 10 000 do 100 000 m³, filtry wymieniane są w poniedziałki koło południa (w sytuacji normalnej, gdy nigdzie nie doszło do zagrożenia radiologicznego).

W sytuacjach nadzwyczajnych np. po awarii w Czarnobylu czy Fukushima, częstość wymiany filtrów była zwiększana. W przypadku Czarnobyla filtry wymieniane były nawet co 10 min, a w przypadku Fukushimy do trzech razy w tygodniu. Każdy filtr wyjmowany ze stacji mierzony jest dwukrotnie. Pierwszy pomiar bezpośrednio po wyjęciu filtra – 3000 s. Jest to pomiar poglądowy, nie zawsze miarodajny – ma on na celu sprawdzenie czy na zdjętym filtrze nie pojawiło się coś niepokojącego (radioaktywność pochodzenia sztucznego). Po upływie 2 dni wykonywany jest drugi pomiar trwający 80000 s. Ten dwudniowy odstęp między pomiarami powoduje rozpad nadmiaru krótkożyciowych izotopów naturalnych, które obecne są w powietrzu w dość dużych stężeniach, uniemożliwiających dokładną analizę składu izotopowego filtrów. Pomiary wykonywane są za pomocą wysokorozdzielczej spektrometrii promieniowania gamma, która wykorzystuje detektory półprzewodnikowe HPGe.

Zastosowana metodyka pozwala na określanie stężeń radionuklidów naturalnych i pochodzenia sztucznego

WYKAZ STACJI POMIARU DŁUGIM PÓŁROCZU 2014 ROKU W POLSCE

ko, Barbara Piotrowska, Olga Stawarz

Ochrony Radiologicznej

na poziomie od około dziesiątych części $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$. Nad filtrem mocowana jest sonda scyntylicyjna NaI(Tl) współpracująca ze sterownikiem AS-01, dzięki któremu możliwy jest pomiar aktywności aerozoli zbieranych na filtrze w trybie „on-line”.

Wykaz lokalizacji 12 stacji ASS-500 znajdujących się w Polsce:

WARSZAWA: Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej, Zakład Dozymetrii,

BIAŁYSTOK: Uniwersytet Medyczny w Białymstoku, Zakład Biofizyki,

GDYNIA: Instytut Meteorologii i Gospodarki Wodnej, Państwowy Instytut Badawczy, Oddział Morski w Gdyni,

KATOWICE: Główny Instytut Górnictwa, Śląskie Centrum Radiometrii Środowiskowej im. Marii Goeppert-Mayer

KRAKÓW: Instytut Fizyki Jądrowej PAN im. Henryka Niewodniczańskiego, Zakład Fizykochemii Jądrowej, Pracownia Badań Skażeń Promieniotwórczych Środowiska,

LUBLIN: Uniwersytet Marii Curie-Skłodowskiej, Wydział Chemii, Zakład Radiochemii i Chemii Koloidów,

ŁÓDŹ: Politechnika Łódzka, Międzyresortowy Instytut Techniki Radiacyjnej,

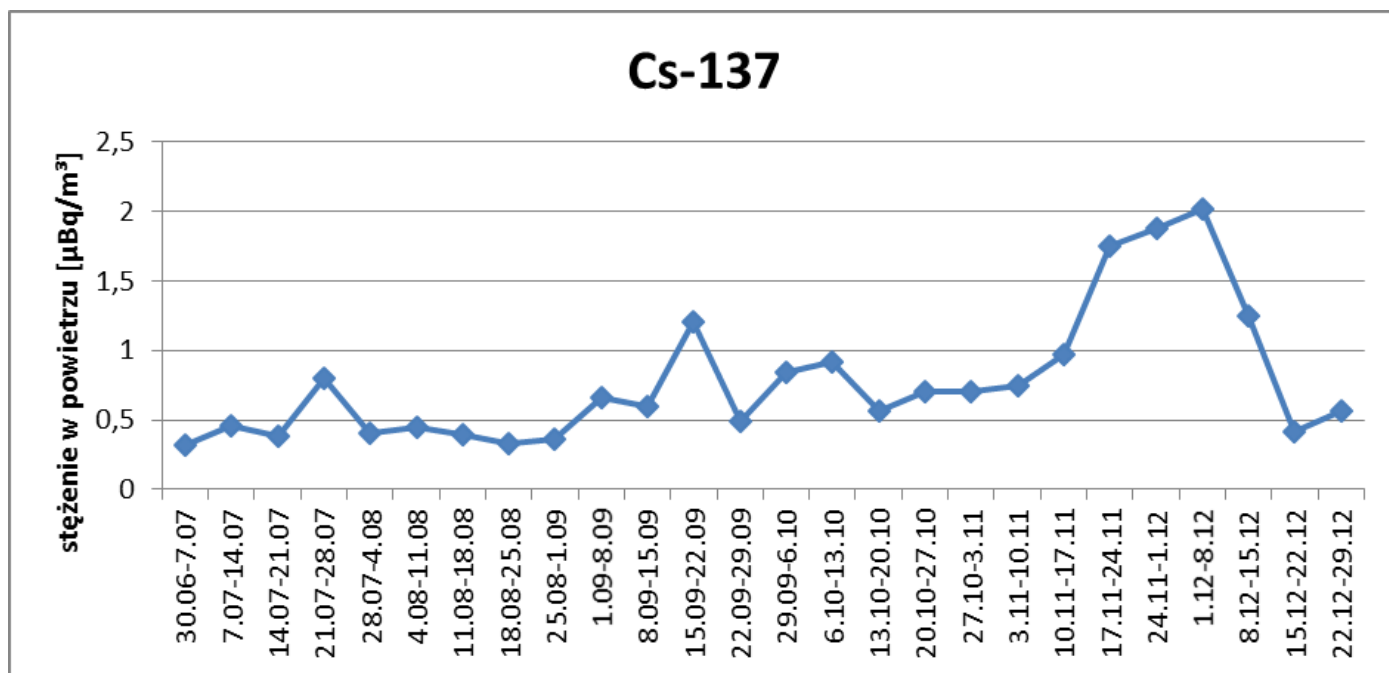
SANOK: Wojewódzka Stacja Sanitarno-Epidemiologiczna w Rzeszowie, Laboratorium Pomiarów Promieniowania w Sanoku,

SZCZECIN: Zachodniopomorski Uniwersytet Technologiczny, Wydział Technologii i Inżynierii Chemicznej, Instytut Inżynierii Chemicznej i Procesów Ochrony Środowiska, Zakład Ekologicznych Procesów Ochrony Środowiska, Pracownia Zapachowej Jakości Powietrza,

TORUŃ: Uniwersytet Mikołaja Kopernika, Instytut Fizyki,

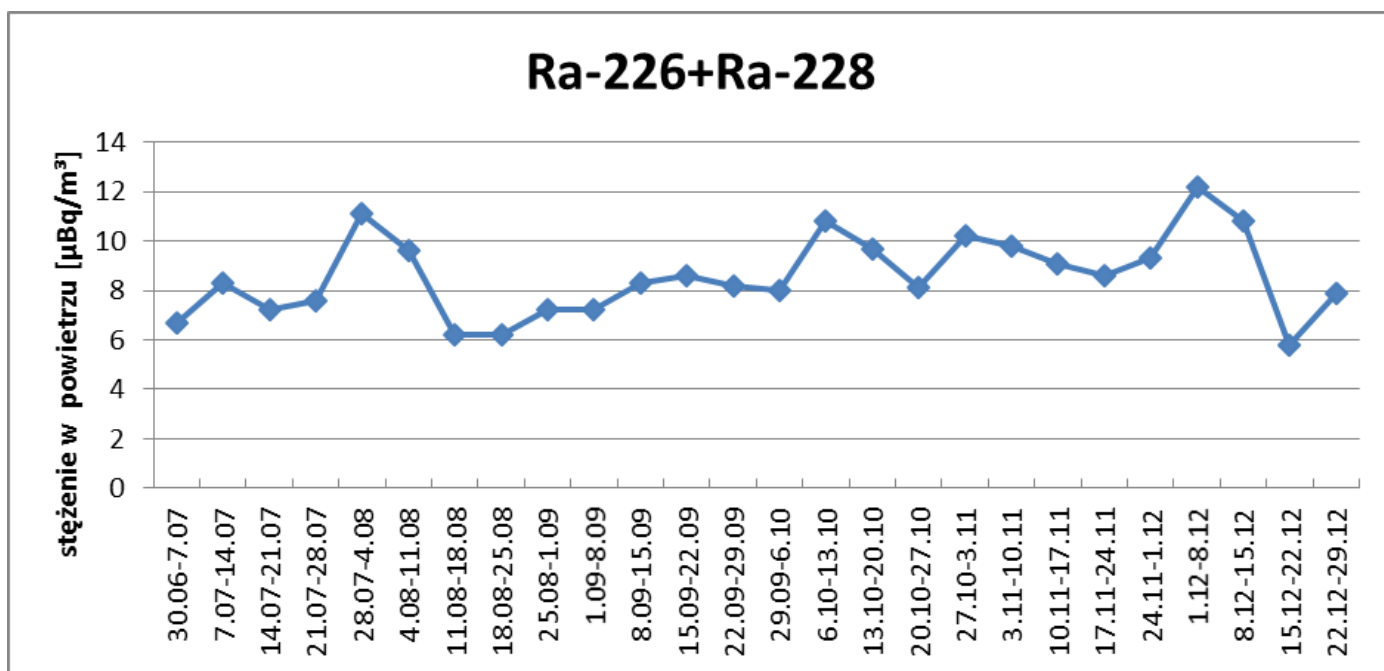
WROCŁAW: Politechnika Wrocławska, Zakładowy Inspektor Ochrony Radiologicznej,

ZIELONA GÓRA : Uniwersytet Zielonogórski, Instytut Inżynierii Środowiska, Zakład Ochrony i Rekultywacji Gruntów.



Wykres 1. Średnie stężenie ceszu-137 w przyziemnej warstwie atmosfery w drugim półroczu 2014 roku dla całej Polski

Cez-137 to najpowszechniejszy izotop ceszu. Powstaje w wyniku rozszczepienia uranu-238, tym samym występuje w opadzie radioaktywnym oraz w wypalonym paliwie jądrowym. Jest drugim najliczniej uwalnianym radioizotopem w przypadku awarii jądrowych zaraz po jodzie-131. Jego czas połowicznego zaniku wynosi ponad 30 lat. W Polsce występuje ze względu na awarię reaktora w Czarnobylu z 1986 roku. Ze względu na długi czas półrozpadu jego stężenie jest stałe w krótkich przedziałach czasu (rok), a jego

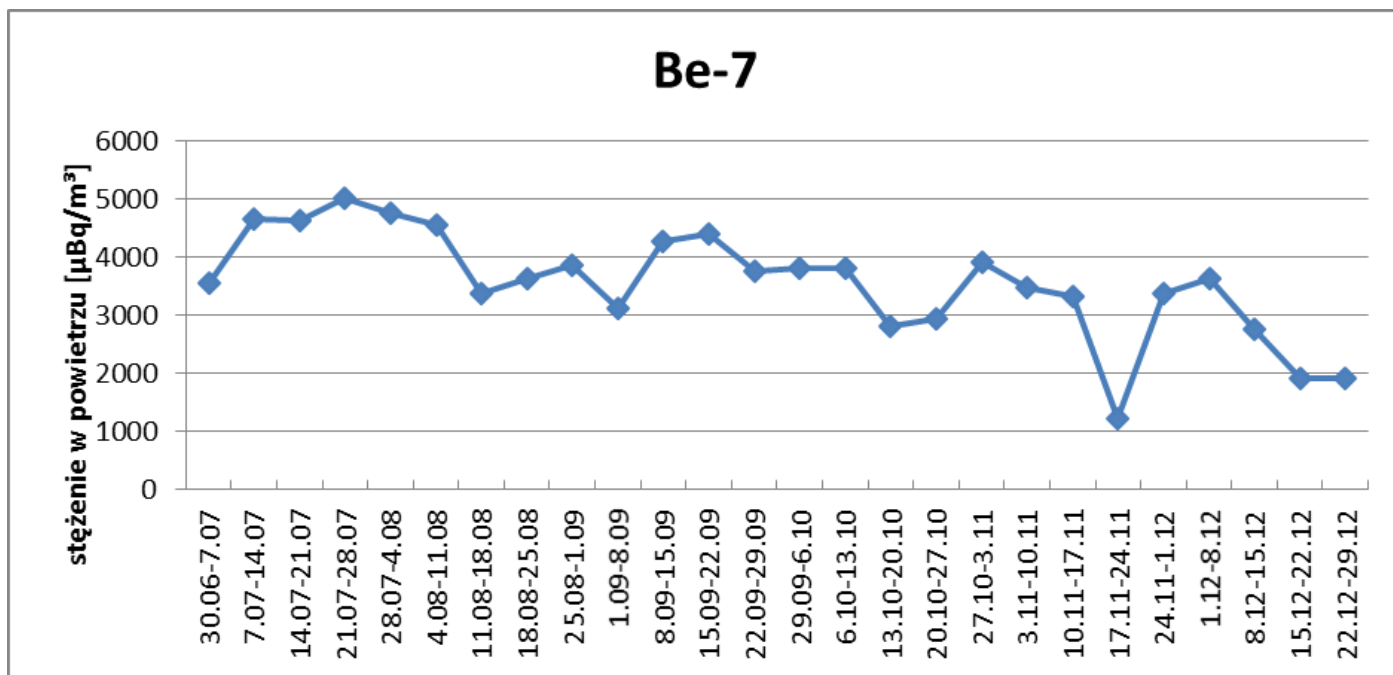


Wykres 2. Średnie stężenie radu w przyziemnej warstwie atmosfery w drugim półroczu 2014 roku dla całej Polski

podwyższony poziom świadczy o awariach jądrowych lub próbach nuklearnych. Niewielki wzrost stężenia tego izotopu ceszu na przełomie listopada i grudnia ubiegłego roku (do wartości rzędu 2 mBq/m³) nie był spowodowany żadną awarią. Jego przyczyna nie jest znana.

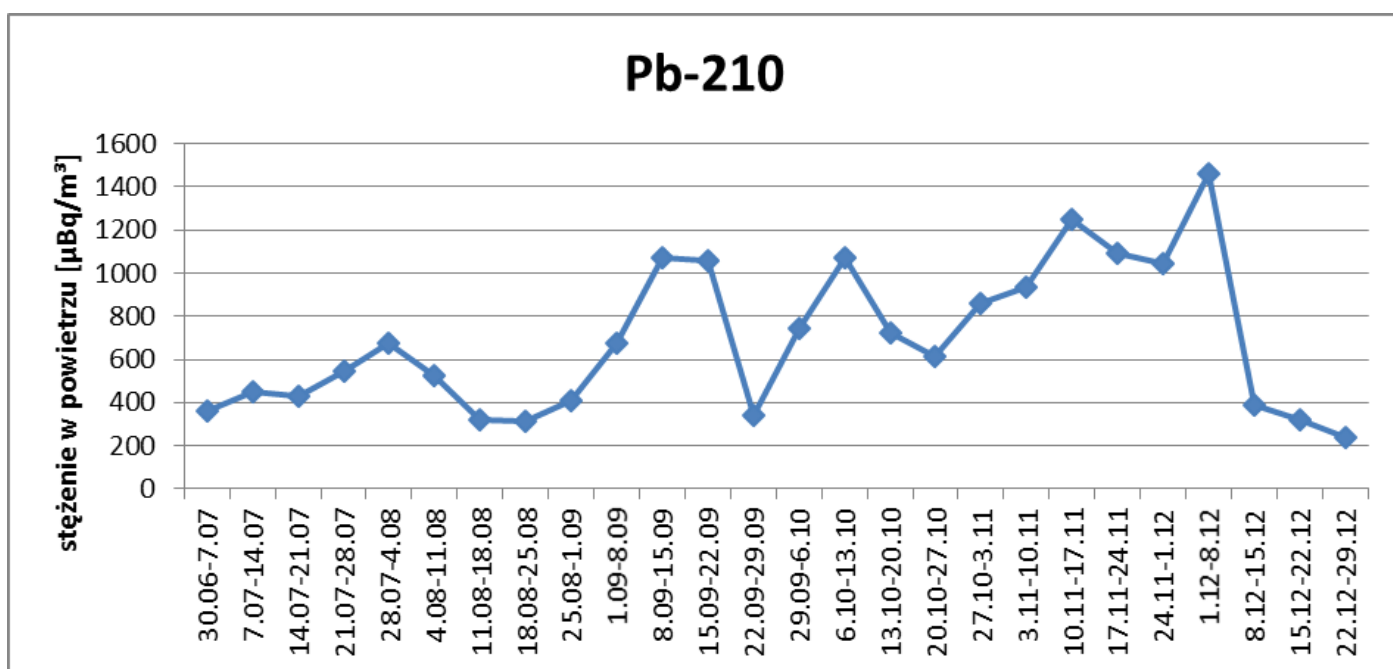
Rad występuje naturalnie w rudach uranu, w formie tlenku RaO i wodorotlenku $\text{Ra}(\text{OH})_2$. W skorupie ziemskiej występuje w ilości ok. 6×10^{-7} ppm. Rad posiada 33 izotopy. Wszystkie jego izotopy są niestabilne. Najtrwalszy z nich jest izotop rad-226. Rad-226 jest elementem szeregu uranowego-radowego, natomiast rad-228 – szeregu torowego. Czas połowicznego zaniku dla radu-226 to 1599 lat, a dla radu-228 to 6,7 lat. W praktyce jednak nie oznacza się bezpośrednio radu-228, lecz jego izotop-córkę aktynu-228, będącą z nim w równowadze – ilość oznaczonego aktynu-228 jest równa ilości radu-228.

