

Kwartalnik popularno naukowy

Grudzień 2014

nr 15

ФОРМЫ ЗАРАЖЕННОСТИ			
1	ОБЪЕКТ	МР/Ч	ДИА- ПАЗОН
1	ОТКР. УЧАСТ. ТЕЛА	45	×1
2	ПРОТИВОГАЗ	10	×10
3	ПОВЕРХН. ТЕЛА		
3	НАТЕЛЬН. БЕЛЬЕ	15	×10
	ЛИЧН. ОРУЖИЕ		
4	ОБМУНДИРОВАН	30	×10
5	ВНУТР. СТОЛОВЫХ	45	×10
6	БОЕВАЯ ТЕХНИКА	180	×100
7	СООРУЖ.	90	×100
	ВНУТРИ	450	×100
	СНАРУЖИ	1000	×1000
8	ПРОХОДЫ, УЛИЦЫ	0,1	×0,1
9	ПОСУДА	0,2	×0,1
10	ТАРА С ПРОДОВ.	0,4	×0,1
	ВОДА /ЖОТЕЛОК/		

15

SAMOŁOT Vs ELEKTROWNIA JĄDROWA

RADIOLOGICZNY MONITORING GLEBY

REGULATORY VIEWPOINT: DESIGN CERTIFICATE REVIEW



PGE EJ 1 Sp. z o.o.



ISSN 2083-442X



II KONGRES ELEKTRYKI POLSKIEJ



6 WIADOMOŚCI

10 KOSZT PRODUKCJI URANU I FINALNA CENA PALIWA JĄDROWEGO W ŚWIELE ŚWIATOWYCH KRYZYSÓW

26 FIZYKA JĄDROWA. NEUTRINA – TAJEMNICZE CZĄSTKI

34 RADIOLOGICZNY MONITORING GLEBY W POLSCE

44 PRZEGLĄD TYPÓW DETEKTORÓW PROMIENIOWANIA JONIZUJĄCEGO DETEKTOR PÓŁPRZEWODNIKOWY

52 KATASTROFA SAMOŁOTU A ELEKTROWNIA JĄDROWA

66 REGULATORY VIEWPOINT: DESIGN CERTIFICATE REVIEW

70 RADIATION – HOW CAN THE INDUSTRY BEGIN TO DEAL WITH ITS BIGGEST CHALLENGE?





Naszym podstawowym celem jest pełne i obiektywne informowanie społeczeństwa o wpływie energetyki jądrowej (w pełnym cyklu paliwowym) na człowieka i środowisko ze szczególnym podkreśleniem bezpieczeństwa ludności i środowiska oraz popularyzacja i uwypuklenie zalet i korzyści wpływających ze stosowania tego sposobu pozyskiwania energii. Piętnasty numer EKOATOM jest kontynuacją tego działania.



Najważniejszym wydarzeniem związanymi z energetyką i technikami jądrowymi był w ostatnim okresie II Kongres Elektryki Polskiej (w dniach 1-2 grudnia 2014) zorganizowany przez Stowarzyszenie Elektryków Polskich przy współudziale Naczelnej Organizacji Technicznej, Wojskowej, Akademii Technicznej, Politechniki Warszawskiej i Uniwersytetu im. Kardynała Wyszyńskiego. Znaczną część tematyki kongresu była poświęcona energetyce jądrowej w dwu dniowej sesji pod ogólnym tytułem „**Jak w terminie i dobrze jakościowo wykonać Program polskiej energetyki jądrowej?**”. *Tematyka ta jest szczególnie ważne, ponieważ daje się zauważyć pewne spowolnienie prac nad realizacją Polskiego Programu Energetyki Jądrowej - PPEJ. Innym ważnym wydarzeniem była Międzynarodowa Szkoła Energetyki Jądrowej (7 International School on Nuclear Power) w dniach 4-7 listopada 2014 zorganizowana przez Narodowe Centrum Badań Jądrowych. W obu wydarzeniach przewijał się problem niedostatecznego informowania społeczeństwa o korzyściach wpływających z korzystania z technik jądrowych.*”.

Jednym z ważniejszych problemów podnoszonych przez przeciwników energetyki jądrowej są zagadnienia związane z zanieczyszczaniem powietrza, gleby, wody. Kontynuując ten wątek przedstawiamy artykuł „*Radiologiczny Monitoring gleby w Polsce*” przygotowany przez pracowników Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej (K. Isajenko, B. Piotrowska, M. Fajak) oraz pracowników UW Wydział Chemii (M. Krajewska i J. Szymczyk).

Obecnie często poruszanym tematem w publicznych dyskusjach w mediach jest zagadnienie kosztów związanych z energetyką jądrową. Jednym z problemów są koszty paliwa jądrowego. Omówiony je w artykule (*Koszt produkcji uranu i finalna cena paliwa jądrowego w świetle światowych kryzysów*) opracowanym przez zespół z Instytutu Techniki Ciepłej PW (>Stępień. M.Pawluczyk).

Zagadnienie odporności elektrowni jądrowej na różne zdarzenia losowe omówiono w artykule (*Katastrofa samolotu a elektrownia jądrowa*) (P. Czerski). Wracamy również do omawiania niektórych problemów związanych z fizyką jądrową w artykule (*Neutrino – Tajemnicze cząstki*) (K. Fonalski)

Kontynuujemy serię artykułów omawiających sposoby detekcji promieniowania. Tym razem przedstawiamy artykuł o detektorach półprzewodnikowych.(D. Jankowski – Polon Bydgoszcz).

Kontynuujemy również serię artykułów „*Regulatory viewpoint: licensing process of nuclear power plants*” dotyczących wdawania zezwoleń (licencji na budowę i eksploatację elektrowni jądrowych w Stanach Zjednoczonych opracowany przez emerytowanego pracownika NRC (*Nuclear Regulatory Commission*) A. Drozda.

Zgodnie z sugestiami przekazanymi nam przez międzynarodową bazę indeksową COPERNICUS by czasopismo o takim unikalnym przekroju tematycznym miało szerszy zasięg międzynarodowy zamieszczamy przedruk artykułu Seve Kidda *Radiation – how can the industry Begin to deal with its biggest, chalange?*” z Nuclear Engineering International Jak zwykle, wszystkich chętnych, a przede wszystkim specjalistów, serdecznie zapraszamy do współpracy i publikowania na naszych łamach

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 Gołnik (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 Wydawnictwo
Ul. Świętokrzyska 14
00-050 Warszawa
tel.22 336 14 19 fax. 22 336 14 25



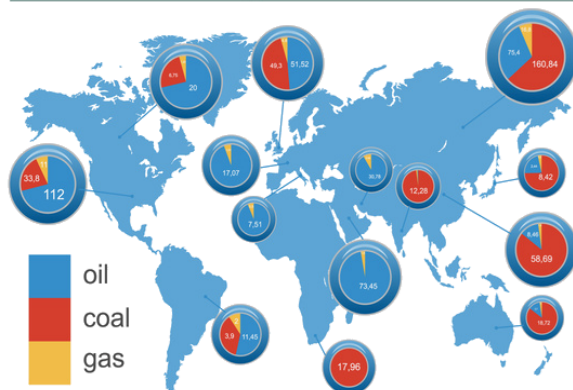
facebook

www.cosiw.pl
e-mail: handlowy@cosiw.pl

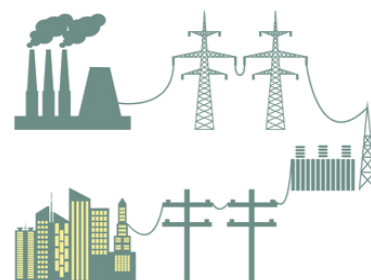
FUEL AND ENERGY INDUSTRY

infographic elements

Map of the world's largest producers of oil, gas and coal

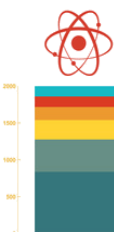


Energy - the area of economic activities of man, set of large natural and artificial subsystems serving for conversion, distribution and use of energy resources of all kinds.

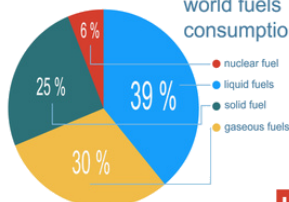


Nuclear

power - a sector in which electricity is produced by nuclear power plants (NPP), using for this purpose the energy controlled nuclear chain reaction, most of the uranium and plutonium.



world fuels consumption



Wind generators during operation do not consume fossil fuel. Job 1 MW wind turbine for 20 years

can save about 29.000 tons of coal or 92.000 barrels of oil



Over the past 20 years, global energy consumption has increased by 30%

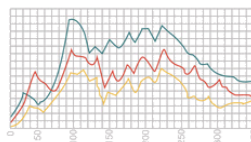


World consumption of primary energy resources is constantly increasing. If in 1950 it was 3.9 billion tons of fuel equivalent (toe), then in 2005 increased to 14, 8 billion tons, and by 2020 could rise to 20 billion tons



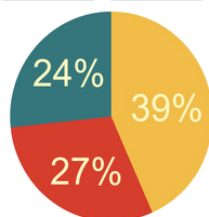
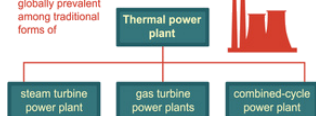
27%

OF GLOBAL ENERGY NEEDS ARE PROVIDED BY COAL



Thermal Engineering

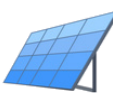
globally prevalent among traditional forms of



Solar energy - the direction of alternative energy, based on the direct use of solar radiation to produce energy in any form. Solar energy uses the inexhaustible energy source and is ecologically clean



House equipped with solar panels on their own provide from 30% to 70% of hot water needs



Hydroelectric energy

uses water flow.