Beryl-7 występuje naturalnie w górnych warstwach Ziemi. Jest izotopem pochodzenia kosmogenicznego. Powstaje w wyniku przemiany azotu i tlenu w górnych warstwach atmosfery pod wpływem promieniowa-



Wykres 3. Średnie stężenie berylu -7 w przyziemnej warstwie atmosfery w drugim półroczu 2014 roku dla całej Polski

nia kosmicznego. Jego stężenie zależy od aktywności słońca i warunków pogodowych. Przy obserwacji w dłuższym okresie czasu obserwuje się zjawisko antyfazy stężenia w powietrzu berylu-7 i ołowiu-210. Jego czas połowicznego zaniku wynosi 53,12 dni.

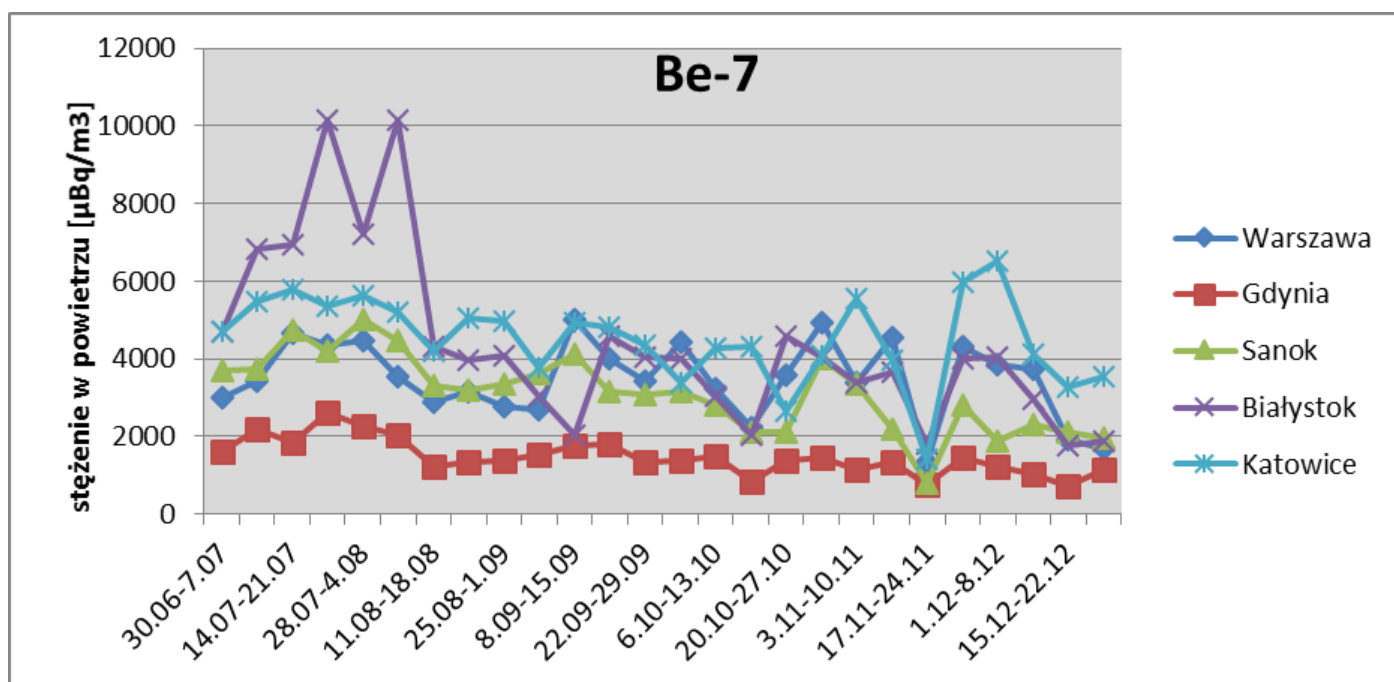


Wykres 4. Średnie stężenie ołowiu-210 w przyziemnej warstwie atmosfery w drugim półroczu 2014 roku dla całej Polski

Ołów-210 jest radioizotopem pochodzenia naturalnego. Jest jednym z produktów rozpadu radonu-222. Jego czas połowicznego zaniku wynosi 22,3 lat.

PODSUMOWANIE

Radionuklid cez-137 jest jedynym sztucznym izotopem stale rejestrowanym przez polskie stacje monitoringu powietrza. W drugim półroczu 2014 roku stężenie w przyziemnej warstwie atmosfery wahało się od poziomu granicy wykrywalności (poniżej $0,1 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$) w Gdyni na początku i w połowie lipca, w sierpniu, a także pod koniec września, w Szczecinie na początku lipca i w drugiej połowie sierpnia, w Sanoku w pierwszej połowie lipca i w drugiej połowie sierpnia, w Zielonej Górze na początku i w połowie lipca oraz w pierwszej połowie sierpnia, w Warszawie w drugiej i trzeciej dekadzie sierpnia, w Białymstoku pod koniec sierpnia, w Gdyni w drugiej połowie października oraz w drugiej połowie grudnia oraz w Zielonej Górze pod koniec grudnia. Najwyższe stężenie cezu-137 oznaczono w stacji w Lublinie w połowie grudnia – $6,4 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$. Średnie stężenie tego radionuklidu w drugim półroczu 2014 roku w Polsce wyniosło $0,8 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$.



Wykres 5. Stężenie berylu-7 w drugim półroczu 2014 roku dla wybranych stacji monitoringu.

Dla porównania naturalny izotop beryl-7 (promieniowanie kosmiczne) oznaczono w ilościach od $700 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$ w Gdyni w trzecim tygodniu grudnia do $10160 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$ w Białymstoku w pod koniec lipca. Są to więc stężenia nawet dziesiątki tysięcy razy wyższe niż stężenia cezu-137. Średnio dla całej Polski w drugim półroczu stężenie berylu-7 wynosiło ok. $3600 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$, przy czym w trzecim kwartale wartości te były wyższe niż w kwartale czwartym.

Związany z radonem-222 izotop ołowiu-210 rejestrowano w zakresie od $54 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$ w Gdyni w trzecim tygodniu grudnia do $2101 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$ w Zielonej Górze w połowie listopada. O ile najmniejsze średnie stężenie półroczne Pb-210 przypada stacji w Gdyni, o tyle średnie maksymalne stężenie występowało w Toruniu i Zielonej Górze. Średnie stężenie półroczne dla całej Polski wyniosło ok. $690 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$. Ołów-210 jest jednym z izotopów, od którego wchłonięcia człowiek otrzymuje najwyższą dawkę inhalacyjną, dlatego jego monitoring jest bardzo ważny.

Minimalne stężenia radu-226 i radu-228 (a właściwie aktynu-228) wynosiły odpowiednio $1,0 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$ oraz

0,1 $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$ (obie wartości zanotowano w Łodzi). Maksymalne stężenia wyniosły 41,6 $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$ dla radu-226 oraz 32,9 $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$ dla aktynu-228 (obie wartości zanotowano w Lublinie). Średnio dla Polski stężenia tych izotopów wyniosły odpowiednio 7,0 $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$ oraz 1,5 $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$.

Powyższe wyniki pomiarów wskazują, że w drugim półroczu 2014 roku stan powietrza atmosferycznego nad Polską był w normie i nie stwarzał żadnego zagrożenia z punktu widzenia ochrony radiologicznej.

W trakcie półroczia nie wykryto żadnych innych izotopów pochodzenia sztucznego poza cezem-137. Co prawda kilkakrotnie w różnych lokalizacjach został zarejestrowany jod-131. Miało to miejsce w Katowicach (0.8 mBq/m^3 w 27 tygodniu roku), w Warszawie (0.4 mBq/m^3 w 30 tygodniu roku), w Warszawie i w Sanku (odpowiednio 1.3 mBq/m^3 oraz 2.4 mBq/m^3 w 36 tygodniu roku), w Zielonej Górze (0.8 mBq/m^3 w 38 tygodniu roku), w Katowicach (1.7 mBq/m^3 w 48 tygodniu roku), w Toruniu (0.9 mBq/m^3 w 50 tygodniu roku). Były to jednak stężenia bardzo niskie i występujące sporadycznie. Mogły być wynikiem jakichś drobnych uwolnień z ośrodków medycznych (szpitali), stosujących powszechnie ten izotop jodu do diagnostyki i terapii tarczycowej. Za takim pochodzeniem rejestrowanego jodu przemawia także fakt, że nie zarejestrowano innych radionuklidów pochodzenia sztucznego (w przypadku awarii w obiekcie jądrowym obserwowano by także inne radionuklidy).

Izabela Kwiatkowska,
Krzysztof Isajenko,
Barbara Piotrowska,
Olga Stawarz

Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej

19. PIKNIK NAUKOWY
POLSKIEGO RADIA
I CENTRUM NAUKI KOPERNIK

ŚWIATŁO

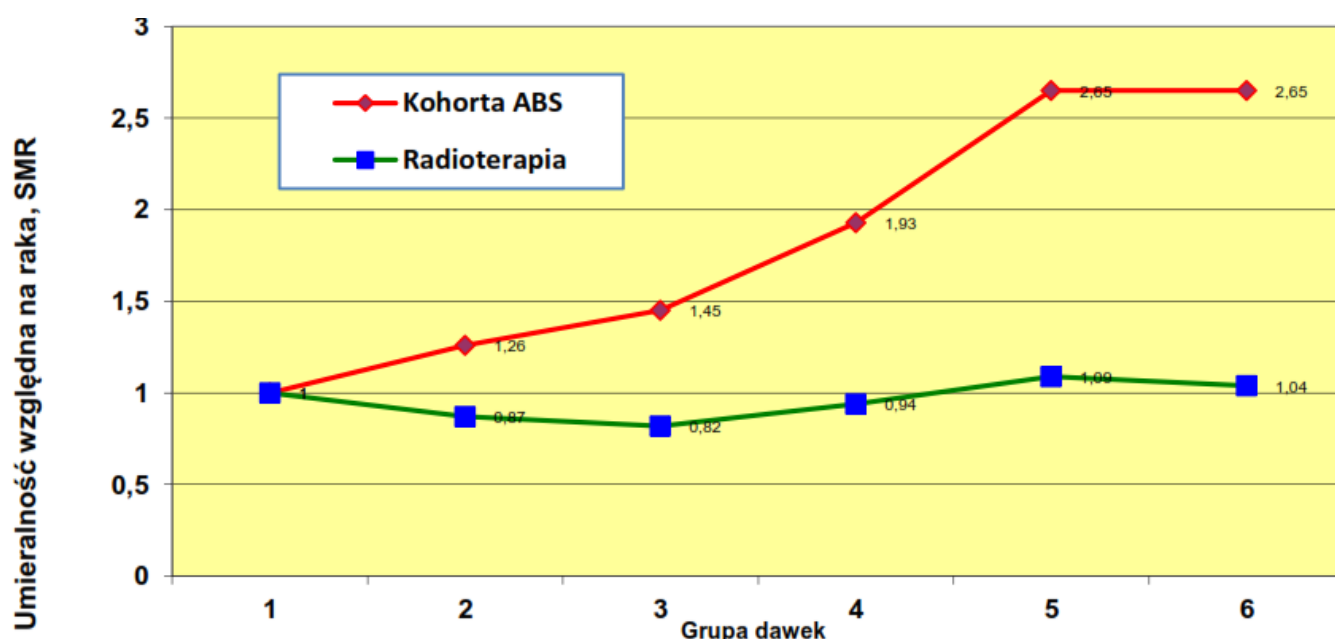
SOBOTA 9 MAJA 2015
WSTĘP WOLNY STADION NARODOWY

POLSKIE RADIO
CENTRUM NAUKI KOPERNIK
STADION NARODOWY W WARSZAWIE

Czas już zaktualizować normy ochrony przed promieniowaniem zgodnie ze stanem wiedzy w XXI wieku

Dr Carol Marcus, doktor medycyny, profesor Onkologii Radiacyjnej w Szkole Medycyny na UCLA (University of California in Los Angeles) wystosowała apel do amerykańskiego dozoru jądrowego (*Nuclear Regulatory Commission – NRC*) by dokonał aktualizacji 10 CFR part 20 „Normy Ochrony przed promieniowaniem” z uwagi na nowe wiadomości naukowe i dowody przeczące hipotezie o liniowych bezprogowych skutkach promieniowania (*Linear No Threshold - LNT*), która dotychczas służyła jako podstawa do ustalania wymagań ochrony przed promieniowaniem. [Marcus, 2015]. Apel ten poparło Stowarzyszenie Naukowców dla Rzetelnej Informacji o Promieniowaniu (*SARI – Scientists for Accurate Radiation Information*) [SARI, 2015]. Apele te są zgodne z postulatami, jakie wysuwał profesor Zbigniew Jaworowski, wieloletni przewodniczący Rady Naukowej Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej CLOR i jakie podtrzymuje od wielu lat polska delegacja do UNSCEAR (*United Nations Scientific Committee for Effects of Atomic Radiation*). W skład SARI wchodzi obecnie nie tylko amerykańscy, ale i polscy naukowcy, pracownicy NCBJ i innych ośrodków zajmujących się skutkami działania małych dawek promieniowania na organizm człowieka. Amerykański dozór jądrowy jeszcze nie zajął stanowiska w tej sprawie. Główne tezy wysunięte przez dr Marcus i przez SARI przedstawione są poniżej.