Hydropower production provides up to 88% renewable and 20% of all electricity in the world, installed hydropower capacity reaches 777 GW.



23.12.2014

PGE EJ 1 przejmie realizację badań środowiskowych i lokalizacyjnych

Spółka PGE EJ 1 złożyła oświadczenie o rozwiązaniu umowy z firmą WorleyParsons, wykonawcą badań środowiskowych i lokalizacyjnych związanych z budową pierwszej w Polsce elektrowni jądrowej. Kontynuację badań Spółka prowadzić będzie przy wykorzystaniu zasobów Grupy Kapitałowej PGE oraz doświadczenia doradcy branżowego.

Oświadczenie o rozwiązaniu umowy z dotychczasowym wykonawcą badań zostało złożone 22 grudnia br. przede wszystkim z powodu niedotrzymywania przez firmę WorleyParsons zobowiązań wynikających z kontraktu i nieterminowej realizacji prac wskazanych w umowie. Decyzja została poprzedzona dogłębными analizami prawnymi oraz biznesowymi, przeprowadzonymi zarówno przez samego inwestora, jak i niezależnych ekspertów.

Spółka będzie kontynuować badania lokalizacyjne i środowiskowe w oparciu o zasoby Grupy Kapitałowej PGE oraz przy współpracy m.in. z krajowymi podwykonawcami już zaangażowanymi w projekt.

Badania środowiskowe i lokalizacyjne prowadzone są na zlecenie spółki PGE EJ 1 od lutego 2013 r. Prace trwają równolegle w dwóch wyznaczonych lokalizacjach w województwie pomorskim: „Choczewo” (gm. Choczewo) oraz „Żarnowiec” (gm. Gniewino i Krokowa). Celem badań jest potwierdzenie, która z potencjalnych lokalizacji będzie najwłaściwsza z punktu widzenia środowiska oraz bezpieczeństwa jądrowego. Ostateczna decyzja zostanie podjęta na podstawie przygotowanych raportów: o oddziaływaniu inwestycji na środowisko oraz raportu lokalizacyjnego

1-2.12.2014

Energetyka jądrowa na II Kongresie Elektryki Polskiej



W dniach 1-2 grudnia 2014 r. w Warszawie odbył się II Kongres Elektryki Polskiej zorganizowany przez Stowarzyszenie Elektryków Polskich oraz Politechnikę Warszawską. Ważną częścią kongresu stanowiła sesja poświęcona energetyce jądrowej pn.: „Jak w terminie i dobrze jakościowo wykonać Program polskiej energetyki jądrowej”.

Dyrektor Departamentu Energii Jądrowej w Ministerstwie Gospodarki Zbigniew Kubacki otworzył sesję przedstawiając aktualny stan zaawansowania prac nad PPEJ. Przedstawiciel Państwowej Agencji Atomistyki, dyrektor Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego – Marcin Zagrajek zaprezentował rolę i miejsce PAA w polskim programie jądrowym. Następnie zabrali głos przedstawiciele świata nauki tj.: prof. Andrzej Chmielewski – dyrektor Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej, prof. Grzegorz Wrochna – dyrektor Narodowego Centrum Badań Jądrowych oraz prof. Konrad Świrski z Politechniki Warszawskiej. Jean-

Andre Barbosa – dyrektor AREVA dla Europy Środkowo-Wschodniej przekazał aktualne informacje na temat budowy elektrowni jądrowej w Chinach. Ostatnia część panelu przeznaczona była debatę o możliwości zaangażowania organizacji pozarządowych na rzecz PPEJ.

Drugiego dnia obrad miały miejsce m.in. wystąpienia Małgorzaty Świdorskiej z NCBiR o dobiegającym finalizacji strategicznym projekcie badawczym „technologie wspomagające rozwój bezpiecznej energetyki jądrowej w Polsce”, Tomasza Burego z Politechniki Śląskiej o układach lokalizacji awarii w reaktorach III generacji, Andrzeja Mikulskiego z PAA o roli reaktorów badawczych w energetyce jądrowej oraz przedstawiciela PGE SA o działaniach na rzecz realizacji PPEJ.

02.10.2014

Wakacyjne "Świadomie o atomie"



W wakacyjnych wydarzeniach edukacyjno-informacyjnych organizowanych przez spółkę PGE EJ 1 w ramach programu „Świadomie o atomie” wzięło udział około pięciu tysięcy osób. Działania ukierunkowane na przekazywanie wiedzy o energii jądrowej i budowie pierwszej w Polsce elektrowni, skierowane były nie tylko do mieszkańców gmin, ale również do turystów odwiedzających Pomorze.

Działalność edukacyjno-informacyjna to jedno z kluczowych zadań, które realizuje spółka powołana do wybudowania pierwszej w Polsce elektrowni jądrowej. Inicjatywy, przez cały rok realizowane z myślą o mieszkańcach gmin lokalizacyjnych, w wakacje organizowane są także dla odwiedzających Pomorze turystów z całej Polski. W ten sposób spółka chce przekazać kompletną i rzetelną wiedzę o energetyce jądrowej i planowanej inwestycji jak najszerszemu gronu odbiorców.

Energetyka jądrowa i procesy związane z budową pierwszej w Polsce elektrowni jądrowej są bardzo złożone, dlatego naszym priorytetem jest edukowanie przedstawicieli społeczności lokalnej. Wakacje to doskonały moment, żeby z informacjami dotrzeć także do odwiedzających wybrzeże turystów. Chcemy przekazywać wiedzę w przystępny, ciekawy i atrakcyjny sposób, zarówno dorosłym, jak i dzieciom, stąd tak różne inicjatywy. Wysoka frekwencja podczas wydarzeń letnich pozwala nam stwierdzić, że kierunek, który obraliśmy jest właściwy – mówi Katarzyna Włodek-Makos, zastępca dyrektora Biura Komunikacji i Relacji Zewnętrznych PGE EJ 1.

Wakacyjna energia

Przez cały sierpień, w Białogórze (gm. Krokowa), Lubiatowie (gm. Choczewo) oraz w wieży „Kaszubskie oko” w Gniewinie stacjonowały Wakacyjne Punkty Informacyjne PGE EJ 1. Turyści mieli możliwość porozmawiania z pracownikami spółki na temat budowy elektrowni jądrowej – planu i przebiegu prac, korzyściach dla regionu czy doświadczeń innych krajów, ale również o

obawach związanych z bezpieczeństwem. Dla odwiedzających osób przygotowano ciekawe materiały informacyjne, dotyczące np. budowy nowoczesnych reaktorów i promieniowania, ale również prowadzonych obecnie na Pomorzu badań środowiskowych i lokalizacyjnych. Łącznie Wakacyjne Punkty Informacyjne odwiedziło ponad 1000 osób.

Poziom wiedzy turystów na temat energii jądrowej jest zróżnicowany. Niektórzy dopytują o szczegóły związane z postęпами w projekcie, inni dowiadują się dopiero w naszym Punkcie Informacyjnym, że elektrownia może być zlokalizowana na Pomorzu – dodaje Katarzyna Włodek-Makos. W sierpniowe weekendy uzupełnieniem działań edukacyjnych na plażach w Lubiatowie, w Białogórze oraz na przystani w Nadolu (gm. Gniewino) była strefa sportowa z konkursami, gdzie dla najaktywniejszych uczestników czekały nagrody.

Eksperymenty dla najmłodszych

Wiele z wakacyjnych działań spółki skierowanych było do najmłodszych. W Domach Sołeckich w gminie Krokowa, Choczewo i Gniewino odbyły się interaktywne warsztaty fizyczno-chemiczne, podczas których mali uczestnicy pod okiem edukatorów mogli wysłuchać wykładów i uczestniczyć w doświadczeniach związanych np. z tematem cząsteczek, ładunku elektrycznego czy pierwiastków.

Podczas tradycyjnego festynu w Białogórze, na stoisku PGE EJ 1 odbyły się pokazy fizyczno-chemiczne. Atrakcje przyciągnęły setki zainteresowanych, na których czekały także dodatkowe zabawy i eksperymenty, m.in. mini-laboratorium chemiczne oraz sprężanie oraz rozprężanie powietrza.

Edukacja w plenerze

PGE EJ 1 było obecne także podczas międzynarodowych zawodów jeździeckich „Baltica Tour” w Ciekocinku, gdzie spółka przygotowała dla uczestników wydarzenia mobilną wystawę Atom-Lab. Jedną z atrakcji ekspozycji była makieta elektrowni jądrowej.

Jak co roku, przez cały okres wakacyjny, PGE EJ 1 angażowało się także w tradycyjne wydarzenia lokalne. Podczas dożynek gminy Krokowa, które odbyły się w zeszły weekend, eksperci spółki odpowiadali na pytania odwiedzających na stoisku informacyjno-edukacyjnym. Punkt odwiedziło kilkaset osób, które – w formie zabawy – miały np. okazję przeprowadzić eksperymenty związane m.in. z energetyką. Stoiska edukacyjne spółki PGE EJ 1 czekały również na uczestników dożynek gminnych w Choczewie.