Dr Markus przedstawiła w swoim liście dane naukowe powtarzające się w wielu publikacjach i wykazujące,



Rys. 1 Wyniki badań skutków wielokrotnego napromieniowania terapeutycznego małymi dawkami ze skutkami jednorazowego napromieniowania w Hiroszimie i Nagasaki. Dane z pracy [Howe 1995]

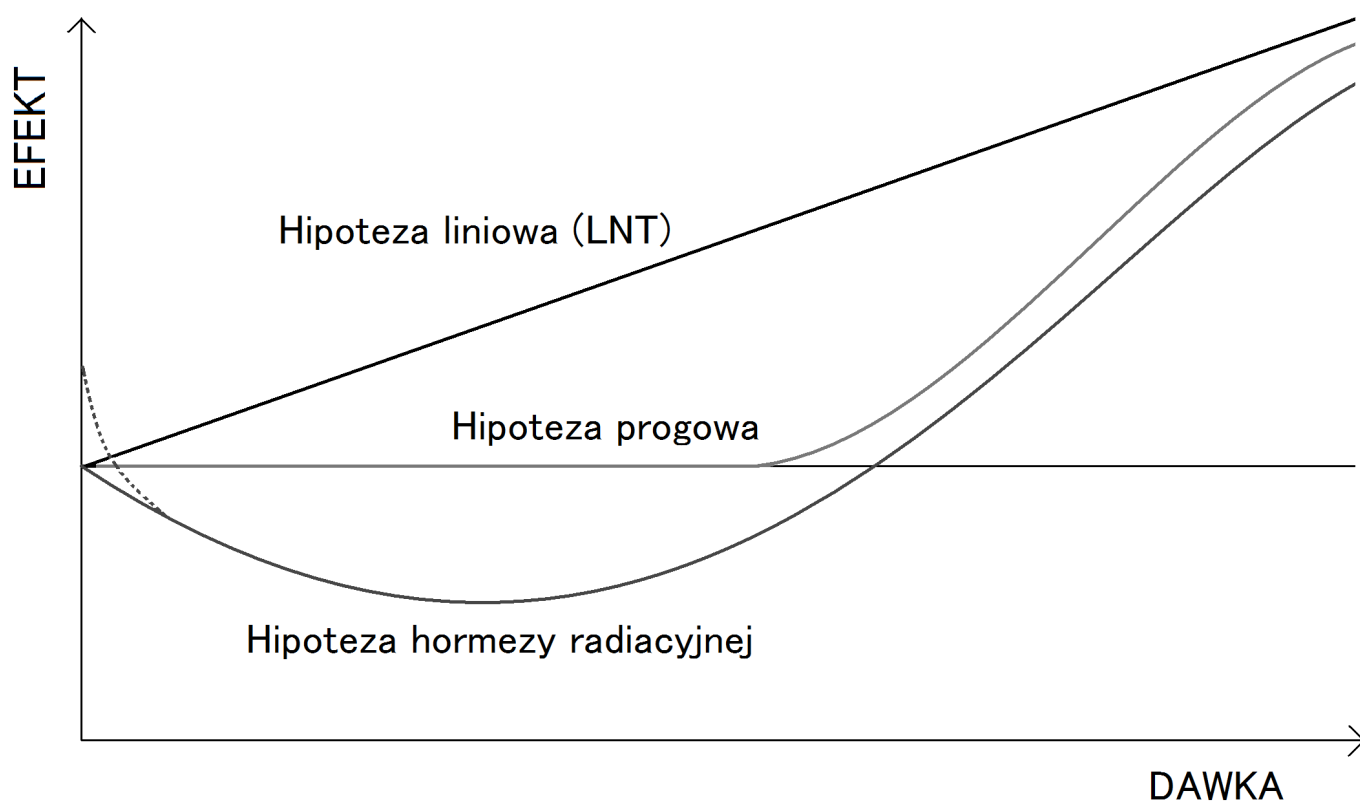
że przepisów bezpieczeństwa i polityki w zakresie ochrony przed promieniowaniem nie można już opierać na hipotezie LNT. Ta nadmiernie uproszczona hipoteza zakłada, że wszystkie dawki promieniowania, nawet najmniejsze, mają określone prawdopodobieństwo spowodowania zachorowania na nowotwory. Im mniejsza jest dawka pochłoniętego promieniowania, tym mniejsze jest prawdopodobieństwo wywołania nowotworu, ale to prawdopodobieństwo nigdy nie spada do zera, a skutki promieniowania nie mogą być dobroczynne. Nie mogą też powodować zjawiska hormezy, czyli pobudzania organizmu do obrony ponad poziom niezbędny do reperacji uszkodzeń wynikłych z działania jakiegoś czynnika szkodliwego. Moc dawki jest wg hipotezy LNT nieistotna, a wszystkie otrzymane dawki sumują się. Te twierdzenia są oczywiście błędne, co wykazuje praktyka onkologii radiacyjnej i terapii przy użyciu radionuklidów.

Różnice w skutkach napromieniowania jednorazowego i to przy dużej mocy dawki i wielu napromieniowań małymi dawkami dającymi w sumie tę samą dawkę łączną, ale otrzymaną w ciągu dłuższego czasu, ilustruje rysunek 1. Na osi pionowej pokazano tam znormalizowany stosunek umieralności na nowotwory (*Standardized mortality ratio – SMR*) a na osi poziomej grupy dawek odpowiadające następującym wielkościom łącznym wielu małych zsumowanych dawek frakcjonowanych: Grupa 1 – 0,01 - 0,49 Sv, grupa 2 – 0,50-0,99 Sv, grupa 3 – 1,0 - 1,99 Sv, grupa 4 - 2,00- 2,99 Sv i 5 - powyżej 3 Sv. Krzywa górna – z umieralnością rosnącą przy wzroście dawki – to krzywa dla osób, które przeżyły wybuchy bomb atomowych w Hiroszimie i Nagasaki (kohorta *Atomic Bomb Survivors- ABS*). Krzywa dolna to umieralność osób leczonych przy wielokrotnym użyciu małych dawek. Jak widać, umieralność względna na raka przy stosowaniu wielu małych dawek jest dużo mniejsza niż przy jednorazowej dawce w kohorcie ABS. Co więcej, aż do grupy 4, to jest do dawek w zakresie 2 – 2,99 Sv umieralność pacjentów napromieniowywanych wieloma małymi dawkami jest mniejsza niż dla osób nienapromieniowanych. Praktyka lekarska wykazuje więc jednoznacznie, że moc dawki ma decydujące znaczenie i musi być uwzględniana przy ocenie skutków napromieniowania.

Psychologiczny odbiór hipotezy LNT prowadzi do stopniowego redukcji dozwolonych dawek promieniowania dla pracowników i dla społeczeństwa na dwa sposoby: albo przez narzucanie określonych limitów (tzw. dawki graniczne), albo przez wprowadzanie zasady, że promieniowanie winno być „*tak małe jak to rozsądnie możliwe*” (ALARA, tożsame z polską „zasadą optymalizacji”). Stwarza to iluzję, że dzięki stosowaniu hipotezy LNT wszyscy będą bezpieczniejsi, ale jednocześnie przysparza coraz więcej obowiązków i pracy dla regulatorów i dla ich licencjoholców.

Hipoteza LNT nigdy nie miała naukowego uzasadnienia i to już od chwili, gdy zaproponował ją Komitet ds. Skutków Biologicznych Promieniowania Atomowego BEAR I wspólnie z Panelem Genetycznym w 1956 roku. Założenie liniowości nie ma podstaw naukowych, ani racjonalnych, bo istoty żywe nie są układami izolowanymi, a ich organizmy mają zdolność naprawy, niekoniecznie liniowej ze stopniem szkody. Naprawy szkód odbywają się na wielu poziomach, od łańcuchów genów, poprzez komórki i tkanki aż do całego organizmu. Obserwacja wyizolowanej komórki nie daje pojęcia o reakcji całego organizmu, zresztą nawet na najniższym poziomie reakcja ta nie jest liniowa. W 1956 roku nie znano jeszcze wszystkich procesów naprawczych, nie wiadomo też o zwiększaniu zdolności obronnych organizmu wskutek działania małych dawek, ale już wtedy jasne było, że hipoteza LNT nie ma poparcia doświadczalnego. Stanowisko Komitetu BEAR a później ICRP było oparte na kłamstwie propagowanym przez laureata Nagrody Nobla, Hermanna Müllera [Dobrzyński 2011], które stworzyło znakomitą platformę do zdobywania znacznie zwiększonych środków na badania z zakresu genetyki. Koszty stosowania regulacji opartych na LNT są ogromne. Niestety nie ograniczają się one do kosztów badań – przeciwnie, ciążą na medycynie, przemyśle, energetyce, są płacone przez całe społeczeństwo i rzutują na kierunki rozwoju gospodarczego całego świata. Prof. Gunnar Walinder podsumował szkody wyrządzone przez hipotezę LNT mówiąc: „*LNT jest największym skandalem naukowym XX wieku*”. [Muckerheide 2000]

Istnieje ogromna literatura naukowa wykazująca, że małe dawki promieniowania nie mają ujemnych skutków lub pomagają w ochronie zdrowia. Prace wykazujące brak skutków dają poparcie modelowi progowemu, w którym przyjmuje się, że poniżej pewnego poziomu („*progu*”) promieniowanie nie ma znaczenia, bo nie powoduje ujemnych skutków. Literatura wykazująca pozytywne działanie promieniowania popiera koncepcję hormezy, według której małe dawki potencjalnie szkodliwych czynników, jak trucizny, chemikalia, promieniowanie jonizujące itd. zabezpieczają przed szkodliwymi skutkami, jakie powodują duże dawki tych czynników i skutkują ogólnymi efektami pozytywnymi, np. mniejszą częstością chorób nowotworowych. Ta koncepcja hormezy, czyli pobudzania sił obronnych organizmu przez poddawanie go działaniu małych bodźców czynników szkodliwych, znana jest od wielu wieków. Sławny lekarz średniowiecza Paracelsus, ojciec toksykologii, mawiał: *„Wszystko jest trucizną i nic nie jest trucizną, bo tylko dawka czyni trucizną”*. Klasyczne przykłady hormezy to gimnastyka – w przeciwieństwie do karnych ciężkich robót – czy szczepionki – w przeciwieństwie do zakażeń. Małe dawki promieniowania słonecznego są także hormetyczne, w przeciwieństwie do oparzeń przy opalaniu i raka skóry [Socol 2014]. Przyjęcie założenia, że szkodliwe są i duże i małe dawki promieniowania jest sprzeczne z naszą wiedzą i doświadczeniem. Aby poprawnie scharakteryzować ryzyko związane z małymi dawkami promieniowania trzeba omówić cały zakres skutków zdrowotnych, włącznie ze skutkami pozytywnymi lub ich brakiem.



Rys. 2 Wykresy przedstawiające schematycznie ideę trzech podstawowych hipotez zależności efektu od dawki: hipoteza liniowa bezprogowa (LNT), hipoteza progowa i hipoteza hormezy radiacyjnej J-kształtna (linią przerywaną zaznaczono wariant dla krzywej U-kształtnej, dyskutowanej poniżej) [Sanders 2010], rysunek zaczerpnięty z pracy [Fornalski, Dobrzyński 2012b]

Organizmy biologiczne są nadzwyczaj złożone i przechodziły zmiany ewolucyjne w świecie pełnym czynników stresogennych, w szczególności utleniaczy, a jednocześnie znosiły bombardowanie przez małe dawki promieniowania pochodzące z góry, z dołu i z naszych własnych organizmów. Nasze komórki, które ewoluowały przed miliardem lat, gdy promieniowanie było silniejsze niż teraz, musiały wytworzyć mechanizmy obrony przed uszkodzeniami komórek. I wytworzyły je. Dotychczas zidentyfikowano ponad 150 genów, które uczestniczą w obronie organizmu i wytwarzaniu systemów obronnych dla zabezpieczenia nas przed czynnikami szkodliwymi. Dlatego chociaż małe dawki promieniowania mogą powodować uszkodzenia komórek, promieniowanie powoduje także intensyfikację procesów obronnych w komórkach, tkankach, zwie-

rzętach i ludziach, które przeciwdziałają uszkodzeniom i w efekcie powodują lepsze zabezpieczenia niż gdyby nie było tego małego poziomu promieniowania. Krzywa w kształcie litery U pokazana na rys. 2 linią przerywaną ilustruje osłabienie procesów obronnych i wzrost zachorowań w populacjach organizmów żywych, którym w celach doświadczalnych zredukowano otrzymywane przez nie promieniowanie poniżej tła naturalnego, aż do zera [Planel et al. 1967]. Natomiast w miarę wzrostu poziomu promieniowania intensywność uszkodzeń rośnie i przy wysokich dawkach efekty szkodliwe są silniejsze niż pozytywne. [Cuttler 2014a]

Rozwój i wzrost dobrobytu ludzkości opiera się na bazie postępu w nauce i technice. Postęp w rolnictwie, medycynie, energetyce, komunikacji i materiałoznawstwie zrewolucjonizował sposób naszego życia. Tymczasem stosowanie hipotezy LNT utrudnia postęp badań i stosowanie promieniowania. Regulatorzy stosują hipotezę LNT, ponieważ organizacje cieszące się poważaniem krajowym i międzynarodowym zalecają i rekomendują tę koncepcję. Zaletami LNT są prostota i addytywność, ułatwiające jej stosowanie w praktyce legislacyjnej. Ale minusy – utrudnianie nowych, skutecznych metod leczenia ludzi, nadmierne komplikowanie konstrukcji elektrowni jądrowych i podnoszenie ich kosztów, a w razie awarii szerzenie paniki i wprowadzanie niepotrzebnych działań interwencyjnych są tak poważnymi minusami, że trzeba zadać sobie pytanie, czy rzeczywiście hipoteza LNT przyczynia się do wzrostu bezpieczeństwa ludzi.

W 2001 roku NCRP opublikowała raport nr 136 zatytułowany „*Ocena modelu liniowej bezprogowej odpowiedzi na dawki promieniowania jonizującego*” [NCRP 2001], w którym broniono hipotezy LNT. W 2003 roku prof. Zbigniew Jaworowski z Komitetu ONZ ds. Oceny Skutków Promieniowania Atomowego UNSCEAR i prof. Michał Waligórski – późniejszy Prezes polskiej Państwowej Agencji Atomistyki PAA – zdecydowanie skrytykowali tezy tego raportu, dowodząc, że popełniono w nim zadziwiające wykroczenia przeciwko etyce naukowej. [Jaworowski, Waligórski 2003] Nie wspomnieli oni jednak o tym, że organizacją, która zapłaciła za studium NCRP była sama komisja dozoru jądrowego US NRC, co oznaczało, że przy opracowywaniu raportu NCRP występował konflikt interesów.

Prof. Edward Calabrese z uniwersytetu Massachusetts wyśledził nadużycia wiodących genetyków amerykańskich dokonane w połowie dwudziestego wieku [Calabrese 2014, Calabrese 2015a, Calabrese 2015b]. Stwierdził on, że „*Dane historyczne wykazują, że model liniowy bezprogowy do ocen zagrożenia nowotworowego był oparty na oszustwie naukowym, świadomie rozpowszechnianym dla celów politycznych przez kluczowych działaczy genetyki*”. W oparciu o niedawno odkrytą korespondencję osobistą członków panelu Genetycznego i komitetu BEAR National Academy of Sciences USA, prof. Calabrese wykazał, że niektórzy z nich byli motywowani własnymi interesami, by w sposób przesadny przedstawiać ryzyko promieniowania dla promowania własnych celów zawodowych i osobistych. „*Takie działania miały daleko idące skutki społeczne i wpłynęły na przyjęcie hipotezy LNT do oceny zagrożenia nowotworowego przy napromieniowaniu*”. Ponadto ruch antynuklearny z czasu Zimnej Wojny rozpowszechniał, najprawdopodobniej w dobrej wierze, przekonanie, że dowolnie niski poziom promieniowania powoduje szkody zdrowotne. Nie było w tym żadnej nauki, była to część działań propagandowych.

Błędy hipotezy LNT wykazywane są nie w kilku, ale w bardzo wielu publikacjach. Takich publikacji są tysiące [Sanders 2010]. Jest też sporo podręczników i periodyków fachowych, publikujących artykuły naukowe, które obalają hipotezę LNT. Jest to cała dziedzina naukowa, której regulatorzy nie chcą dostrzegać.

Jest wiele prac zawierających dane, które wspierają koncepcję hormezy. Niestety są naukowcy, którzy patrzą na te dane i ignorują korzystny wpływ na zdrowie powodowany przez małe dawki promieniowania. Gdy opracowują wykresy występowania nowotworów w funkcji pochłoniętej dawki promieniowania, ekstrapolują dane linią prostą, która ignoruje punkty przy małych dawkach, a następnie twierdzą, że ich dane popierają hipotezę LNT. Najczęściej przytaczane jest studium Life Span Study instytutu Radiation Effects

Research Foundation (RERF), który bada osoby pozostałe przy życiu po wybuchach bomb atomowych w Japonii (kohorta *ABS - Atomic Bomb Survivors*). Dane te są przytaczane w raporcie BEIR VII [BEIR VII, 2006] i w innych publikacjach [Brenner 2014]. Raport BEIR VII stwierdza, że dane te są zgodne z hipotezą LNT. Ale najnowsza aktualizacja danych o umieralności na raka wśród kohorty ABS opublikowana przez Ozasę i innych w 2012 roku daje wyniki niezgodne z hipotezą LNT, ponieważ krzywa dawka-skutek wykazuje znaczące zakrzywienie lub odchylenie od liniowości w zakresie dawek od 0 do 2 Gy, w szczególności z powodu niższych niż oczekiwano częstości zachorowań na raka przy dawkach w zakresie od 0,3 do 0,7 Gy [Ozasa et al 2012].

Ozasa i inni nie znajdują wytłumaczenia dla zaobserwowanej w tym zakresie zmniejszonej częstości zachorowań. Natomiast, gdy wprowadzono korektę dla prawdopodobnego ujemnego błędu systematycznego w ocenie referencyjnej częstości zgonów na raka (w oparciu o hormezę radiacyjną występującą w kohorcie o najniższych dawkach promieniowania), to skorygowane dane o skutkach małych dawek przybrały kształt zgodny z wiedzą o hormezie radiacyjnej [Doss 2012a, Doss 2013]. Czyli hipoteza o hormezie radiacyjnej może zapewnić wytłumaczenie krzywizny kształtu danych o skutkach małych dawek, podczas gdy zastosowanie hipotezy LNT nie daje możliwości wytłumaczenia tego zjawiska.

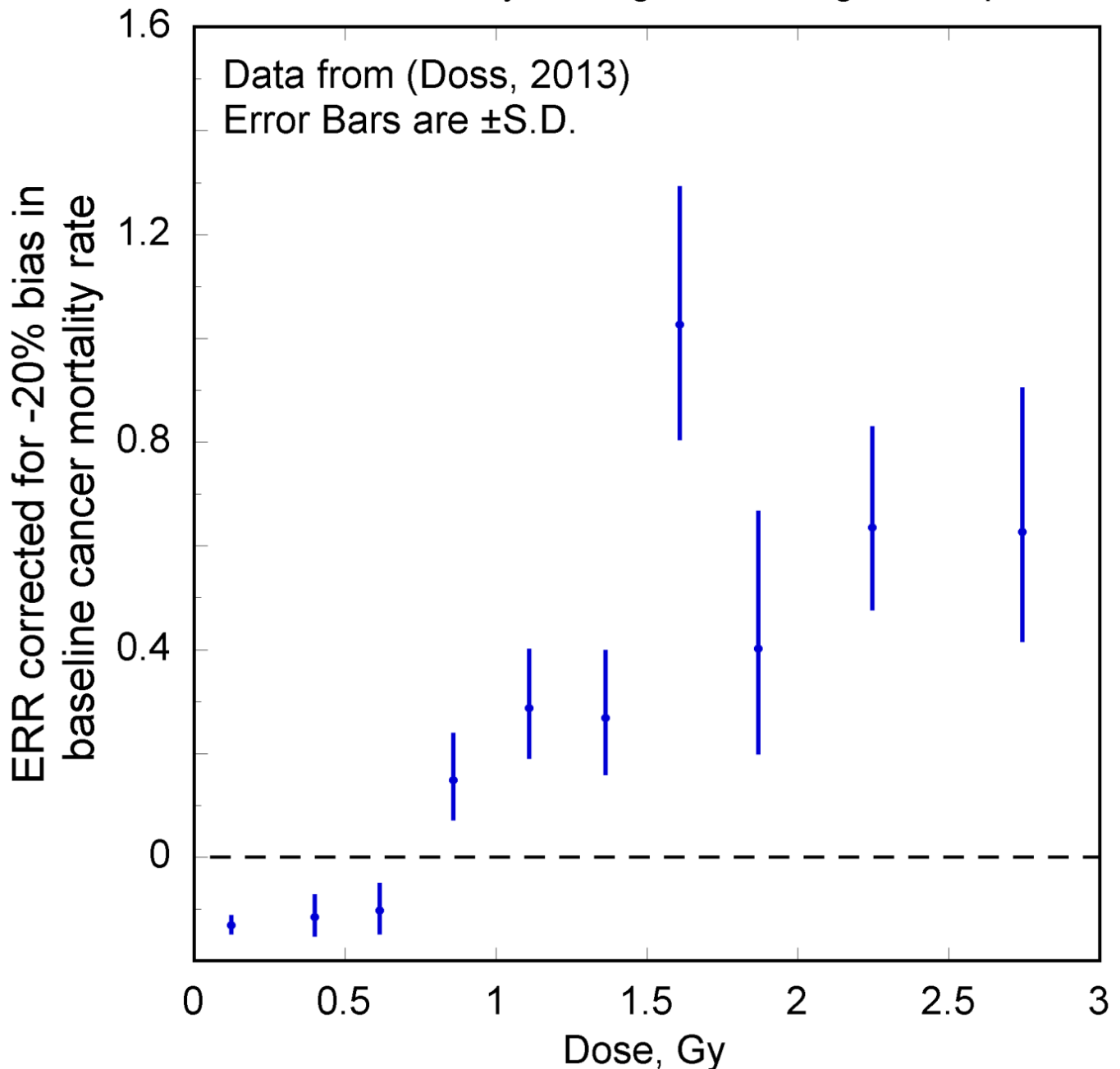
Analiza danych o kohorcie ABS przeprowadzona przez prof. Dobrzyńskiego i Socola [2014] wykazała, że nie dają one podstaw do hipotezy o liniowej bezprogowej zależności dawka – skutek. Dane o kohorcie ABS lepiej opisuje krzywa w kształcie litery S z progiem w rejonie 0,3 Sv i poziomem nasycenia w obszarze 1,5 Sv. Ponadto w wielu artykułach prof. Dobrzyński stwierdza, podobnie jak i inni eksperci, że różnica między gwałtownym napromieniowaniem o wielkiej mocy w bardzo krótkim czasie, jakie miało miejsce przy wybuchach bomb, a długotrwałym napromieniowaniem dawkami o małej mocy, jest tak zasadnicza, że kohorta ABS nie powinna być stosowana jako punkt odniesienia do rozważań o skutkach działania dawek o małych mocach. Należy też wspomnieć, że studium zachorowań na białaczkę wśród 96 000 osób, które przeżyły bombardowanie atomowe [Cuttler 2014b] pokazuje efekt hormetyczny przy małych dawkach poniżej około 500 mSv.

Chociaż Ozasa i inni przeprowadzili analizę dla wykrycia wartości progowej i doszli do wniosku, że najlepsze wyniki daje przyjęcie dawki progowej równej zeru, ich analiza dawki progowej była błędna, ponieważ stosowano w niej funkcję z ograniczeniami, które nie pozwalały obejmować pełnego zakresu obserwowanych danych. Analiza przy użyciu bardziej ogólnej formy funkcji wykazała, że nie można wykluczyć dawki progowej różnej od zera [Doss et al. 2012b Doss 2013]. Tak więc, wbrew twierdzeniu Ozasy i innych, dane o kohorcie ABS nie prowadzą do wniosku o zerowej wartości dawki progowej.

Dane o umieralności na raka wśród kohorty ABS, uznawane za najważniejsze uzasadnienie hipotezy o ujemnych skutkach zdrowotnych małych dawek promieniowania, nie podtrzymują więc hipotezy LNT. Fakt ten uznano w toku ostatniej opublikowanej debaty na temat skutków zdrowotnych małych dawek promieniowania [Doss et al., 2014a]. W debacie tej nie przytaczano danych o umieralności na raka wśród kohorty ABS dla uzasadnienia twierdzeń o rakotwórczej roli małych dawek promieniowania, przedstawianych we wprowadzeniu do dyskusji, chociaż takie uzasadnienia podawano dawniej w podobnych dyskusjach [Little et al. 2009].

Największą grupą osób narażonych zawodowo na promieniowanie są pracownicy energetyki jądrowej. Zwykle otrzymują oni małe dawki promieniowania. Zbadano ponad 400 000 pracowników jądrowych ze 154 instalacji jądrowych z 15 krajów [Cardis et al. 2007, Fornalski, Dobrzyński 2009] i okazało się, że częstość występowania chorób nowotworowych była mniejsza od oczekiwanej dla wszystkich rodzajów nowotworów z białaczką włącznie.

Atomic Bomb Survivor Solid Cancer Mortality, Data below 0.3 Gy averaged to a single data point.



Rys. 3 Wzrost lub obniżenie umieralności na raka wśród osób, które przeżyły wybuchy bomb atomowych po skorygowaniu wartości odniesienia uwzględniającym efekty hormetyczne (oś pionowa –dodatkowe ryzyko względne (*excess relative risk* – ERR) zgonu na nowotwory, oś pozioma –dawka promieniowania na jelito grube, kreski pionowe oznaczają wielkość jednego odchylenia standardowego, wartości poniżej 0,3 Gy pokazane jako jeden wspólny punkt). Dane z pracy Ozasa [Ozasa et al 2012], rysunek zaczerpnięty z pracy [Doss 2013]

Opracowany przez National Academy of Sciences raport BEIR VII [BEIR VII, 2006] wykazuje, że w większości studiów pracowników przemysłu jądowego umieralność na raka i umieralność ze wszystkich przyczyn **są mniejsze niż dla ludności nienarażonej na promieniowanie**. Wobec tego, że brak jest wyjaśnienia tego zjawiska, które może być powodowane przez np. hormezę radiacyjną, komitet Akademii Narodowej zasugerował możliwość „*efektu zdrowego pracownika*”. Ten tajemniczy efekt jest często podawany dla wytłumaczenia niższych częstości zgonów nowotworowych wśród pracowników otrzymujących małe dawki promieniowania, ale wystarczy chwila zastanowienia, by dojść do wniosku, że „*efekt zdrowego pracownika*” powinien zwiększać, a nie zmniejszać frakcje zgonów na nowotwory [Marcus et al. 2011]. Większość pracowników narażonych na promieniowanie zaczyna pracę w przemyśle jądowym w wieku dwudziestu lub trzydziestu kilku lat, gdy większość ludzi jest zdrowa. Nowotwory pojawiają się zwykle u ludzi



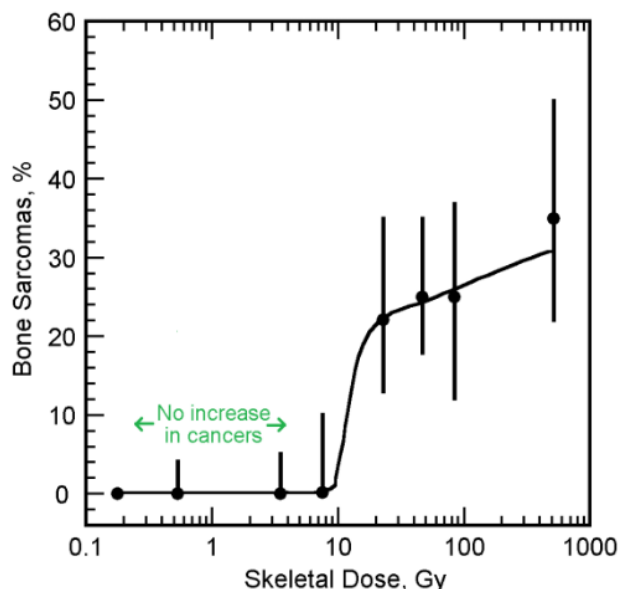
Rys. 4 Porównanie bezwzględnej umieralności (standardized mortality rate-SMR) w grupie narażonej z 15 krajów (górne) z grupą kontrolną z populacji zewnętrznej (dolne). Kolorem szarym oznaczono wszystkie zgony, a czarnym zgony nowotworowe. (wg. Fornalski, Dobrzyński, zaczerpnięto z [Fornalski, Dobrzyński 2009] za zgodą autorów)

starszych, a ponad połowa wszystkich nowotworów występuje u ludzi mających ponad 65 lat [Wallis 2014]. A więc trzeba być zdrowym, by dożyć do wieku, gdy występują nowotwory. Chorzy ludzie zwykle nie żyją tak długo i zwykle nie umierają na raka. Przekonywującą krytykę wprowadzania pojęcia „efektu zdrowego pracownika” dla wytłumaczenia, czemu pracownicy przemysłu jądrowego mniej umierają na raka przedstawili Fornalski i Dobrzyński w pracy [Fornalski, Dobrzyński 2009]. Pomysł, że „efekt zdrowego pracownika” obniża zachorowalność na raka jest bezsensowny. Natomiast doskonałym wytłumaczeniem jest zjawisko hormezy.

Dalszym przykładem na zjawisko hormezy jest los

31710 kobiet chorych na gruźlicę, które w kanadyjskich sanatoriach były w latach 1930-1952 poddawane wielokrotnie fluoroskopii dla monitorowania stanu ich choroby. Z pośród tych pacjentek, 26.4% otrzymało dawki promieniowania na chorą stronę płuc wynoszące 100 mGy lub więcej, a większość otrzymała mniejsze dawki. U wszystkich pacjentek oceniano względne zagrożenie ewentualnym rakiem piersi. Częstość raka piersi u pacjentek, które otrzymały całkowite dawki promieniowania w zakresie od 50 do 300 mGy, była o jedną trzecią niższa od częstości u osób nienapromieniowanych. Dopiero przy dawkach powyżej 500 mGy częstość zachorowań na nowotwory zaczynała rosnąć ponad wartości odniesienia [Cuttler, Pollycove 2003. Miller et al. 1989].

Inną grupę pracowników narażonych na promieniowanie stanowiły kobiety malujące tarcze zegarków roztworem radu. Wśród 900 młodych kobiet mających kontakt z roztworem radu wystąpiły 54 zachorowania



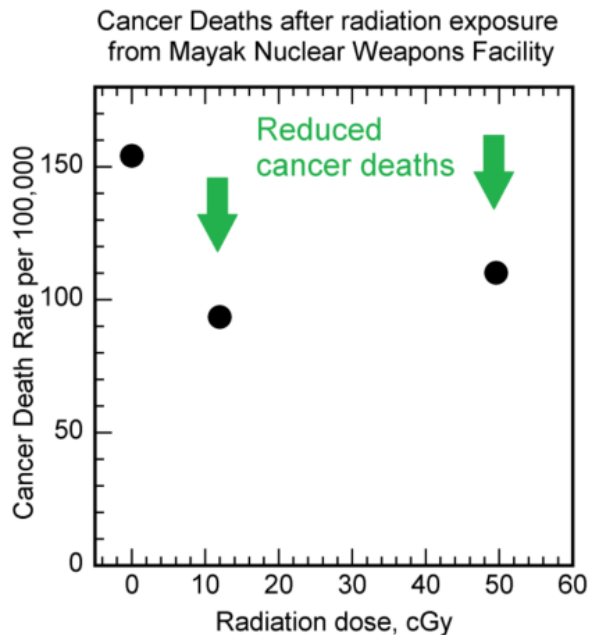
Rys. 5 Częstość zachorowań na raka kości u kobiet malujących radem tarcze zegarków, (oś pionowa – rak kości, oś pozioma – dawka na szkielet) [Rowland, 1983], (komentarz na rysunku – nie ma wzrostu częstości zachorowań) rysunek zaczerpnięty z [Doss 2015].

na mięsaka kości i 25 złośliwych nowotworów wyrostków sutkowatych i zatok przynosowych. Rad gromadzi się w kościach. Żaden z tych nowotworów nie wystąpił przy dawkach promieniowania pochłoniętych w kościach mniejszych niż 10 Gy [Rowland, 1970]. Analizy tych tragicznych zachorowań z czasów, gdy nie zdawano sobie sprawy z zagrożenia związanego z wchłanianiem radu, wskazują jednak wyraźnie na istnienie dawki progowej i to bardzo wysokiej, w przypadku raka kości.

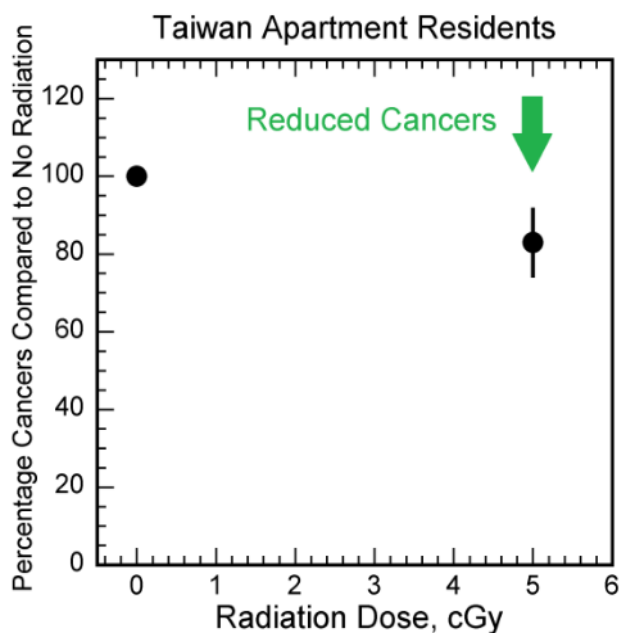
Po II Wojnie Światowej, po wynalezieniu reaktorów jądrowych i ekspansji pokojowych zastosowań energii jądrowej, pacjentów z nadczynnością tarczycy leczono przy użyciu radioaktywnego jodu I-131. Ta metoda leczenia jest szeroko stosowana również i dzisiaj. Choć jod I-131 leczył nadczy

ność tarczycy, były obawy o późniejsze efekty napromieniowania pacjentów. Dlatego przeprowadzono studium Cooperative Thyrotoxicosis Therapy Follow-Up Study, w którym badano wystąpienie białaczki u

ponad 36 000 pacjentów leczonych z powodu nadczynności tarczycy przy pomocy jodu radioaktywnego. Białaczkę wybrano, bo spośród wszystkich chorób nowotworowych jest ona najbardziej czuła na promieniowanie i występuje po napromieniowaniu szybciej niż inne nowotwory. Dawki na całe ciało otrzymywane przez leczonych pacjentów wynosiły około 130-140 mSv. Po uwzględnieniu wieku pacjentów okazało się, że częstość białaczek wynosi wśród nich 11 na 100 000 osobo-lat, podczas gdy wśród pacjentów, którym tarczycę usuwano chirurgicznie, (co było standardową metodą przed wprowadzeniem jodu) częstość zachorowań na białaczkę wynosiła 14 na 100 000 osobo-lat. Autorzy stwierdzili, że przy małych dawkach promieniowania na całe ciało nie ma zwiększonej częstości występowania białaczki [Tompkins, 1970], a obniżenie częstości występowania białaczek o 22% u pacjentów napromieniowanych jodem I-131 sugeruje możliwy efekt hormetyczny.