Spółka zorganizowała multimedialne pokazy chemiczno-fizyczne podczas dorocznej Biesiady Seniora w Chynowie – zabawy, w której uczestniczyło ponad 420 osób zrzeszonych w miejscowym Kole Emerytów. Goście mieli okazję wziąć również udział w konkursie wiedzy na temat energii jądrowej. Podobne atrakcje zostały przygotowane dla uczestników tradycyjnej Biesiady Rolniczej w Chynowie, w której wzięło udział 400 rolników, a także przedstawiciele Samorządu z gminy Gniewino.

22.12.2014

MG: Rośnie liczba zwolenników budowy elektrowni jądrowej w Polsce

Już 58% Polaków jest za rozwojem energetyki jądrowej w Polsce i jest to najwyższy poziom poparcia spośród wszystkich przeprowadzonych do tej pory badań realizowanych na zlecenie Ministerstwa Gospodarki. To właśnie w rozwoju tego źródła energii Polacy widzą sposób na walkę ze zmianami klimatycznymi oraz na zwiększenie bezpieczeństwa energetycznego kraju. Wyniki badania realizowanego przez MillwardBrown na zlecenie Ministerstwa Gospodarki wskazują, że większość Polaków (58%) popiera budowę elektrowni jądrowej w kraju, 35% sprzeciwia się jej, a 7% nie ma zdania na ten temat. W porównaniu z ubiegłorocznymi badaniami, w przypadku liczby zwolenników jest to wzrost o 8 punktów procentowych, a w przypadku przeciwników – spadek z poziomu 42%. Wzrosła także liczba osób (z 58% do 61%) będących zdania, że budowa elektrowni jądrowej w Polsce jest dobrym sposobem na walkę ze zmianami klimatycznymi, traktując je jako niskoemisyjne źródło energii.

Aż 68% Polaków uważa, że elektrownie jądrowe są dobrym sposobem na zwiększenie bezpieczeństwa energetycznego kraju, co zaskakuje, bowiem we wcześniejszych badaniach ten obszar postrzegania rozwoju energetyki jądrowej nie był badany. Niewątpliwie na postawy Polaków miał wpływ konflikt na Ukrainie i związany z nim wzrost obaw o bezpieczeństwo energetyczne kraju. Zgodnie z wynikami z poprzednich badań, 93% respondentów, uważa, że w Polsce potrzebna jest kampania informacyjna na temat energetyki jądrowej. Co piąty Polak ocenia swój stan wiedzy na temat energetyki jądrowej jako niedostateczny lub mierny, 32% - jako dostateczny, 31% - jako dobry, a 15% - bardzo dobry lub celujący. Warto zaznaczyć, że obecnie odsetek osób oceniających swoją wiedzę na temat energii jądrowej co najmniej bardzo dobrze był najwyższy spośród wszystkich do tej pory przeprowadzonych pomiarów (o 3 p.p. więcej niż rok wcześniej). Najniższa zaś była suma osób negatywnie (niedostatecznie i miernie) oceniających swoją wiedzę – 21%.

Najbardziej interesującym dla Polaków zagadnieniem związanym z energetyką jądrową jest „Bezpieczeństwo dla zdrowia i życia ludzi”. Za interesujące uznało je 88% respondentów, w tym 58% osób jest bardzo zainteresowanych. Swoją wiedzę w następujących temat chciałoby pogłębić 80% Polaków: „Gdzie i jak składowane są odpady z elektrowni jądrowej”, „Wpływ energetyki jądrowej na środowisko naturalne” oraz „Obecna sytuacja energetyczna w Polsce i prognozy na przyszłość”. Najmniej zajmującymi Polaków tematami jest „Wykorzystywanie energetyki jądrowej w innych krajach w Europie” „Koszt budowy elektrowni jądrowej w Polsce” oraz „Jak działa elektrownia jądrowa, jak wytwarzany jest prąd”.

Preferencje Polaków co do rozważanych lokalizacji budowy elektrowni jądrowej w Polsce pozostają bez zmian. Spośród trzech prezentowanych lokalizacji zdecydowanie najczęściej wybierany jest Żarnowiec.

Sondaż CATI został zrealizowany w listopadzie br. na ogólnopolskiej, reprezentatywnej grupie respondentów. Miał na celu porównanie wyników z pomiarami zrealizowanymi w 2013 r. i w 2012 r.

Koszt produkcji uranu i finalna cena paliwa jądrowego w świetle światowych kryzysów

Michał Stępień, Michał Pawluczyk, Instytut Techniki Ciepłej Politechniki Warszawskiej

Streszczenie: Artykuł porusza kwestię miejsca uranu w światowym bilansie energetycznym, kolejne etapy produkcji paliwa jądrowego oraz analizę jego ceny w świetle konfliktów militarnych. Zawiera on opis tego pierwiastka oraz jego rozlokowanie na globie wraz z uwzględnieniem jakości rud oraz innych możliwych źródeł jego pozyskania. Przeanalizowano kolejne etapy produkcji paliwa pod kątem opłacalności oraz używanych technologii. Porusza również kwestię wahań ceny uranu podczas zmiennej sytuacji społeczno-politycznej (reprezentowanej przez zmienną wartość złota na rynku światowym) oraz porównuje ją do ceny paliw konwencjonalnych.

Abstract: The article focuses on the place of uranium in the world energy balance, the subsequent stages of the nuclear fuel production and analysis of its price in the light of military conflicts. It contains a description of uranium and its deployment on the globe with regard to the quality of ores and other possible sources of its acquisition. It examines the next steps for production of fuel in respect to cost-effectiveness and technology. It mentions also uranium price fluctuations in the variable socio-political situation (represented by the variable value of gold on the world market) and compares it to the price of conventional fuels.

Uran. Informacje wstępne.

Uran jest najcięższym naturalnie występującym pierwiastkiem w skorupie ziemskiej. Posiada on 92 protonów i pojawia się w środowisku w trzech odmianach, posiadających 142 (0,006% udziału wagowego), 143 (0,72%) oraz 146 (99,274%) neutronów. Dodatkowo syntetycznie uzyskiwane są izotopy tego pierwiastka o następujących masach atomowych: 232, 233 oraz 236 [1].



Rys.1. Uran.

(źródło: <http://www.earthtimes.org/newsimage/uranium-mining-power->

Uran należy do grupy lantanowców. Jest plastycznym i kowalnym metalem o dużej gęstości, który topi się w temperaturze 1132°C , zaś wrze w 1797°C . Do najważniejszych minerałów tworzących rudę uranu należą blenda uranowa (dwutlenek uranu), uraninit (mieszanka tlenków uranu) oraz karnotyt (uwodniony wanadan uranowo-potasowy) [2].

Energia wiązania przypadająca na nukleon dla uranu (niewiele ponad $7,5\text{MeV}$) jest mniejsza od wartości najbardziej najstabilniejszego ze wszystkich pierwiastków izotopu żelaza – 56, przy jednocześnie większej liczbie atomowej.

Żelazo – 56 posiada najbardziej stabilne jądro, ponieważ ma największą energię wiązania na jeden nukleon. Natura faworyzuje stabilne konfiguracje i dlatego proces syntezy termojądrowej, w którym z jądra wodoru tworzone są cięższe, bardziej stabilne jądra zatrzymuje się przy żelazie – 56. Oznacza to, iż uran nie jest pierwiastkiem syntetyzowanym we wnętrzu gwiazd.

Najbardziej prawdopodobna teoria głosi, że pierwiastki ciężkie powstały w wyniku tzw. R – Procesu (rapid neutron captures process). Zjawisko to zachodzi głównie w końcowym etapie życia

masywnych gwiazd – m.in. supernowych, podczas ich wybuchu. Proces polega na szybkim wychwycie przez jądro wielu neutronów dzięki obecności bardzo gęstych strumieni neutronów oraz ogromnych temperatur, co prowadzi do powstania niestabilnego jądra bogatego w neutrony, a to skutkuje ciągiem spontanicznych rozpadów β^- , którego finalnym efektem jest stabilny nuklid ciężki [3].

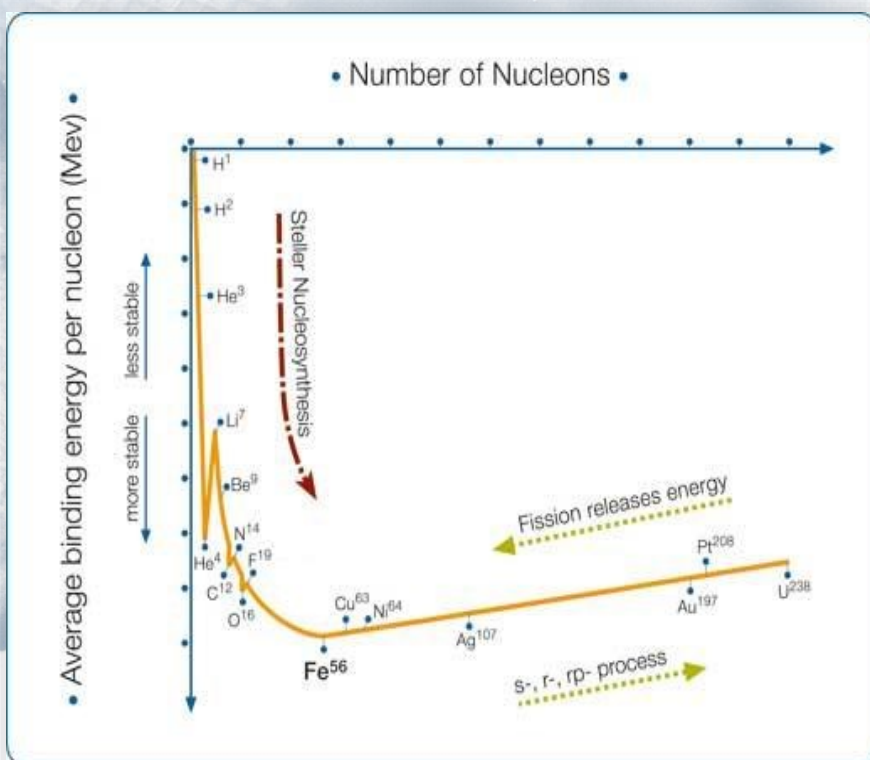
Miejsce uranu w światowym bilansie energetycznym.