Rys. 6. Zgony nowotworowe po skażeniu okolic instalacji MAJAK w ZSRR, [Kostyuchenko, Krestinina 1994], (oś pionowa – częstość zgonów nowotworowych, oś pozioma – dawka promieniowania cGy) (komentarz na rysunku – zmniejszona częstość zgonów nowotworowych) rysunek zaczerpnięty z pracy [Doss 2015]



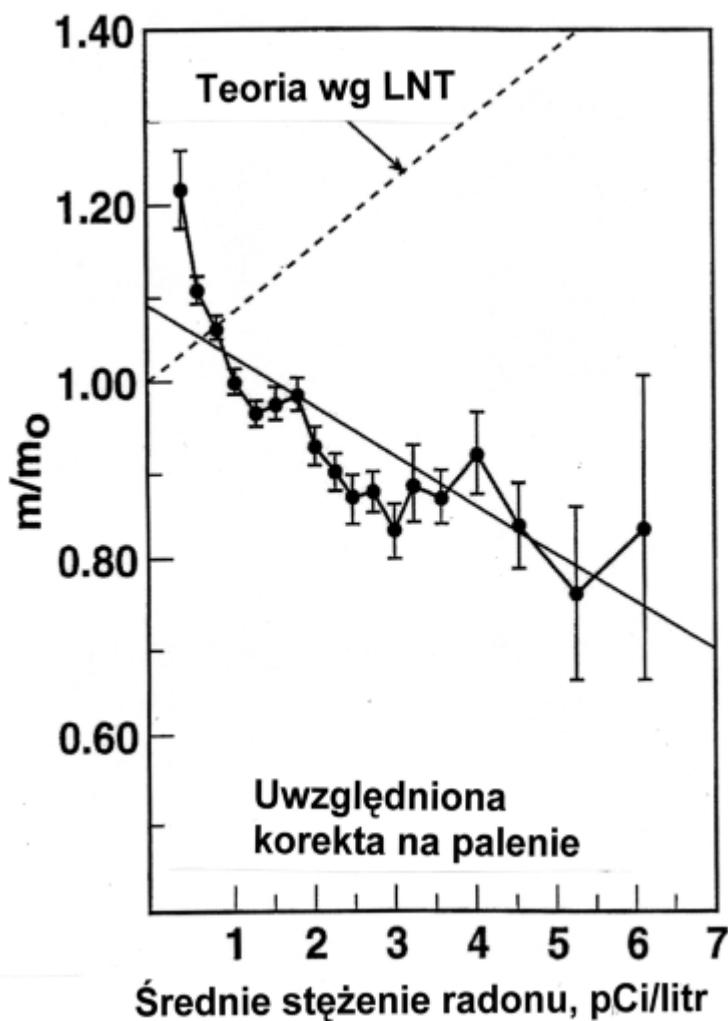
Rys. 7. Procentowa częstość nowotworów wśród napromieniowanych mieszkańców domów na Tajwanie w porównaniu z częstością wśród osób nienapromieniowanych przyjęta jako 100% [Hwang et al. 2006] (oś pozioma – dawka promieniowania, cGy) (komentarz na rysunku – zmniejszona ilość nowotworów) rysunek zaczerpnięty z pracy [Doss 2015]

Wybuch zbiornika odpadów radioaktywnych w zakładach przerobu paliwa wypalonego MAJAK w 1957 roku spowodował wypływ strumienia odpadów radioaktywnych na terenie wschodniego Uralu. Badania skutków prowadzono w latach 1957-1987 wśród mieszkańców 22 wsi, wywakuowanych ze strefy zagrożenia [Kostyuchenko, Krestinina 1994]. Osoby napromieniowane podzielono na trzy grupy o dawkach 40 mSv, 120 mSv i 500 mSv. Chociaż we wszystkich trzech grupach częstość zachorowań na nowotwory była mniejsza niż częstość oczekiwana na tym rejonie Rosji, to w grupach o dawce 500 mSv i 120 mSv zmniejszenie częstości zachorowań było statystycznie znaczące, co sugeruje występowanie hormezy. Umieralność na nowotwory w grupie 500 mSv była o 29% niższa niż w grupie kontrolnej, a w grupie 120 mSv o 39% niższa niż w grupie kontrolnej.

W 1982 r. kilka porzuconych źródeł kobaltowych (Co-60) zostało pomyłkowo włączonych do recyklingu stali w północnym Tajwanie. Spowodowało to skażenie radioaktywne ponad 20 000 ton stali wykorzystanej do budowy ponad 200 obiektów mieszkalnych, przemysłowych i szkół na Tajwanie. Skażenie to wykryto w 1992 roku i narażona populacja była badana pod kątem umieralności na choroby nowotworowe. Populacja 7271 osób, która nagromadziła 101 560 osobo-lat narażenia, była chronicznie napromieniowywana od 1983 do 2002 roku dawkami wynoszącymi średnio około 50 mGy/rok. Zakres dawek całkowitych wynosił od 1 do 2363 mSv. Znormalizowany stosunek częstości występowania (*standardized incidence ratio-SIR*) i przedział ufności 95% dla wszystkich nowotworów wynosił 0.8 (0.7, 1.0), dla wszystkich nowotworów z wyjątkiem białaczki 0.8 (0.6, 0.9), i dla wszystkich guzów łitych 0.7 (0.6, 0.9) [Hwang et al. 2006]. (*SIR* = 1.0 oznacza, że częstość była taka sama jak dla osób nienapromieniowanych).

Rys. 7. Procentowa częstość nowotworów wśród napromieniowanych mieszkańców domów na Tajwanie w porównaniu z częstością wśród osób nienapromieniowanych przyjęta jako 100% [Hwang et al. 2006] (osł pozioma- dawka promieniowania, cGy) (komentarz na rysunku – zmniejszona ilość nowotworów) rysunek zaczerpnięty z pracy [Doss 2015]

Obniżona częstość zachorowań była znacząca na poziomie ufności 95% dla wszystkich nowotworów z wyjątkiem białaczki i dla guzów litych. Obniżona częstość zachorowań dla wszystkich nowotworów była znacząca przy poziomie ufności 90%. Obniżone częstości zachorowań na nowotwory wśród osób napromieniowanych chronicznymi małymi dawkami promieniowania wskazują na efekty hormetyczne promieniowania.



Rys. 8 Względna umieralność na raka płuc $\frac{m}{m_0}$ odniesiona do umieralności średniej w USA $\frac{m_0}{m_0}$ w zależności od stężenia radonu w mieszkaniach, wg studium B. Cohena obejmującego ponad 90% obszaru USA [Cohen, 1995, Cohen, 1997].

Przedmiotem żywych dyskusji jest związek poziomu promieniowania radonu w domach i zachorowalności na raka płuc. Obszerne badania Bernarda Cohena [Cohen 1989, Cohen 1995, Cohen 1997, Cohen 2008] w USA wykazały, że przy wzroście poziomu stężenia radonu w mieszkaniach występuje obniżenie częstości zachorowań na raka płuc. Dane Cohena zostały starannie skorygowane dla uwzględnienia 54 zmiennych socjalno-ekonomicznych, włącznie z paleniem papierosów, ale nie zmieniło to odwrotnie proporcjonalnej zależności poziomu radonu i raka płuc.

Bobby Scott [Scott, 2011] przeanalizował sytuację i sugeruje, że napromieniowanie przez niskie stężenia radonu i produktów pochodnych aktywizuje naturalne mechanizmy obronne przeciwdziałające zachorowaniom na raka płuc, włącznie z rakiem płuc powodowanym przez palenie, na poziomie stężeń radonu do 150 Bq/m³ (to jest 4 pikoCi/litr, co Environmental Protection Agency, EPA uznała za poziom wymagający działań zaradczych). Powyżej tego poziomu naturalne procesy obronne tracą swą skuteczność i obserwuje się wzrost częstości zachorowań na raka płuc. Niskie

stężenia radonu mają działanie hormetyczne. Klaus Becker [Becker, 2003] potwierdził, że podobne korelacje występują w populacjach w Europie Środkowej.

W 1986 roku awaria reaktora w Czarnobylu przykuła uwagę świata, powodując przesadne reakcje na wielką skalę [Jaworowski 2010]. W dawnym Związku Radzieckim przeprowadzono przymusową ewakuację 360 000 osób, przy czym część z nich ewakuowano z terenów, na których promieniowanie było 5 razy MNIEJSZE niż promieniowanie na dworcu autobusowym Grand Central Station w Nowym Jorku, zbudowa-

nym z granitu naturalnego. W Europie Zachodniej przeprowadzono wiele niepotrzebnych aborcji wskutek obaw przed urodzeniem zdeformowanych dzieci. Zmarnowano ogromne ilości jedzenia wskutek występowania w nich minimalnych śladów skażeń, które nie byłyby szkodliwe dla nikogo. Hipoteza LNT ponosi odpowiedzialność za większość tej histerii, bo mnożenie bardzo małych dawek promieniowania przez setki milionów ludzi dawało w wyniku duże ilości zgonów na raka, rozgłaszane przez media jako wyniki „obliczeń naukowych”. Obecnie największe autorytety naukowe przyznają, że takie stosowanie hipotezy LNT było błędne.

Niedawne memorandum grupy roboczej ICRP zawiera stwierdzenie, że „model LNT nie jest powszechnie akceptowany jako prawdziwy biologicznie... daje on spekulatywne, nieudowodnione, niewykrywalne i złudne liczby powstające przez mnożenie nominalnych współczynników ryzyka przez oceniane dawki kolektywne otrzymywane teoretycznie przez ogromne ilości ludzi narażonych na minimalne wzrosty mocy dawki z powodu uwolnień substancji radioaktywnych do atmosfery [Gonzalez 2013]. Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej MAEA stwierdziła w niedawno opracowanym dokumencie [MAEA 2013] że w razie awarii w elektrowni jądrowej moce dawki około 0,025 mSv/h (to jest około 100 razy większe niż przeciętne tło naturalne promieniowania na Ziemi) są „bezpieczne dla każdego”. Jest to wielki postęp w stosunku do dawnych twierdzeń, że „nie ma dawki bezpiecznej”. Również Komitet UNSCEAR w swym raporcie przedłożonym w 2013 roku Zgromadzeniu Ogólnemu ONZ [UNSCEAR 2013] stwierdził, że przewiduje „brak widocznych skutków zdrowotnych spowodowanych przez awarię w Fukushima”.

Już po awarii i po przeprowadzeniu masowej ewakuacji mieszkańców z okolic Czarnobyla Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej MAEA a za nią wiele państw członkowskich przyjęły ustalenia, według których trwała ewakuacja jest uzasadniona dopiero wówczas, gdy dodatkowa dawka awaryjna w ciągu 50 lat przekracza 1000 mSv [IAEA, 2004]. Ten przepis obowiązuje także i w Polsce [Rozporządzenie RM 2004]. Gdyby taką dawkę graniczną wprowadzono w ZSRR, masowa ewakuacja byłaby niepotrzebna.

Napromienioną ludność w Związku Radzieckim badano pod kątem wzrostu występowania chorób nowotworowych. Według raportu UNSCEAR 2000 [UNSCEAR 2000] i raportów Forum Czarnobyla 2006, poza rakami tarczycy w wysoko skażonych rejonach nie wykryto wzrostu częstości białaczki ani guzów litych, i nie ma wskazań, by występowały choroby dziedziczne genetycznie. Wzrost częstości raków tarczycy wykryto wśród dzieci poniżej 15 lat w 1987 roku, to jest w rok po awarii. Jednakże dawki promieniowania były zbyt niskie, by mogły spowodować takie skutki i nie występowała zależność skutków od dawki. Co więcej, czas po awarii był zbyt krótki w porównaniu z obserwacjami osób, które przeżyły wybuchy bomb atomowych w Japonii, gdzie średni okres utajenia raka tarczycy powodowanego promieniowaniem wynosił 28 lat [UNSCEAR 2000]. Uważa się, że zaobserwowany zwiększony poziom utajonych raków tarczycy był spowodowany zwiększoną wykrywalnością spowodowaną przez masowe badanie przesiewowe przy użyciu bardzo czułych przyrządów [22]. Utajony rak tarczycy jest bardzo częsty i przy autopsji w różnych krajach stwierdza się, że występował on wśród 4,5 do 36% osób [Moosa, Mazzaferri 1997, Tan, Gharib 1997]. Te małe guzki rakowe pozostają zwykle niewykryte w ciągu życia mających je osób.

Opracowanie bardzo czułych metod badań ultradźwiękowych pozwoliło na znacznie częstsze wykrywanie tych „niemych” lub utajonych raków tarczycy. W Stanach Zjednoczonych program przesiewowy wykrył wzrost guzków tarczycy o 2100% [Ron et al. 1992] a przymusowe coroczne badania dzieci w rejonach skażonych wokół Czarnobyla dały podobne wyniki. Według prof. Jaworowskiego [Jaworowski 2010] naturalna częstość utajonych raków tarczycy jest około 1000 razy większa niż najwyższa częstość zarejestrowanych raków tarczycy w krajach, gdzie wystąpiły największe opady radioaktywne po awarii w Czarnobylu. Oznacza to, że znajdowanie utajonych raków tarczycy w rejonie Czarnobyla nie jest powodowane promieniowaniem po awarii, lecz jest efektem przeprowadzenia badań metodami o wysokiej czułości [Jargin 2014]. Awaria w Czarnobylu spowodowała zgony popromienne 28 ratowników, którzy otrzymali od 2,9 do 16 Gy. Trzy dalsze osoby zmarły z różnych przyczyn. Umieralność na raka wśród pozostałych ratowników jest o 15-30% niższa niż wśród ogólnej ludności rosyjskiej, a wśród mieszkańców rejonu Brianska, gdzie

skażenia były największe, częstość występowania guzów litych jest o 5% niższa niż oczekiwana [Jaworowski 2010].

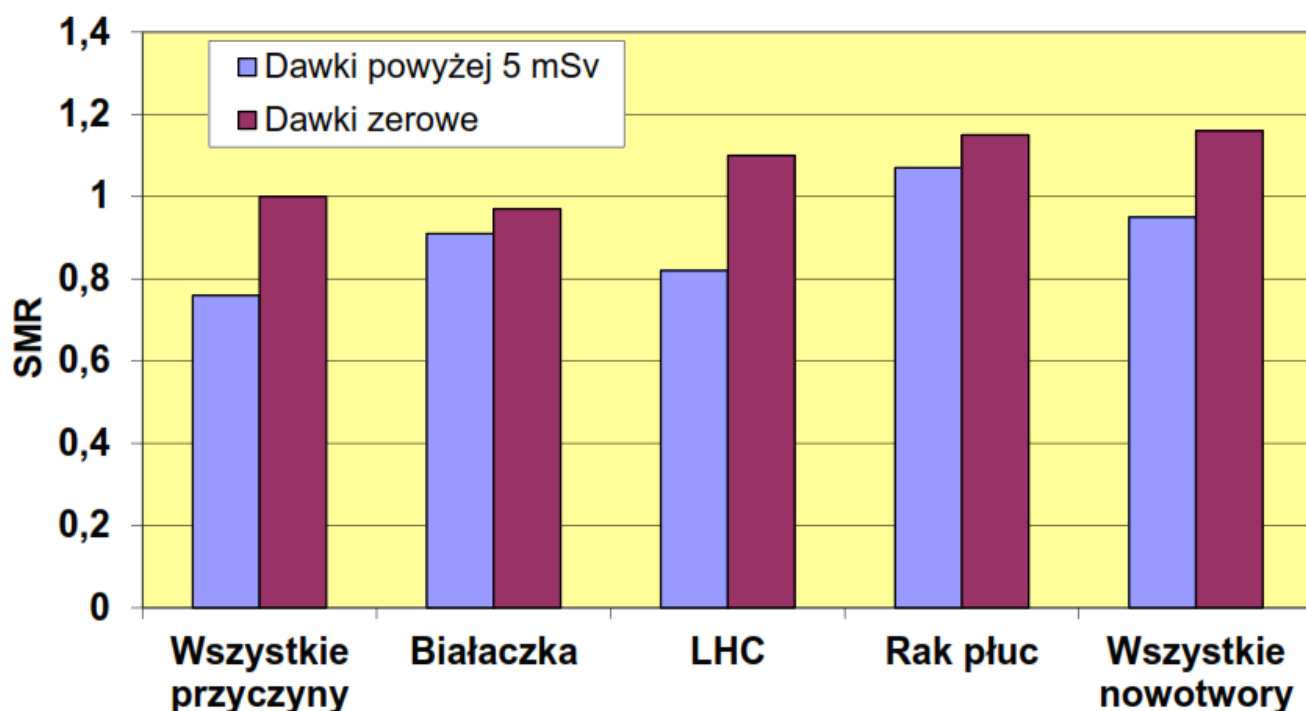
Warto przypomnieć wspólny raport Francuskiej Akademii Nauk i Francuskiej Akademii Medycyny [Joint Report 2005] na temat efektów karcinogennych małych dawek promieniowania, opublikowany w 2005 roku, na krótko przed opublikowaniem analogicznego raportu BEIR VII Phase 2 przez National Research Council [BEIR VII, 2006]. Mówiąc o tych samych zjawiskach, dwie grupy ekspertów doszły do różnych wniosków [Tubiana et al. 2006]. We francuskim raporcie stwierdzono, że studia epidemiologiczne nie mogły wykryć żadnego znaczącego wzrostu zachorowań na nowotwory przy dawkach promieniowania do 100 mSv, że nie ma przekonujących danych, które wskazywałyby na jakiegokolwiek zwiększenie zachorowań nowotworowych wśród dorosłych, dzieci i niemowląt otrzymujących dawki do 100 mSv. Dlatego hipoteza LNT powoduje silne zawyżenie oceny ryzyka przy małych dawkach. Jego zastosowanie jest nieuzasadnione i nie powinno być utrzymywane dla dawek poniżej 20 mSv. Natomiast raport BEIR VII we wnioskach stwierdza, że „komitet sądzi, że suma informacji zebranych w toku studiów epidemiologicznych, badań na zwierzętach i analiz przyczynowo-skutkowych przemawia na korzyść prostej zależności proporcjonalnej między małymi dawkami promieniowania a występowaniem nowotworów. Zdajemy sobie przy tym sprawę z niepewności w tej ocenie.”