Światowe pokłady uranu dzieli się 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, półprodukt lub produkt uboczny. Rozróżnia się dwie zasadnicze kategorie zasobów konwencjonalnych uranu: zasoby zidentyfikowane (*Known Recoverable Resources*), na które składają się zasoby racjonalnie pewne (*Reasonably Assured Resources*) i zasoby przypuszczalne (*Inferred Resources*), oraz zasoby nierozpoznane (*Undiscovered Resources*), na które składają się zasoby prognozowane (*Undiscovered Prognosticated Resources*) i spekulatywne (*Undiscovered Speculative Resources*). Zasoby nierozpoznane są szacowane jedynie na podstawie wiedzy o strukturach geologicznych, o których wiadomo że muszą zawierać uran [7].

Zasobami niekonwencjonalnymi są takie zasoby, w których uran występuje w bardzo małych koncentracjach, niekiedy obok innych interesujących surowców. Wówczas jego pozyskanie może być opłacalne na przykład przy okazji wydobywania tych surowców, lub w przypadku zastosowania nietypowych technologii wydobywania zapewniających jego opłacalność przy niskich koncentracjach uranu. Niekonwencjonalne zasoby uranu stanowią poważne uzupełnienie zasobów konwencjonalnych [7].

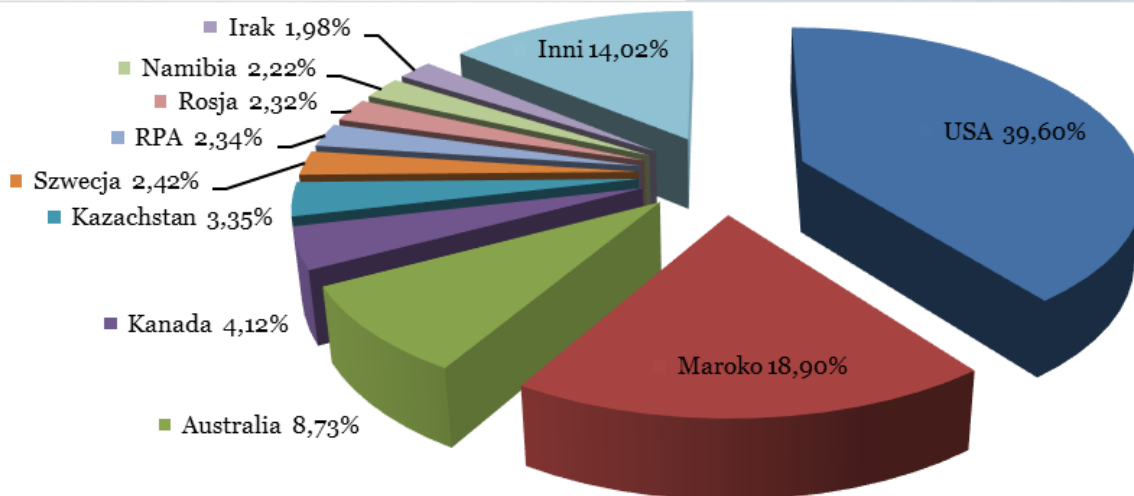
Zasobami niekonwencjonalnymi są takie zasoby, w których uran występuje w bardzo małych koncentracjach, niekiedy obok innych interesujących surowców. Wówczas jego pozyskanie może być opłacalne na przykład przy okazji wydobywania tych surowców, lub w przypadku zastosowania nietypowych technologii wydobywania zapewniających jego opłacalność przy niskich koncentracjach uranu. Niekonwencjonalne zasoby uranu stanowią poważne uzupełnienie zasobów konwencjonalnych [7].

Światowe złoża uranu szacuje się na ok. 35 mln ton [5]. Znajdują się na terenie 75 państw, jednak należy zwrócić uwagę na fakt, iż ponad 85% występuje na terenie 10 z nich. Cechuje je więc niewielkie rozproszenie

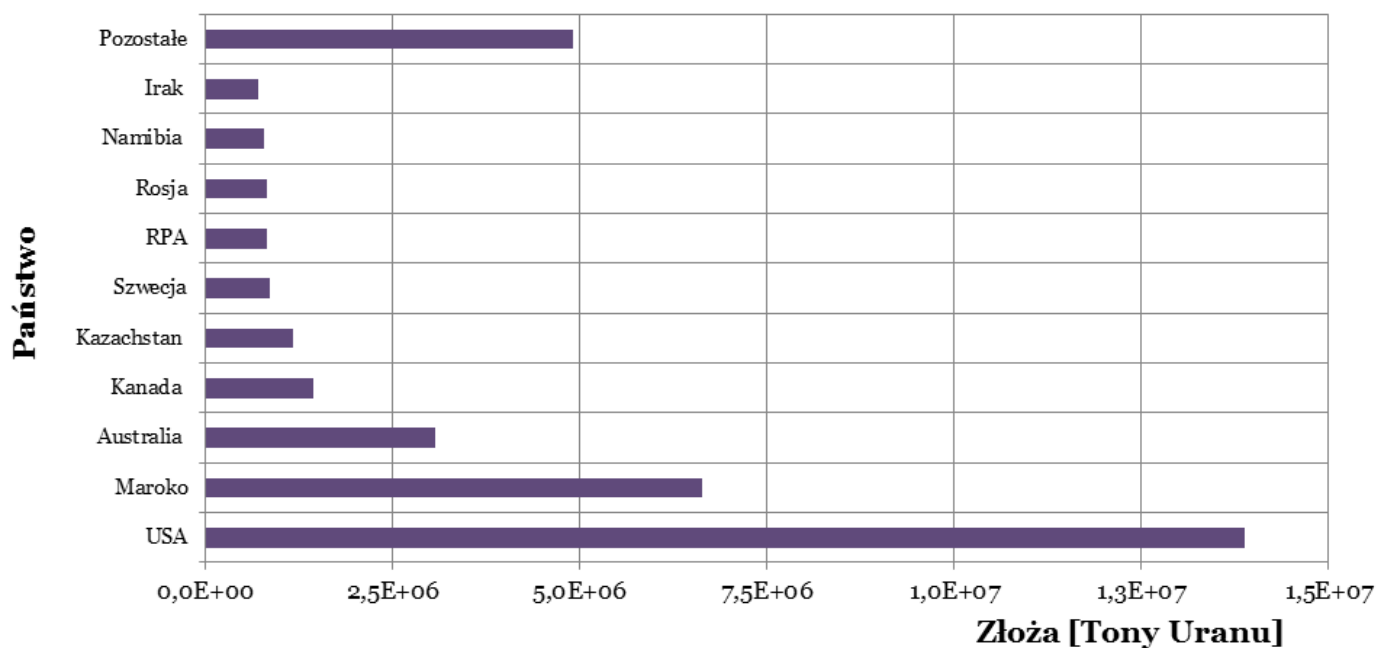


Wyk.1. Energia wiązania na jeden nukleon w funkcji liczby nukleonów w jądrze.

(źródło: http://www.scienceinschool.org/repository/images/issue5fusion3_large.jpg)

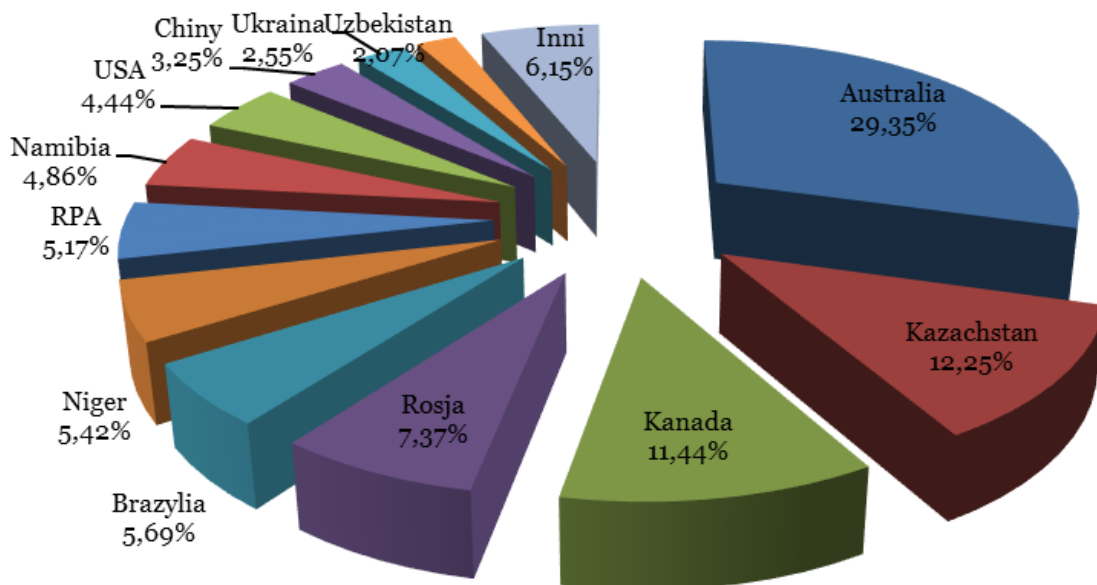


Wyk.2. Procentowy udział państw w posiadaniu złóż uranu [5].