Raport BEIR VII zaleca dalsze stosowanie hipotezy LNT przy małych i bardzo małych dawkach. Raport BEIR VII nie uwzględnia danych o progu występowania nowotworów wśród kobiet malujących radem tarcze zegarków lub wśród pacjentów, u których użyto Thorotrastu, jako środka kontrastowego przy badaniach promieniami Rentgena (dawki na wątrobę 2 Gy). Raport francuski uwzględnia te fakty. Eksperci tych dwóch grup różnią się w swych ocenach wyników studium osób, które przeżyły wybuchy bomb atomowych (Hiroszima/Nagasaki Life Span Study). Francuski raport stwierdza, że nie wykryto znaczącego wzrostu zachorowań na nowotwory przy dawkach poniżej 100 mSv, podczas gdy raport BEIR VII włącza dane dla niskich dawek do danych o dawkach wysokich, by wykazać wzrost zachorowań na raka. Badania zwierząt nie wykazują wzrostu zachorowań przy dawkach poniżej 100 mSv; wiele z nich wykazuje istnienie wartości progowych i około 40% pokazuje efekty hormetyczne. Raport francuski podkreśla wysoką skuteczność mechanizmów naprawy uszkodzeń DNA oraz rolę usuwania uszkodzonych komórek (apoptozy), podczas gdy BEIR VII bagatelizuje znaczenie tych badań twierdząc, że nie wyjaśniono jeszcze wszystkich działających w nich procesów. Ważna różnica w tych raportach występuje przy rozpatrywaniu napromieniowania *in utero* (w łonie matki). Podczas gdy BEIR VII stwierdza, że dawki na płód wynoszące 10-20 mSv powodują wzrost częstości białaczki i guzów litych, raport francuski poddaje w wątpliwość zależność przyczynowo - skutkową, ponieważ populacja napromieniowanych zarodków jest niereprezentatywna, bo tylko kobiety ciężarne z problemami zdrowotnymi poddają się prześwietleniom promieniami Rentgena. Płody losowo napromieniowane podczas wybuchów bomb atomowych badane w ramach programu Hiroszima/Nagasaki Life Span Study nie wykazały takiego wzrostu zachorowań na nowotwory. Nie było też różnic w badaniach *post partum* bliźniaków, gdy jedno z nich było napromieniowane po urodzeniu a drugie nie. Bardziej szczegółowe porównania przedstawiono w [Tubiana et al. 2006].

Do przykładów uzasadniających konieczność odrzucenia hipotezy LNT podanych przez prof. Marcus, stowarzyszenie SARI, w swym liście do NRC, dodało dalsze argumenty. Studium wpływu promieniowania na zdrowie pracowników przemysłu jądrowego w 15 krajach [Cardis et al. 2005], cytowane w raporcie BEIR VII [BEIR VII, 2006] jako dodatkowe świadectwo obaw przed małymi dawkami promieniowania, nie może być już wykorzystywane dla poparcia hipotezy LNT, ponieważ dane kanadyjskie stanowiące w tym studium główny argument za LNT okazały się błędne i zostały wycofane przez Health Canada [CNSC 2011, Zabłotska et al. 2014].

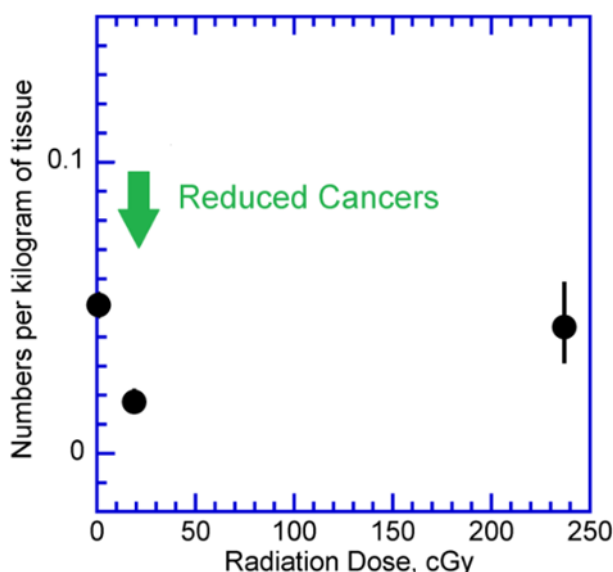
Istnieją też inne dane potwierdzające, że małe dawki promieniowania zmniejszają ryzyko zachorowań na raka. Są to:

1) studium pracowników stoczniowych zajmujących się okrętami z napędem atomowym, które wykazało, że pracownicy, którzy otrzymali dawki około 40 mGy, rzadziej umierali na raka niż analogiczni pracownicy niewystawieni na kontakt z promieniowaniem, którzy nie otrzymywali żadnych dawek promieniowania w ciągu swojej pracy [Sponsler, Cameron 2005].



Rys. 9. Umieralność na nowotwory i umieralność ze wszystkich przyczyn wśród napromieniowanych i nienapromieniowanych pracowników stoczni w Ship-pingport. (SMR – znormalizowana częstość umieralności) (Dane z pracy [Sponsler, Cameron 2005])

2) studium osób, które przeżyły choroby nowotworowe w dzieciństwie dzięki terapii radiacyjnej, wykazuje mniejszą częstość występowania nowotworów na kg masy ciała w rejonach, które otrzymały dawki lecznicze około 200 mGy w porównaniu z rejonami ciała, które nie były napromieniowywane podczas terapii radiacyjnej [Tubiana et al. 2011].

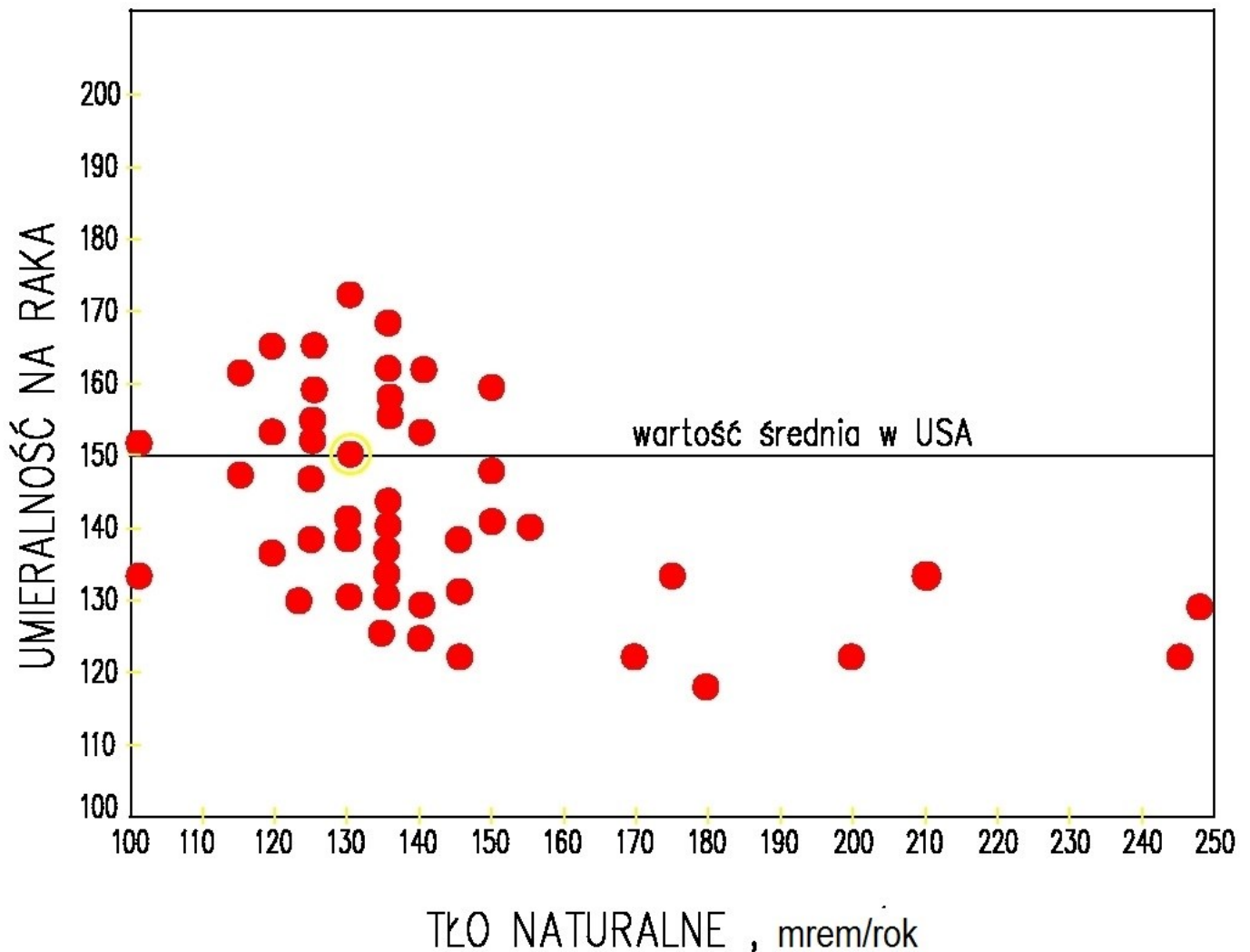


Rys. 10 Zmniejszenie zachorowalności na nowotwory po napromieniowaniu, [Tubiana et al. 2011] (oś pionowa – liczba zachorowań na kg tkanki, oś pozioma – dawka promieniowania cGy) (komentarz na rysunku – zmniejszona ilość nowotworów), rysunek zaczerpnięty z pracy [Doss 2015]

3) Badania kliniczne leczenia przy pomocy małych dawek promieniowania na całe ciało podawanych wielokrotnie w ciągu 5 tygodni wykazały, że małe dawki działają terapeutycznie na choroby nowotworowe i są równie lub bardziej skuteczne niż chemoterapia w utrzymywaniu pacjentów przy życiu, a nie powodują widocznych skutków ubocznych [Chaffey et al. 1976 Choi et al. 1979, Pollycove 2007, 49-51].

4) Badania kliniczne leczenia białaczek przy pomocy małych dawek podawanych na całe ciało lub na górną połowę ciała pomiędzy standardowymi napromieniowaniami leczniczymi wykazały polepszenie przeżywalności pacjentów [Sakamoto 2004]. Sakamoto zastrzega się, że terapia małymi dawkami działa nie u wszystkich grup wiekowych pacjentów i nie we wszystkich przypadkach nowotworów. Ważne jest jednak przede wszystkim to, że te dawki nie szkodzą, a mogą pomóc.

Także wiele studiów ekologicznych wykazało zmniejszanie częstości zachorowań na raka ze wzrostem promieniowania tła naturalnego. Chociaż studia ekologiczne bywały odrzucane (np. w raportach BEIR V i BEIR VII) pod pretekstem, że występuje w nich błędne rozumowanie ekologiczne, studia te pozwoliły na wysnucie ważnych wniosków [Wikipedia 2015] [Hart 2011] [Seiler i Alvarez 2000] i nie powinny być ignorowane bez odpowiedniego rozważenia. Studium częstości zachorowań na raka w stanach USA w funkcji średnich dawek naturalnego tła promieniowania wykazały, że częstość zachorowań na raka jest mniejsza w stanach o najwyższym tle promieniowania naturalnego [Frigerio et al. 1973].

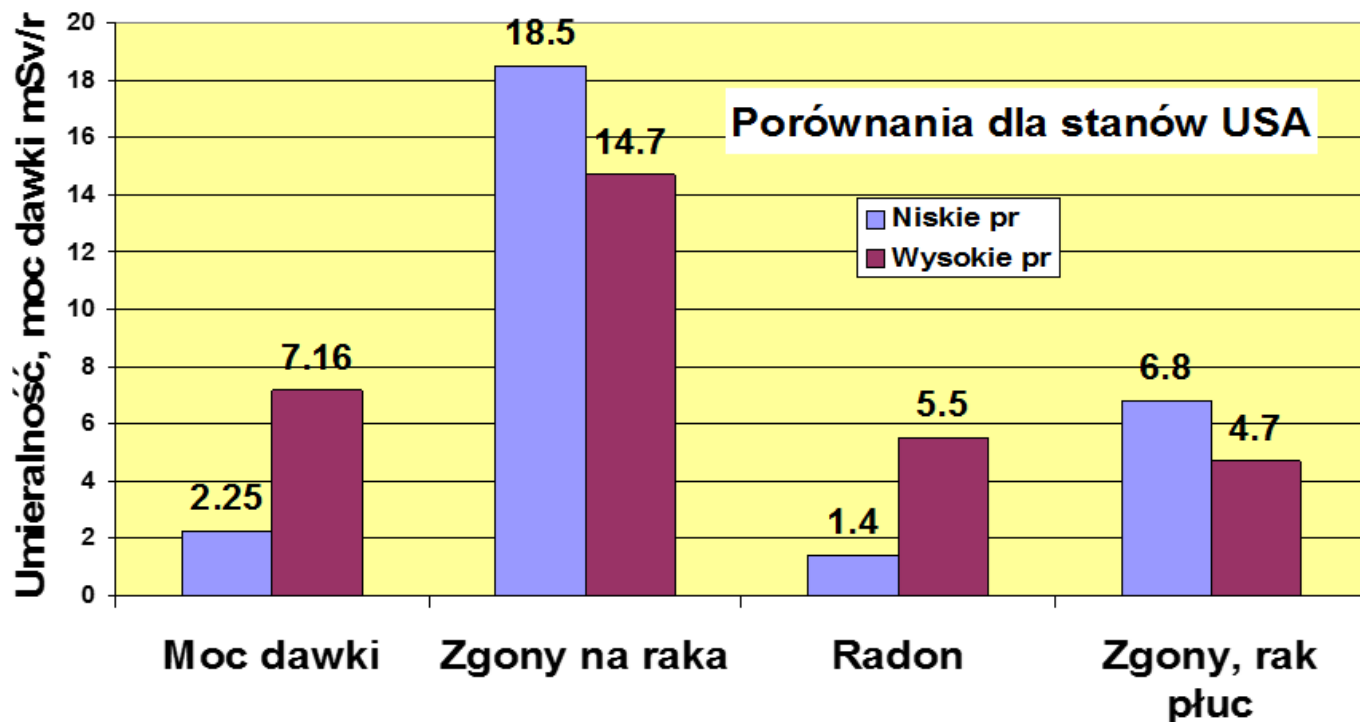


Rys. 11 Umieralność na raka w stanach USA o różnym poziomie promieniowania wg studium Frigerio [1973]. Wartości dawek podane na osi poziomej w mrem/rok zgodnie z praktyką w USA w 1973 roku można przeliczyć na mSv/rok dzieląc wartości w mrem przez 100.

Przeprowadzone w hrabstwach USA porównanie poziomu stężenia radonu w domach i zachorowań na raka płuc wykazało korelację odwrotną pomiędzy stężeniem radonu a częstością zachorowań – **wysokie** stężenie radonu występuje wraz ze **zmniejszoną** zachorowalnością na raka płuc [Jagger 1998].