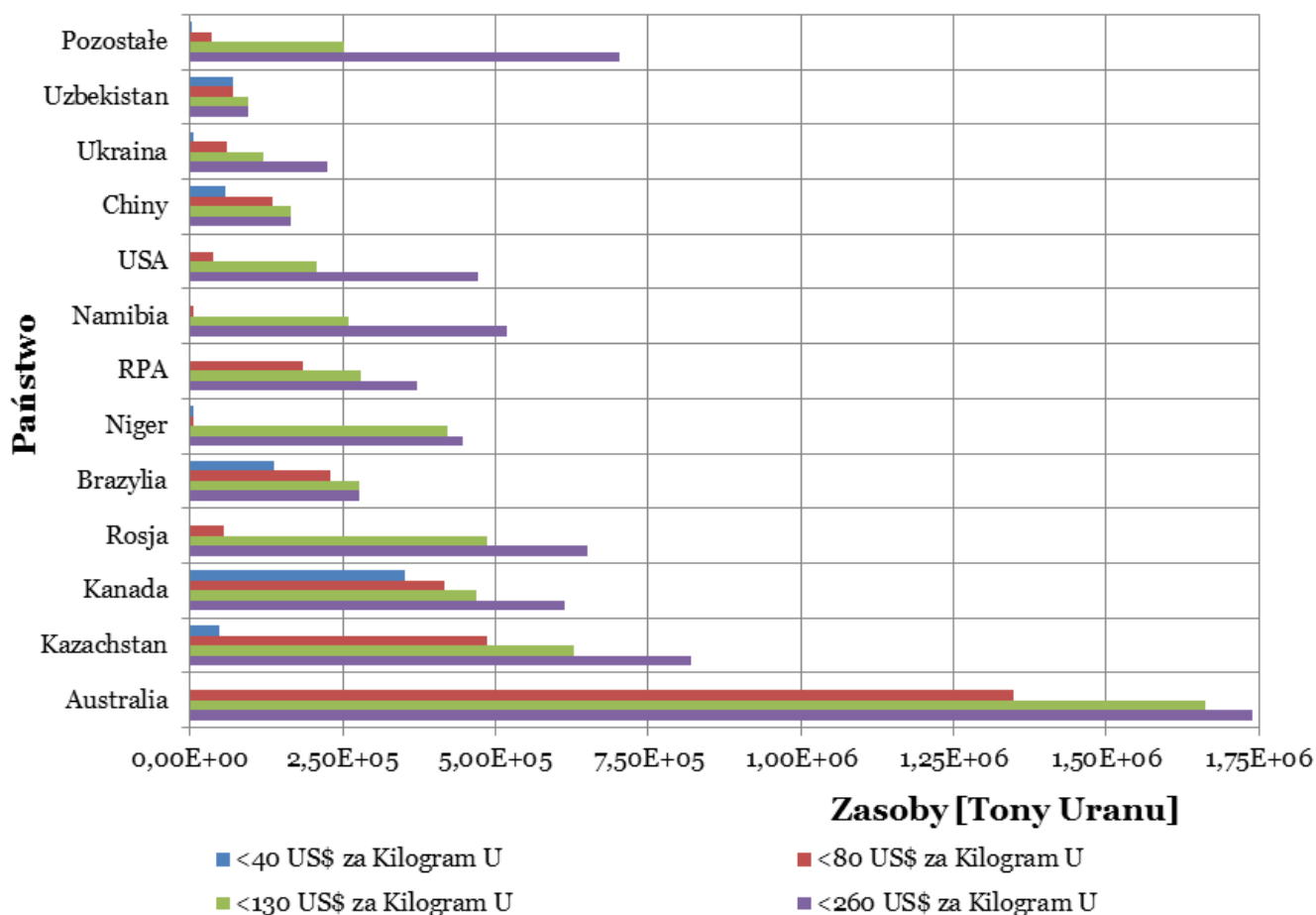


Wyk.3. Światowe zidentyfikowane i prognozowane złoża uranu z uwzględnieniem państw [5].

Jednym z głównych kryterium podziału złóż konwencjonalnych jest opłacalność wydobycia (koszt za kilogram Naturalnego Uranu). Wyróżnia się cztery podstawowe progi: do 40 \$ za kg Uranu, do 80 \$ za kg Uranu, do 130 \$ za kg Uranu oraz do 260 \$ za kg Uranu, zaś pozostałą ilość uważa się za jeszcze nierentowne pod względem wydobywczym.

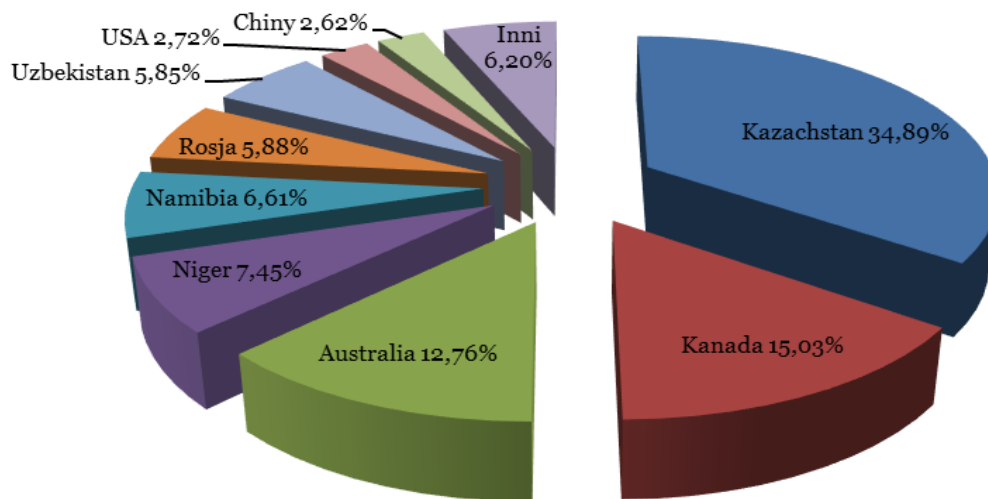


Wyk.4. Procentowy udział państw w posiadaniu zasobów uranu [5].



Wyk.5. Światowe zasoby uranu z uwzględnieniem państw oraz kosztów wydobycia [5].

Posiadanie zasobów wiąże się z ich eksploatacją. Niemalże 95% produkcji naturalnego uranu jest skupiona w 9 państwach. Prym w tej dziedzinie wiodą: Kazachstan, Kanada oraz Australia



Wyk.6. Procentowy udział w produkcji uranu poszczególnych państw [5].

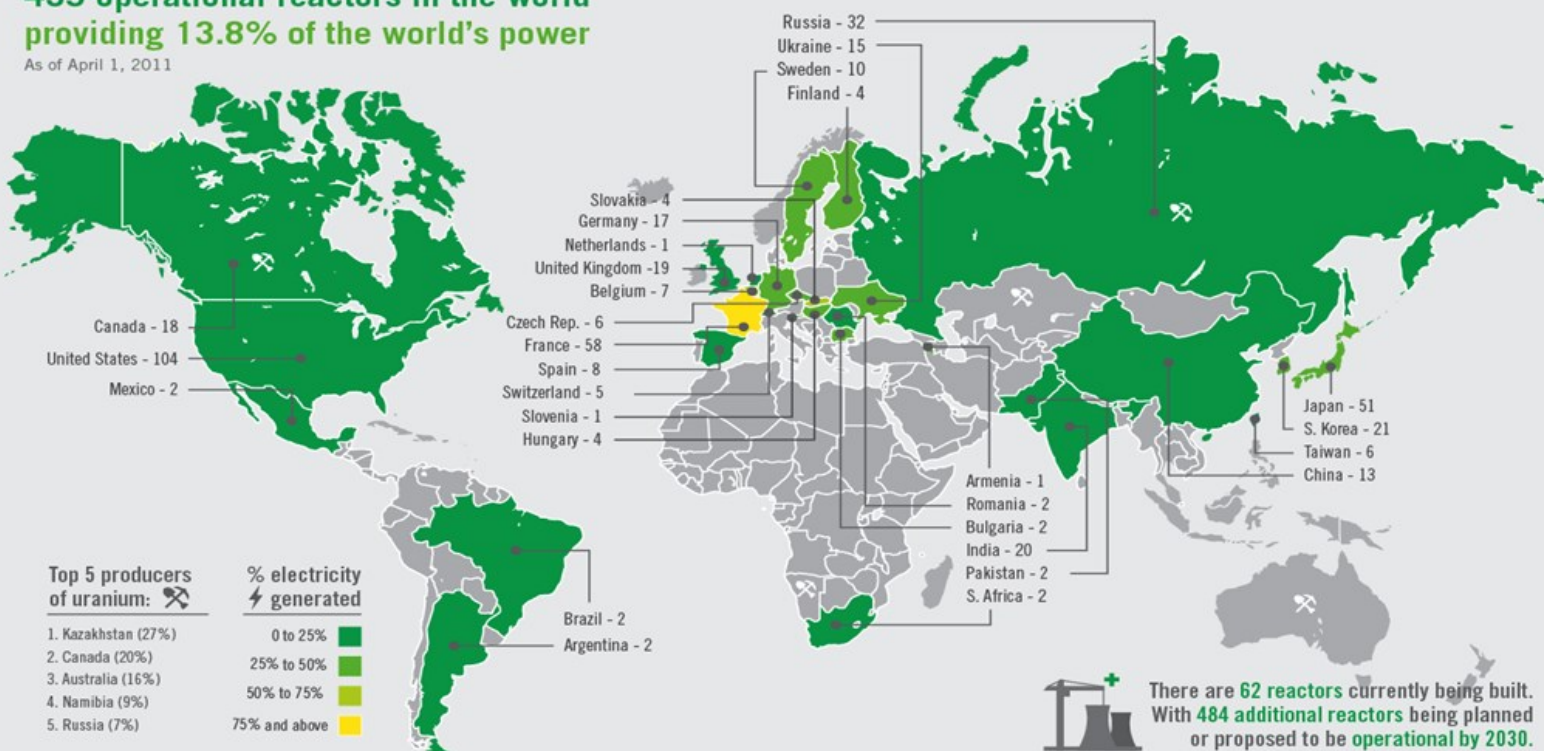
Państwo	Funkcjonujące Reaktory	Wytworzona Energia (GWe netto)	Zapotrzebowanie Uranu w 2011 roku [Tony]
USA	104	101,1	19140
Francja	58	63,1	8000
Japonia	54	47,4	6295
Rosja	32	22,7	4500
Niemcy	17	20,5	2800
Korea Południowa	21	18,7	4200
Ukraina	15	13,1	2480
Kanada	17	12	1600
Wielka Brytania	19	10,2	985
Chiny	13	10,1	3900
Szwecja	10	9,3	1580
Hiszpania	8	7,4	1390
Belgia	7	5,9	925
Indie	19	4,2	735
Czechy	6	3,7	885
Szwajcaria	5	3,2	210
Finlandia	4	2,7	455
Brazylia	2	1,9	450
Bułgaria	2	1,9	255
Węgry	4	1,9	435
Słowacja	4	1,8	370
RPA	2	1,8	290
Meksyk	2	1,4	405
Rumunia	2	1,3	190
Argentyna	2	0,9	120
Słowenia	1	0,7	210
Holandia	1	0,5	60
Armenia	1	0,4	65
Pakistan	2	0,4	75
Iran	0	0	0
OECD	342	311,5	49945
Całkowita	440	375,2	63875

Tab.2. Zużycie uranu w 2011 roku [5].

Naturalny uran jest głównym składnikiem do produkcji paliwa jądrowego, toteż im więcej w danym państwie znajduje się reaktorów jądrowych, tym większe zapotrzebowanie na ten surowiec. Wiele krajów korzysta z energii jądrowej. Na świecie w 2011 roku funkcjonowało 439 reaktorów jądrowych, z czego 28 opierało swoją pracę na paliwie MOX, a kolejne 67 było na etapie projektowym lub w budowie. Paliwo MOX, jest to paliwo, które zawiera więcej niż jeden tlenek materiału rozszczepialnego (*Mixed OXide* – Zmieszane Tlenki). Zwykle składa się z Plutonu zmieszanego z naturalnym Uranem, przetworzonym Uranem lub zubożonym Uranem. MOX jest alternatywą dla niskowzbożonego Uranu (LEU), paliwa wykorzystywanego w reaktorach wodnych, które dominują w energetyce jądrowej. Od kilku lat produkcja uranu jest znacznie mniejsza niż jego zużycie przez reak-

World Nuclear Power Reactors 439 operational reactors in the world providing 13.8% of the world's power

As of April 1, 2011



Rys.2. Lokalizacja reaktorów jądrowych na Świecie (2011rok).

(źródło: <http://www.newsshit.com/wp-content/uploads/2011/04/nuclear-reactors.png>)

tory jądrowe. Trend ten można zaobserwować od 1990 roku, a wiąże się to z końcem tzw. „Zimnej Wojny”. Na początku lat 90-tych XX wieku rosyjski Minister Energii Atomowej, Viktor Mikhailov, ujawnił, że zapasy wysoko – wzbożonego uranu wynoszą ok. 1200 ton metrycznych [4]. Rozpoczęto przetwarzanie tych rezerw na paliwo nadające się do reaktorów jądrowych. Obecnie tendencja jest podtrzymywana poprzez podpisanie dwustronnego traktatu międzynarodowego między USA a Federacją Rosyjską, w sprawie środków zmierzających do dalszej redukcji i ograniczenia zbrojeń strategicznych (*New Strategic Arms Reduction Treaty* – *New START*; *CHB-III*).

Ponadto stosowany jest również odzysk z paliwa wypalonego (*Nuclear Reprocessing*). Uran zawarty jest także w wodzie morskiej, w której jego ilość szacowana jest na około 4,5 miliarda ton. W kilku krajach (Niemcy, Japonia, Włochy, USA) prowadzono prace nad różnymi technologiami pozyskiwania uranu z wody morskiej ale osiągnięto wyniki jedynie w skali laboratoryjnej. Ta droga pozyskiwania uranu była dotąd nieoptymalna, tym niemniej odpowiednie badania są nadal kontynuowane [7].

Istnieje również możliwość pozyskiwania paliwa jądrowego w wyniku pracy reaktorów prędkich powielających (zarzucono pomysł rozwoju reaktorów termicznych powielających). Paliwo jądrowe musi być silnie wzbożone, niż paliwo dla reaktorów termicznych. W czasie pracy reaktora z normalnie nieużytecznego izotopu uranu U – 238 powstają, w procesie pochłonięcia neutronów i następujących rozpadów beta izotopy

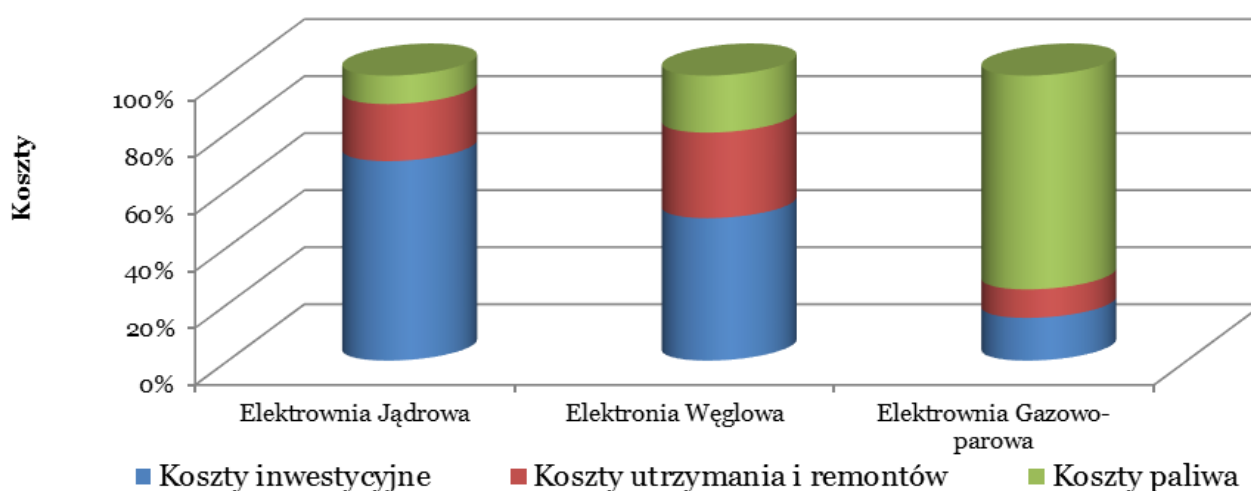
plutonu (głównie Pu – 239). Pluton może zostać następnie wydzielony i użyty ponownie jako paliwo. Reaktor powielający to reaktor, który wytwarza w ten sposób więcej plutonu, niż go zużywa [10]. Jednak obecnie, z uwagi na istniejące zagrożenie użycia Pu – 239 do celów militarnych, międzynarodowe konwencje zabraniają nadmiernego wzbogacania paliwa oraz budowy energetycznych reaktorów prędkich powielających.

Składowe koszty produkcji paliwa jądrowego.

Pochodzenie kosztów energii elektrycznej można podzielić na trzy główne grupy:

- koszty inwestycyjne;
- koszty paliwa;
- koszty remontów i obsługi.

Ze względu na zapewnienie odpowiedniego stopnia bezpieczeństwa oraz skomplikowaną budowę koszty inwestycyjne są największe wśród wszystkich typów elektrowni ciepłych – ponad 70%. Wysoka jakość elementów układu oraz postępująca automatyzacja sprawia, że koszty obsługi i remontów znajdują się na poziomie ok. 20%. Jedną z głównych cech charakterystycznych elektrowni jądrowych jest stosunkowo niski udział ceny paliwa w kosztach wytwarzania energii elektrycznej – mniej niż 10%.