Porównanie map poziomu radonu i częstości zachorowań na raka płuc wielokrotnie wykazywało, że najwyższe częstości zachorowań na raka płuc występują w rejonach o najniższym poziomie stężenia radonu [56]. Obserwacje tego zjawiska powtarzają się wielokrotnie w różnych hrabstwach i stanach, w stanach o niskiej populacji palących i w stanach o wysokiej populacji palących, w stanach o niskim poziomie stężenia radonu i w stanach o wyższym poziomie stężenia radonu itd.

Zgodność z innymi obserwacjami wskazującymi na zapobieganie nowotworom przez małe dawki promieniowania dowodzi, że zaobserwowane zmniejszenie częstości raka płuc przy wzroście stężenia radonu jest prawdopodobnie zależnością przyczynowo -skutkową, a nie efektem niezidentyfikowanych czynników zakłócających.



Rys. 12 Umieralność na nowotwory w stanach USA mierzona na 100 000, mieszkańców, dane z pracy Jaggera [1998]

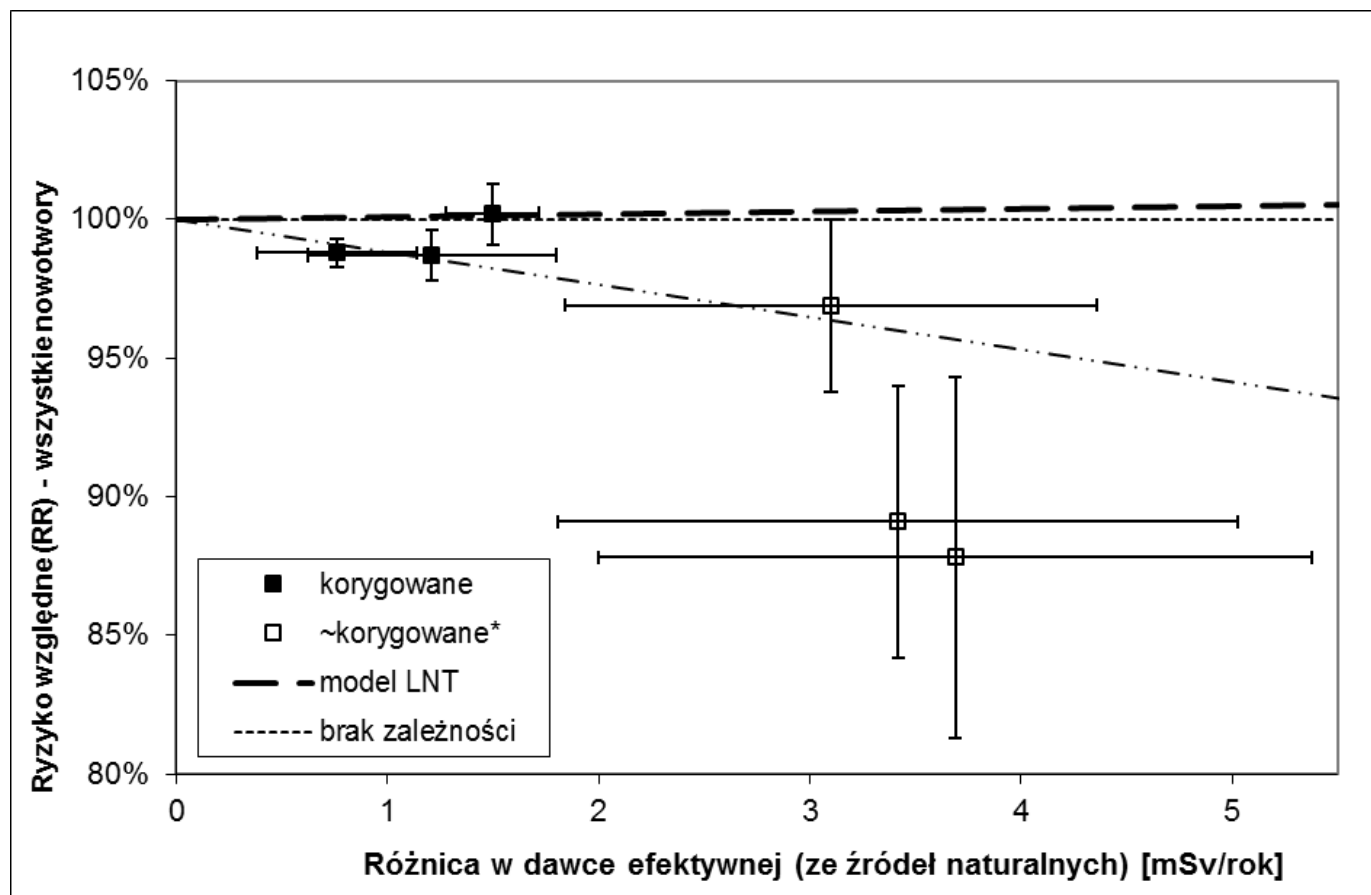
W tej sytuacji podniesienie poziomu stężenia radonu w domach mających niskie stężenie radonu doprowadziłoby prawdopodobnie do redukcji częstości zachorowań na raka płuc. Wobec tego, że rak płuc jest jedną z najgroźniejszych odmian raka i główną przyczyną zgonów na raka w USA, obecne przepisy oparte na hipotezie LNT i zniechęcające do prowadzenie prób klinicznych skutków działania małych dawek mają prawdopodobnie negatywny wpływ na zdrowie społeczeństwa. Program redukcji stężenia radonu rekomendowany przez agencje rządowe takie jak EPA w oparciu o hipotezę LNT prawdopodobnie prowadzi do zwiększenia ryzyka zachorowania na raka płuc w społeczeństwie, na co wskazują wyniki studiów ekologicznych.

Wyniki otrzymywane na całym świecie znalazły także potwierdzenie w Polsce, w wielu studiach prowadzonych przez prof. dr hab. L. Dobrzyńskiego z Narodowego Centrum Badań Jądrowych i dr inż. K.W. Fornalskiego. Badania w rejonach Polski o niskim i wysokim tle promieniowania wykazały, że umieralność na raka jest mniejsza w rejonach o wysokim promieniowaniu, a spadek prawdopodobieństwa zgonu wynosi 1,17 %/mSv/rok (przy $p=0,02$) dla wszystkich zgonów powodowanych przez nowotwory i o 0,82%/mSv/rok ($p=0,2$) dla raka płuc. [Fornalski, Dobrzyński, 2012]

Wyniki te ilustruje rysunek 13

Przyjmując model najbardziej zachowawczy, - piszą autorzy tych badań - z całą pewnością można stwierdzić, że w obszarze niskich dawek brak jest wzrostu ryzyka nowotworowego w obu przypadkach. Nawet jeśli nie przyjmujemy modelu hormetycznego, wniosek płynący z tych badań jest istotny, gdyż pokazuje, jak bardzo społeczna radiofobia jest irracjonalna.

Bardzo wiele źródłowego materiału nt. działania małych (i dużych) dawek zapisano w wykładach prof. Dobrzyńskiego zamieszczonych pod adresem <http://ncbj.edu.pl/materiały-edukacyjne/materiały-dla-studentów>, a obszernie artykuły o wpływie małych dawek na zdrowie człowieka i o ich efektach przy pracy elektrowni jądrowej na człowieka zamieścił też autor niniejszego artykułu [Strupczewski, 2005 i 2009]. SARI zwraca uwagę, że obecne przepisy oparte na hipotezie LNT mają zasadniczy negatywny wpływ na zdrowie społeczeństwa, ponieważ uniemożliwiają studia pozytywnego wpływu małych dawek promieniowania na redukcję częstości takich chorób jak rak, choroba Alzheimera, choroba Parkinsona i inne, pomi-



Rys. 13 Wyniki analizy dla śmiertelności z powodu wszystkich nowotworów. Oś pionowa reprezentuje ryzyko względne (RR). Oś pozioma reprezentuje różnicę w rocznej dawce skutecznej dla poszczególnych grup regionalnych od 1 do 6. Wyniki zostały skorygowane na występowanie czynników zakłócających. Linia przerywana (oznaczona jako LNT) oznacza model liniowego wzrostu ryzyka wraz z dawką. Wszystkie niepewności reprezentują jedno odchylenie standardowe (68% CI). Puste kwadraty oznaczają punkty, które mogą być potencjalnie zafałszowane z uwagi na ekstrapolowanie danych statystycznych na temat palaczy w poszczególnych powiatach. Rysunek zaczerpnięty z pracy [Fornalski, Dobrzyński, 2013].

Wyniki te są jakościowo zgodne z wynikami dla pracowników ośrodka jądrowego w Świerku przedstawionymi w publikacji [Fornalski Dobrzyński 2011].

mo istnienia studiów wykazujących dobroczynny wpływ małych dawek promieniowania na leczenie tych chorób [Doss, 2014, Cuttler 2003].

Biorąc pod uwagę, że hipotezę LNT wprowadzono w latach 50-tych w związku z własnymi interesami członków ciał doradczych [Calabrese2014], a zastosowanie modelu progowego spowodowałoby redukcję lub eliminację wielu przepisów i ogromne zmniejszenie personelu agencji takich jak NRC, EPA lub DOE, SARI wnioskuje, by problem przerywania stosowania hipotezy LNT został rozpatrzony przez niezależny komitet utworzony poza NRC, co pozwoli uniknąć zasadniczego konfliktu interesów.

Wśród zmian w Kodeksie Federalnym USA 10 CFR Part 20 postulowanych przez dr Marcus i popieranych przez SARI najważniejsze to zmiana przepisów tak by uwzględnić hormezę radiacyjną. Pojęcie ALARA – narażenie na promieniowanie „tak małe, jako to rozsądnie możliwe” – powinno być całkowicie usunięte z przepisów, bo nie ma sensu obniżanie dawek promieniowania, które nie tylko nie szkodzą, ale mogą być hormetyczne. Dawki dla członków społeczeństwa należy podnieść do poziomu dawek dla pracowników narażonych zawodowo, ponieważ małe dawki mogą mieć skutki hormetyczne. Autorzy petycji do NRC pytają, *Czemu mielibyśmy pozbawiać społeczeństwo korzyści płynących z małych dawek?*

Oczywiście potrzeba będzie wprowadzenia wielu innych zmian do przepisów NRC w toku aktualizacji 10 CFR Part 20. Zmiany będą na przykład dotyczyły przepisów medycznych i regulacji dotyczących odpadów nisko aktywnych. Ale wszystkie te działania muszą zacząć się od usunięcia hipotezy LNT. Na jej miejsce można wprowadzić model progowy lub hormetyczny.

Podziękowania

Serdecznie dziękuję panu prof. dr hab. M. Waligórskiemu za cenne uwagi, panu prof. dr hab. L. Dobrzyńskiemu i dr inż. K. Fornalskiemu za udostępnienie opracowanych przez nich rysunków i pomocne korekty tekstu, a panu dr K. Andrzejewskiemu i dr inż. O. Skoniecznemu za znalezienie miejsc wymagających korekty i pomocne propozycje zmian, które ułatwiły czytanie tekstu. Dziękuję także panu prof. dr M. Dossowi za umożliwienie mi korzystania z jego rysunków i narysowanie jego z nich specjalnie dla potrzeb tego artykułu. Błędy w tym artykule są mojego autorstwa – zaś istotne spostrzeżenia warte przeczytania i zapamiętania są efektem pracy wielu autorów, wymienionych w spisie literatury. To oni zasługują na szacunek i ich zasługą będzie kiedyś przełamanie lęków otaczających promieniowania i jego zastosowania.

LITERATURA

Becker 2003	Becker, Klaus: Health effects of high radon environments in central Europe: Another test for the hypothesis? <i>Nonlinearity in Biology, Toxicology, and Medicine</i> 1(1):3- 35, 2003.
BEIR VII 2006	BEIR VII, Phase 2. National Academy of Sciences-National Research Council: Health risks from exposure to low levels of ionizing radiation. National Academies Press, 2006, Washington, D.C. ISBN 0-309-53040-7 (pdf). http://www.nap.edu/openbook.php?isbn=030909156X.
Brenner 2014	Brenner DJ. What we know and what we don't know about cancer risks associated with radiation doses from radiological imaging. <i>Br J Radiol.</i> 2014 Mar;87(1035):20130629. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/24198200.
Calabrese 2014	Calabrese, Edward J.: The genetics panel of the NAS BEAR I Committee (1956): epistolary evidence suggests self-interest may have prompted an exaggeration of radiation risks that led to the adoption of the LNT cancer risk assessment model. <i>Arch. Toxicol.</i> Published online: 04 July 2014. DOI 10.1007/s00204-014-1306-7.
Calabrese 2015a	Calabrese, Edward J.: An abuse of risk assessment: how regulatory agencies improperly adopted LNT for cancer risk assessment. <i>Arch. Toxicol.</i> Published online: 18 January 2015. DOI 10.1007/s00204-015-1454-4.
Calabrese 2015b	Calabrese, Edward J.: Cancer risk assessment foundation unraveling: New historical evidence reveals that the U.S. National Academy of Sciences (US NAS), Biological Effects of Atomic Radiation (BEAR) Committee Genetics Panel falsified the research record to promote acceptance of the LNT. <i>Arch. Toxicol.</i> Published online: 20 January 2015. DOI 10.1007/s00204-015-1455-3.
Cardis et al. 2005	Cardis E, Vrijheid M, Blettner M, Gilbert E, Hakama M, Hill C, et al. Risk of cancer after low doses of ionising radiation: retrospective cohort study in 15 countries. <i>BMJ.</i> 2005 Jul 9;331(7508):77. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/15987704.
Cardis et al. 2007	Cardis, E., Vrijheid, M., Blettner, M., Gilbert, E., Hakama, M., Hill, C., et al.: The 15-Country collaborative study of cancer risk among radiation workers in the nuclear industry: estimates of radiation-related cancer risks. <i>Radiation Research</i> 167:396-416, 2007.
Chaffey et al. 1976	Chaffey JT, Rosenthal DS, Moloney WC, Hellman S. Total body irradiation as treatment for lymphosarcoma. <i>International Journal of Radiation Oncology*Biophysics</i>. 1976 Mar-Apr;1(5-6):399-405. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/823140.
Choi et al. 1979	Choi NC, Timothy AR, Kaufman SD, Carey RW, Aisenberg AC. Low dose fractionated whole body irradiation in the treatment of advanced non-Hodgkin's lymphoma. <i>Cancer.</i> 1979 May;43(5):1636-42. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/582159.
CNSC 2011	CNSC. INFO-0811. Verifying Canadian Nuclear Energy Worker Radiation Risk: A Reanalysis of Cancer Mortality in Canadian Nuclear Energy Workers (1957-1994) Summary Report, Canadian Nuclear Safety Commission. 2011 [cited Accessed Sep 1, 2013]; Available from: http://nuclearsafety.gc.ca/pubs_catalogue/uploads/INFO0811_e.pdf Published June 2011.
Cohen 1997	Cohen, Bernard L.: Lung cancer rate vs. mean radon level in U.S. counties of various characteristics. <i>Health Physics</i> 72:114-119, 1997.
Cohen 1989	Cohen, Bernard L.: Expected indoor 222Rn levels in counties with very high and very low lung cancer rates. <i>Health Physics</i> 57(6):897-907, 1989.
Cohen 1995	Cohen, Bernard L.: Test of the linear-no threshold theory of radiation carcinogenesis for inhaled radon decay products. <i>Health Physics</i> 68:157-174, 1995.
Cohen 2008	Cohen, Bernard L.: The linear no-threshold theory of radiation carcinogenesis should be rejected. <i>J. Amer. Physicians and Surgeons</i> 13(3):70-76, 2008.
Cuttler 2014a	Cutler, Jerry M: Remedy for radiation fear---discard the politicized science. <i>Dose- Response</i>, 2014, 12(2): 170-184. http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pmc/articles/PMC4036393/
Cuttler 2014b	Cuttler, Jerry M.: Leukemia incidence of 96,000 Hiroshima atomic bomb survivors is compelling evidence that the LNT model is wrong. <i>Arch. Toxicol.</i> 88:847-848, 2014.
Cuttler Polycove 2003	Cuttler JM, Polycove M. Can Cancer Be Treated with Low Doses of Radiation? <i>Journal of American Physicians and Surgeons</i> 2003;8(4) 108-111. Available from: http://www.jpands.org/vol8no4/cuttler.pdf.