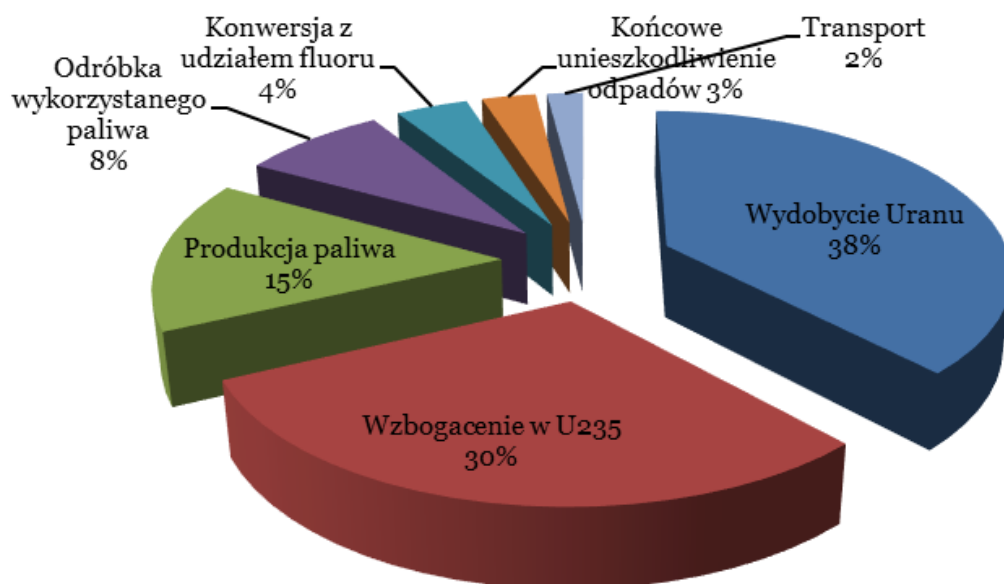


Wyk.7. Procentowy udział w kosztach produkcji energii elektrycznej – porównanie [6].

Szacuje się, że koszt paliwa jądrowego w odniesieniu do wytwarzanej z niego energii elektrycznej wynosi ok. 36 €/MWh_e. Składają się na niego następujące czynniki:

- koszt wydobycia uranu (38%);
- koszt wzbogacenia uranu (30%);
- koszt produkcji paliwa (15%);
- koszt obróbki wykorzystanego paliwa (8%);
- koszt konwersji z udziałem fluoru (4%);
- koszt końcowego unieszkodliwiania odpadów (3%);
- koszt transportu (2%).

W skład ceny paliwa jądrowego wliczane są nakłady finansowe poniesione na każdym etapie jego użytkowania (cykl paliwowy), począwszy od wydobycia, po wzbogacenie, transport, wytworzenie gotowych kaset paliwowych, aż po zagospodarowanie odpadów i neutralizację produktów ra-



Wyk.8. Procentowy udział w kosztach produkcji paliwa jądrowego [6].

dioaktywnych. Wydatki na każdy etap wiążą się ściśle z energochłonnością poszczególnych procesów.

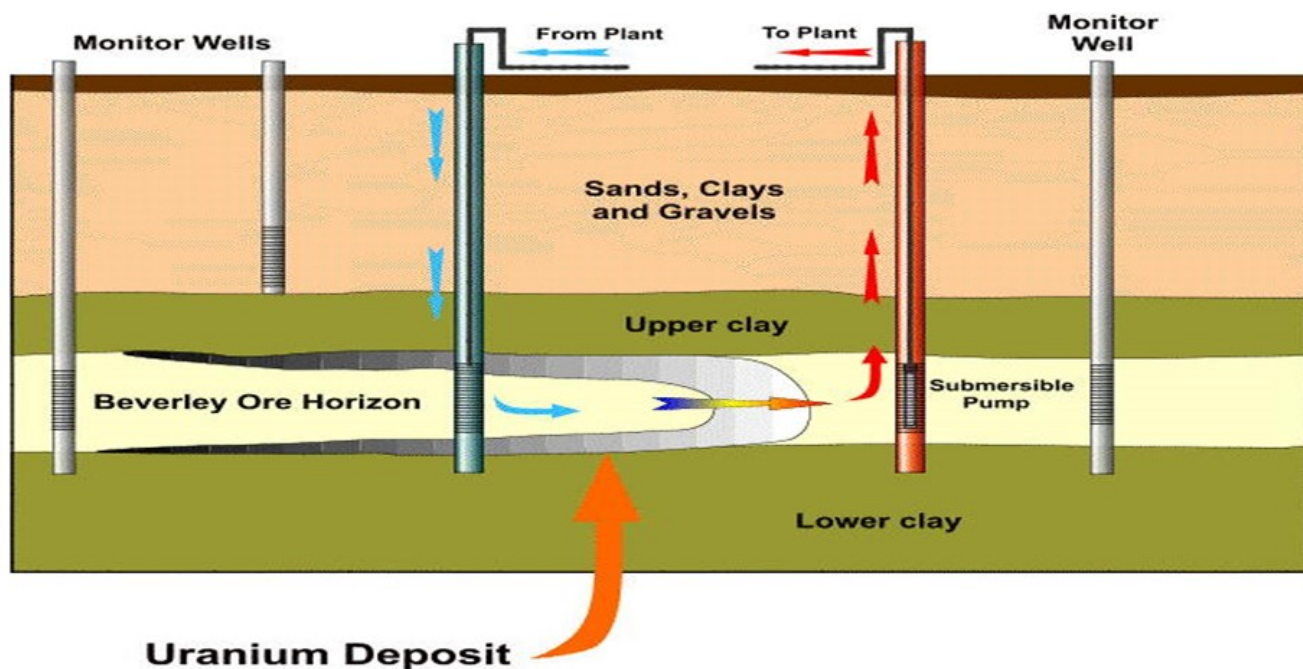
Koszt wydobywania Uranu zależy od jego koncentracji w rudzie oraz technologii stosowanej do jego wyodrębnienia. Wybór jednego jest warunkowane przez drugie. Do najpopularniejszych metod należą:

- konwencjonalna podziemna – 27,9%;
- konwencjonalna odkrywkowa – 20,4%;
- ługowanie skał (*In-situ leaching*) – 45,0%;
- jako produkt uboczny – 6,7%;

Gdy uran jest zbyt głęboko pod powierzchnią tworzy się podziemną kopalnię. Używa się wykopanych tuneli i szybów do wydobywania rudy uranu. Zaletą kopalni podziemnych jest mniejsza ilość odpadów w porównaniu z kopalnią odkrywkową, natomiast do największych wad należy narażenie górników na podwyższony poziom radonu. Podziemne wydobywanie uranu w zasadzie nie różni się od powszechnego górnictwa skalnego, towarzyszy mu często wydobywanie innych rud (np. miedź, złoto, srebro).

Kopalnie odkrywkowe są tworzone tam, gdzie ruda uranu znajduje się niezbyt głęboko, pod niewielką warstwą skał. Nadkład skalny usuwany jest poprzez odwierty oraz metodami pirotechnicznymi, odsłania to rude uranu. Pracownicy spędzają dużo czasu w zamkniętych kabinach, co ogranicza ekspozycję na promieniowanie.

Ługowanie skał (*In-situ leaching*) polega na odzyskiwaniu rud uranu poprzez pompowanie ługu, rozpuszczenie minerałów pod ziemią, wypompowanie roztworu na powierzchnię, gdzie związki mogą być odzyskane. Użytkowana jest niewielka areał na powierzchni. Metoda ta stosowana może być w taki sposób, aby nie zanieczyścić wód gruntowych rudą uranu oraz ługiem.



Rys.4. kugowanie skał. (źródło: http://www.world-nuclear.org/uploadedImages/org/info/Nuclear_Fuel_Cycle/Mining_of_Uranium/isldiagram.jpg)

Uran może być odzyskiwany również z wody morskiej. Stężenie uranu w wodzie morskiej jest stosunkowo niskie, wynosi ok. 3,3 mg na metr sześcienny, jednakże biorąc pod uwagę ilość słonej wody tworzy to gigantyczne źródło uranu. Badania tej metody były prowadzone w wielkiej Brytanii, Francji, Niemczech i Japonii.

Pracownicy kopalni uranu są narażeni na zwiększoną dawkę radiacji pochodzącą szczególnie z radonu oraz jego radioaktywnych produktów rozszczepienia. W tym celu stosuje się szereg działań zapobiegawczych. Pierwszą barierą ochronną są dobre systemy wentylacji mechanicznej (szczególnie w kopalniach podziemnych), monitorowanie poziomu radiacji (nieprzekraczanie norm bezpieczeństwa) oraz kontrola poziomu unoszącego się pyłu (zraszanie skał – szczególnie w kopalni odkrywkowych). Do kolejnych metod należy ograniczenie ekspozycji pracowników na obszarze kopalni, w tym nałożenie rygorystycznych norm higieny oraz zastępowanie, w miarę możliwości, ludzi – maszynami.

Istotą kosztów wzbogacenia uranu jest znalezienie korzystnego ekonomicznie kompromisu pomiędzy stopniem wzbogacenia a niezbędną do tego procesowi energią (DV). Praca Oddzielenia (dU) jest to kwota separacji sporządzona w procesie wzbogacania uranu. Jest funkcją stężenia surowca – wzbogaconego na wyjściu i zubożonego w odpadach. Wyraża się go w jednostkach, które są obliczone w taki sposób, aby były proporcjonalne do całkowitej mocy i masy przetworzonej. Sama ilość oddzielającej pracy wymaga różnych ilości energii w zależności od wydajności techniki rozdzielania. Jest mierzona w jednostkach pracy [SWU] (SWU – Separative Work Unit) lub [kg UTA] (od niemieckiego Urantrennarbeit – dosłownie pracę rozdzielania uranu).