Dobrzyński 2011	Komentarz prof. dra hab. Ludwika Dobrzyńskiego, dyrektora Działu Szkolenia i Doradztwa NCBJ w Świerku do artykułu E. Calabrese na temat nadużycia naukowego noblisty H.J. Mullera http://www.ncbj.gov.pl/sites/default/files/attached_files/2011/09/NCBJ110927c_oszustwo%20noblisty%20komentarz%20L.%20Dobrzynskiego.pdf
Dobrzyński, Fornalski 2014	Dobrzyński, Ludwik, Fornalski, Krzysztof W. Czy narażenie na promieniowanie jonizujące w miejscu zamieszkania i w pracy zwiększa śmiertelność z powodu nowotworów w Polsce? In book: Pokojowe i terrorystyczne zagrożenia radiacyjne, Publisher: Wojskowa Akademia Techniczna, Editors: Marek K. Janiak, A. Cheda, Ewa M. Nowosielska, pp.35-48, 2014
Doss 2012a	Doss M. Evidence supporting radiation hormesis in atomic bomb survivor cancer mortality data. Dose Response. 2012 Dec;10(4):584-92. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/23304106 .
Doss 2013	Doss M. Linear No-Threshold Model vs. Radiation Hormesis. Dose Response. 2013;11(4):480-97. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/24298226 .
Doss 2014 b	Doss M. Low dose radiation adaptive protection to control neurodegenerative diseases. Dose Response. 2014 May;12(2):277-87. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/24910585 .
Doss 2015	Doss M. Is Radon Remediation Causing Lung Cancers? 2015; Available from: http://www.researchgate.net/publication/271327671_Is_Radon_Remediation_Causing_Lung_Cancers .
Doss et al. 2012b	Doss M, Egleston BL, Litwin S. Comments on "Studies of the mortality of atomic bomb survivors, report 14, 1950-2003: an overview of cancer and noncancer diseases" (Radiat Res 2012; 177:229-43). Radiat Res. 2012 Sep;178(3):244-5. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/22817395 .
Doss et al. 2014a	Doss M, Little MP, Orton CG. Point/Counterpoint: low-dose radiation is beneficial, not harmful. Med Phys. 2014 Jul;41(7):070601. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/24989368 .
Fornalski, Dobrzyński 2009	Fornalski, Krzysztof Wojciech, Dobrzyński, Ludwik: Efekt zdrowego pracownika w przemyśle jądrowym, Biuletyn Państwowej Agencji Atomistyki „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna”, nr 3 (77) / 2009, strony 46-52
Fornalski, Dobrzyński 2011	Fornalski, Krzysztof W, Dobrzyński, Ludwik, Statystyka otrzymanych dawek i chorób nowotworowych wśród pracowników ośrodka jądrowego w Świerku, Postępy Techniki Jądrowej, vol. 54, nr 4, 2011, str. 20-32.
Fornalski, Dobrzyński 2012a	Fornalski, Krzysztof L., Dobrzyński, Ludwik, The cancer mortality in high natural radiation areas in Poland, Dose-Response, 10:541–561, 2012
Fornalski, Dobrzyński 2012b	Fornalski, Krzysztof L., Dobrzyński, Ludwik, Problem niskich dawek promieniowania a sprawa radonu, Ekoatom, Marzec 2012, str 54-60
Fornalski, Dobrzyński 2013	Fornalski, Krzysztof L., Dobrzyński, Ludwik, Tło naturalne w Polsce a śmiertelność nowotworowa, PTJ vol 59, z.1, 2013 str. 25 -31
Frigerio et al. 1973	Frigerio NA, Eckerman KF, Stowe RS. Argonne Radiological Impact Program (ARIP). Part I. Carcinogenic hazard from low-level, low-rate radiation. Argonne National Lab., Ill. ; 1973 [ANL/
Gonzalez, 2013	A.J. Gonzalez et al., "Radiological protection issues arising during and after the Fukushima nuclear reactor accident", J. Radiol. Prot. 33, 497–571 (2013)
Hart 2011	Hart J. On ecological studies: a short communication, Dose-Response 9, pp. 497-501, 2011
Howe 1995	Howe G.R., 'Lung cancer mortality between 1950 and 1987 after exposure to fractionated moderate dose rate ionizing radiation in the Canadian fluoroscopy cohort study and a comparison with lung cancer mortality in the atomic bomb survivors study', Radiation Research, 142, p295—304, 1995
Hwang et al. 2006	Hwang, S.L., Guo, H.R., Hsieh, W.A., Hwang, J.S., Lee, S.D., Tang, J.L., Chen, C.C., Chang, T.C., Wang, J.D., and Chang, W.P.: Cancer risks in a population with prolonged low dose-rate γ-radiation exposure in radiocontaminated buildings, 1983-2002. Int. J. Radiat. Biol. 82 (12):849-858, 2006.
IAEA 2004	IAEA Development of an extended framework for emergency response criteria, VIENNA, 2004 IAEA-TECDOC-1432.
Jagger 1998	Jagger J. Natural Background Radiation and Cancer Death in Rocky Mountain States and Gulf Coast States, Health Physics, October 1998, Vol. 75, No 4, 428-4
Jargin 2014	Jargin, Sergei V.: Chernobyl-related cancer and precancerous lesions: incidence increase vs. late diagnostics. Dose-Response 12:404-415, 2014.
Jaworowski 2010	Jaworowski Zbigniew: Observations on Chernobyl after 25 years of radiophobia. 21st Century Science and Technology, summer, pp 30-45, 2010.

Jaworowski, Waligórski 2003	Jaworowski, Zbigniew, and Waligorski, Michael: Problems of U.S. policy on radiation protection. EIR Science and Technology, 16 May 2003, pp. 18-26.
Joint Report 2005	Joint report no2, Académie Nationale de Médecine, Institut de France—Académie des Sciences: Dose-effect relationships and the estimation of the carcinogenic effects of low doses of ionizing radiation. Edition Nucleon (Paris 2005) ISBN 2-84332-018-6. 35.
Kostyuchenko, Krestinina 1994	Kostyuchenko, V.A., and Krestinina, L.Yu.: Long-term irradiation effects in the population evacuated from the East-Urals radioactive trace area. The Science of the Total Environment 142:119-125, 1994.
Little et al. 2009	Little MP, Wakeford R, Tawn EJ, Bouffler SD, Berrington de Gonzalez A. Risks associated with low doses and low dose rates of ionizing radiation: why linearity may be (almost) the best we can do. Radiology. 2009 Apr;251(1):6-12. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/19332841 .
MAEA 2013	Placing the Radiological Health Hazard in Perspective in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor (Vienna: IAEA, 2013), http://www-ns.iaea.org/downloads/iec/healthhazard-perspec-charts2013.pdf
Marcus et al. 2011	Marcus, Carol S., Stabin, Michael G., and Siegel, Jeffry A.: The “healthy worker” effect could be backwards! Health Physics News, p.14, April 2011.
Marcus 2015	Marcus, Carol Petition to US Nuclear Regulatory Commission, 9 February 2015
Miller et al 1989t	Miller, Anthony B., Howe, Geoffrey R., Sherman, Gregory J., Lindsay, Joan P., Yaffe, Martin J., Dinner, Paul J., Risch, Harvey A., and Preston, Dale L.: Mortality from breast cancer after irradiation during fluoroscopic examinations in patients being treated for tuberculosis. New Eng. Jour. Medicine 321:1285-1289, 1989.
Moosa, Mazzaferri 1997	Moosa, M. and Mazzaferri, E.L.: Occult thyroid carcinoma. The Cancer Journal 10(4):180-188, 1997.
Muckerheide 2000	Muckerheide, James: Apply radiation health effects data to contradict and overturn radiation protection policies and rules. Proceedings of ICON 8 (8th International Conference on Nuclear Engineering) April 2-6, 2000, Baltimore, MD.
NCRP 2001	NCRP Report No. 136: Evaluation of the Linear-Nonthreshold Dose-Response Model for Ionizing Radiation. 2001. NCRP, 7910 Woodmont Avenue, Suite 800, Bethesda, MD 30814.
Ozasa et al. 2012	Ozasa K, Shimizu Y, Suyama A, Kasagi F, Soda M, Grant EJ, et al. Studies of the mortality of atomic bomb survivors, Report 14, 1950-2003: an overview of cancer and noncancer diseases. Radiat Res. 2012 Mar;177(3):229-43. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/22171960 .
Planel et al. 1967	Planel, H., Bru, A., Soleilhavoup, J.P. and Tixador, R. (1967) Effect of very low ionizing radiations on the multiplication of <i>Paramecium aurelia</i> , C. R. Hebd.. Seances Acad. Sci. Ser. Sci. Natur., 264: 2945-2948
Pollycove 2007	Pollycove M. Radiobiological basis of low-dose irradiation in prevention and therapy of cancer. Dose Response. 2007;5(1):26-38. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/18648556 .
Ron et al. 1992	Ron, E., Lubin, J., and Schneider, A.B.: Thyroid cancer incidence. Nature 360:113, 1992.
Rowland 1983	Rowland RE, Stehney AF, Lucas HF. Dose-response relationships for radium-induced bone sarcomas. Health Phys. 1983;44 Suppl 1:15-31. http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/6862895
Rowland, 1970	Rowland, R.E.: Dose and damage in long term radium cases. In Cloutier, Roger J., Edwards, C. Lowell, and Snyder, Walter S., eds.: Medical Radionuclides: Radiation Dose and Effects. Proceedings of a symposium held at the Oak Ridge Associated Universities Dec. 8-11, 1969. CONF-691212, available from Clearinghouse for Federal Scientific and Technical Information, National Bureau of Standards, U.S. Dept. of Commerce, Springfield, VA 22151, pp 369-386, 1970.
Rozp. RM 2004	Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 27 kwietnia 2004 r. w sprawie wartości poziomów interwencyjnych dla poszczególnych rodzajów działań interwencyjnych oraz kryteriów odwołania tych działań Dziennik Ustaw Nr 98 — 6776 — Poz. 987
Sakamoto 2004	Sakamoto K. Radiobiological basis for cancer therapy by total or half-body irradiation. Nonlinearity Biol Toxicol Med. 2004 Oct;2(4):293-316. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/19330149 .
Sanders 2010	Sanders CL.: Radiation Hormesis and the Linear No Threshold Assumption, Heidelberg: Springer 2010.
SARI 2015	Society for Accurate Radiation Information, SARI: Petition to US Nuclear Regulatory Commission, 24 February 2015
Scott 2011	Scott, Bobby: Residential radon appears to prevent lung cancer. Dose-Response 9:444-464, 2011.
Seiler, Alvarez 2000	Seiler F.A., Alvarez J.L.: Is the ecological fallacy a fallacy? Human and Ecological Risk Assessment 6 (6), 921-941, 2000

Socol, Dobrzyński 2014	Socol and Dobrzyński „Atomic Bomb Survivors Life-Span Study: Insufficient Statistical Power to Select Radiation Carcinogenesis Model”, Dose-Response, https://www.researchgate.net/publication/271722102_Atomic_Bomb_Survivors_Life-Span_Study_Insufficient_Statistical_Power_to_Select_Radiation_Carcinogenesis_Model
Socol 2014	<i>Positive trends in radiation risk assessment and consequent opportunities for LINAC application Proceedings of LINAC2014, Geneva, Switzerland, http://accelconf.web.cern.ch/AccelConf/LINAC2014/papers/friob01.pdf</i>
Sponsler, Cameron 2005	<i>Sponsler R, Cameron JR. Nuclear shipyard worker study 1980 1988: a large cohort exposed to low-dose-rate gamma radiation. International Journal of Low Radiation. 2005;1(4):463-78. Available from: http://radiationeffects.org/wp-content/uploads/2014/10/Sponsler-Cameron-2005_NSWS_IJLR-permission.pdf</i>
Strupczewski 2005	<i>Strupczewski, A.: Oddziaływanie małych dawek promieniowania na zdrowie człowieka Biuletyn Miesięczny PSE, czerwiec-lipiec 2005, 12-27, Cykl: Energetyka atomowa</i>
Strupczewski 2009	<i>Strupczewski, Andrzej, Czy zaszkozi nam promieniowanie przy normalnej pracy elektrowni jądrowej? Energetyka Ciepła i Zawodowa – nr 6(2009)2009] http://www.cire.pl/pliki/2/czyzaszkodzi-promienowa.pdf</i>
Tan, Gharib 1997	<i>Tan, G.H. and Gharib, H.: Thyroid incidentalomas: Management approaches to nonpalpable nodules discovered incidentally on thyroid imaging. Annals of Internal Medicine 126:226-231, 1997.</i>
Tompkins 1970	<i>Tompkins, Edythelena: Late effects of radioiodine therapy. ibid, pp 431-440, 1970</i>
Tubiana et al. 2006	<i>Tubiana, M., Aurengo, A., Auerbeck, D., and Masse, R: Recent reports on the effect of low doses of ionizing radiation and its dose-effect relationship. Radiat. Environ. Biophys. 44:245-251, 2006.</i>
Tubiana et al. 2011	<i>Tubiana M, Diallo I, Chavaudra J, Lefkopoulos D, Bourhis J, Girinsky T, et al. A new method of assessing the dose-carcinogenic effect relationship in patients exposed to ionizing radiation. A concise presentation of preliminary data. Health Physics. 2011 Mar;100(3):296-9. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/21595074.</i>
UNSCEAR 2000	<i>UNSCEAR 2000b. United Nations Publication Sales No. E.00.IX.4; ISBN 92-1-142239-6.</i>
UNSCEAR 2013	<i>United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) Sources and effects of ionizing radiation. UNSCEAR 2013 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. (NY: United Nations, 2013).</i>
Wallis 2014	<i>Wallis, Claudia: Never too old for chemo. Scientific American, pp 34-36, December 2014.</i>
Wikipedia 2015	<i>Wikipedia. Ecological study. [Feb 19, 2015]; Available from: http://en.wikipedia.org/wiki/Ecological_study.</i>
Zablotska et al. 2014	<i>Zablotska LB, Lane RS, Thompson PA. A reanalysis of cancer mortality in Canadian nuclear workers (1956-1994) based on revised exposure and cohort data. Br J Cancer. 2014 Jan 7;110(1):214-23. Available from: http://www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/24231946.</i>

NUCLEAR ENGINEERING

INTERNATIONAL

[Home](#) [News](#) [Features](#) [Opinion](#) [Video](#) [Events](#) [Jobs](#) [Buyers' Guide](#)

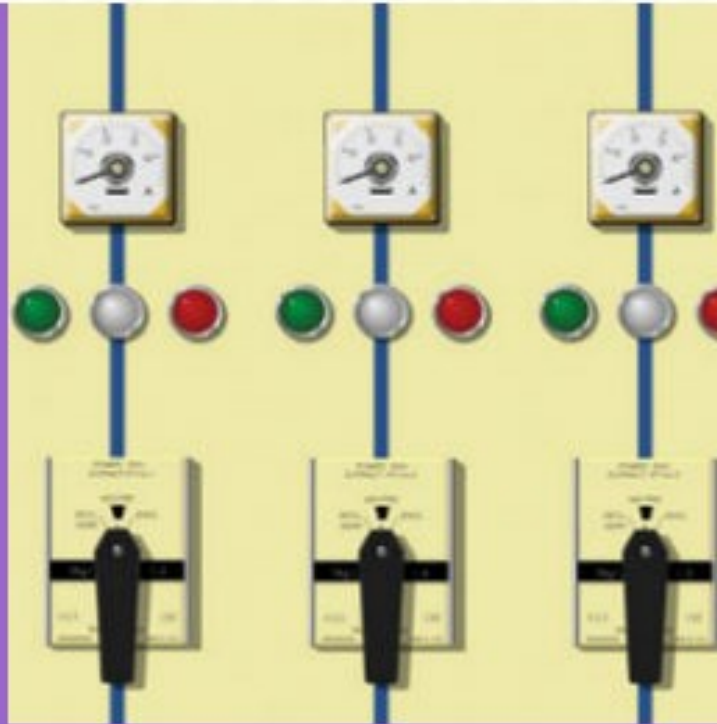
[Newsletter Sign-Up](#) | [Subscribe](#) | [About Us](#) | [Contact Us](#) | [Advertise With Us](#) |

LATEST FEATURES

Tihange 1's new simulator

A project to supply an L3 Mapps full-scope operator training simulator...

[Read Feature](#)



elcoatom

FREE Newsletter
Latest nuclear news
& technology.



Enter Email Address

GO



LOG IN or REGISTER

Enter Keyword



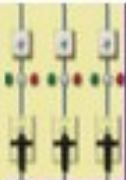
Search

White Papers

Company A - Z

Subscribe Online

Order Publications



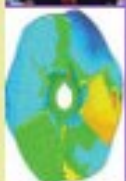
Tihange 1's new
simulator



Trailblazing women in
radioisotope quest



The female network



Laser scanning of
pumps

DON'T MISS OUT

NUCLEAR
ENGINEERING
INTERNATIONAL

Always have the latest trends
and breakthrough technologies
at your fingertips.

Subscribe Online

in english



///



///