Wyraża się wzorami:

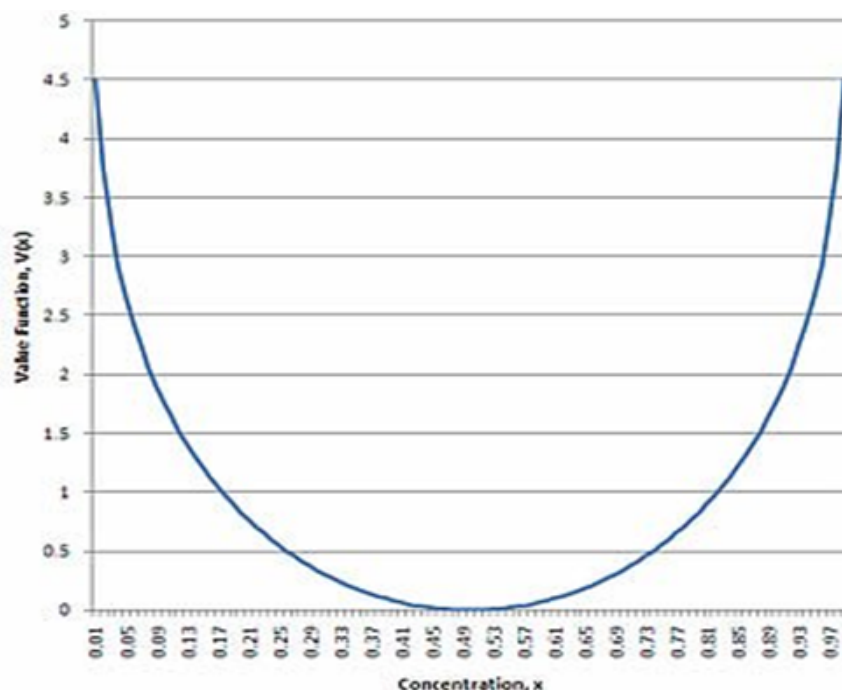
$$V(x) = (2x - 1) \ln\left(\frac{x}{1-x}\right), \quad \delta U = \Delta V = PV(x_p) + W V(x_w) - F V(x_f)$$

gdzie:

V – funkcja wartości; x – koncentracja (indeksy jak poniżej);

P – masa uranu wzbogaconego; W – masa uranu zubożonego;

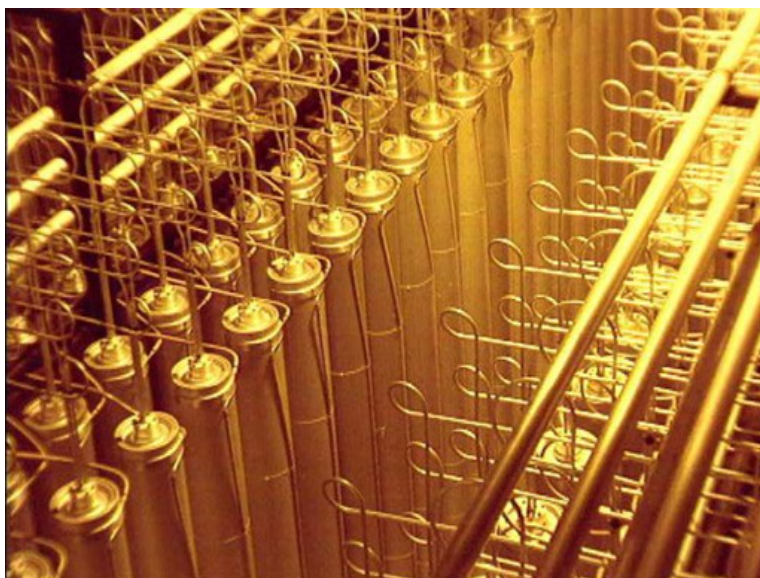
F – masa początkowa.



Rys.5. Funkcja wartości w zależności od koncentracji.

(źródło: http://fas.org/programs/ssp/nukes/fuelcycle/centrifuges/_images/ValueFunction_graph.jpg)

Należy zauważyć, że praca oddzielenia wymagana dla ustalonego lub nawet względnego wzrostu funkcji wartości zależy od koncentracji. Więc wzrost stężenia U – 235 o 10% z 0,10 do 0,11 wymaga więcej pracy niż wzrost o 10% od 0,50 do 0,55 (Powyżej stężenia 0,50, wzbogacanie Uranu staje się coraz trudniejsze, ponieważ U – 235 staje się pierwiastkiem większościowym – izotopy U – 235 i U – 238 po prostu zamieniają się miejscami w powyższych równaniach) [12].



Rys.6. Kaskada wirówek w zakładzie wzbogacania uranu metodą wirówkową w Gronau w Niemczech.

(źródło: http://energetykon.pl/images/stories/atomowe/cykl_paliwowy/konwersja_wzbogacanie/urencocentrifuge.jpg)

Koszt wzbogacania Uranu zależy przede wszystkim od energochłonności stosowanej technologii. Istnieje kilka metod wzbogacania uranu, jednak nie wszystkie są na tyle efektywne, aby używać je na skalę przemysłową.

Najpopularniejszą metodą wzbogacania Uranu jest metoda wirówkowa. Obecnie ok.65% (a w 2017 r. będzie to już 96% – zgodnie z prognoząmi WNA) paliwa jądrowego na bazie uranu produkowana jest w ten sposób. Wirnik w postaci próżniowego cylindra o bardzo wytrzymałym korpusie, osadzony jest na łożyskach i napędzany silnikiem elektrycznym do wysokich obrotów: od 50000 obr./min. do 70000 obr/min. Długość wynosi od 1 m do 2 m, a średnica - od 15 cm do 20 cm. Gaz UF₆ wprowadza się do wirówki, gdzie przyjmuje on ruch obrotowy. Siły odśrodkowe przesuwają cięższe cząsteczki z U – 238 bliżej ściany wirnika, natomiast lżejsze U – 235 pozostają bliżej osi obrotu urządzenia.

Gaz bliżej ściany zostaje zubożony, zaś bliżej osi wirnika nieznacznie wzbogacony. W związku z tym, występuje efekt oddzielający wzdłuż promienia walca. Opisana metoda wzbogacania była stosowana do wzbogacania uranu do zastosowań cywilnych (reaktory: z 0.7% do 3.3%), a także do zastosowań wojskowych (bomba atomowa: z 0.7% do 90%).

Metoda dyfuzji gazowej polega na przepuszczaniu UF₆ przez specjalne membrany z małutkimi porami. Atomy U – 235 są lżejsze i przechodzą przez membrany szybciej i częściej niż cięższe atomy U – 238. W rezultacie otrzymujemy lekko wzbogacony UF₆. Całą sekwencję powtarza się ok. 1500 razy, żeby otrzymać gaz wzbogacony do wartości 3 – 5%. Taka instalacja nazywana jest kaskadą. Wzbogacanie metodą dyfuzyjną jest bardzo energochłonne i mało wydajne dlatego technologia ta jest stopniowo wycofywana. Jest to jedna z najstarszych metod wzbogacania izotopowego. W 2007 r. metodą dyfuzji wzbogacono 25% UF₆. Do 2017 r. metoda ta będzie wycofana (zgodnie z prognozami WNA) [11].



Rys.7. Należące do koncernu EdF zakłady wzbogacania uranu metodą dyfuzji gazowej w Tricastin we Francji.

(źródło: http://www.atom.edu.pl/images/stories/atomowe/cykl_paliwowy/konwersja_wzbogacanie/tricastin-areva.gif)

Największe zakłady wzbogacania znajdują się we Francji, Niemczech, Japonii, USA, Rosji i Chinach. Istnieją jeszcze inne metody wzbogacania, które w przyszłości będą miały zapewne duże znaczenie. Obecnie są one w fazie testów.

Zgodnie z prognozami WNA w 2017 r. 3% wzbogaconego Uranu będzie produkowane poprzez laserową metody separacji izotopów. Metoda AVLIS (*Atomic Vapor Laser Isotope Separation*) opiera się na zróżnicowaniu częstotliwości fal pochłanianych przez atomy U – 235 i U – 238. Lasery używane w AVLIS może być dostrojone tak, że tylko atomy U – 235 absorbują światło laserowe. Elektron-y są wzbudzone oraz emitowane. Powstają dodatnio naładowane jony. Jony U – 235 może być następnie odchylane przez pole elektrostatyczne i gromadzone w kolektorze zbiorczym. Atomy U – 238 pozostają neutralne, osadzone są w kolektorze produktów ubocznych. Metoda ta jest rozwijana w USA, Japonii, Francji i prawdopodobnie Rosji. Inną metodą laserową jest MLIS (*Molecular Laser Isotope Separation*). Jest zbliżona do AVLIS, a cechuje się niższą gęstością mocy. Obecnie jest rozwijana w RPA.

Pojawiły się również sposoby wzbogacaniu Uranu opierające się na separacji elektromagnetycznej, plazmowej, aerodynamicznej oraz dyfuzji termicznej. Jednak ze względu na ogromną energochłonność zostały zaniechane. Koszt produkcji gotowych kaset paliwowy jest warunkowany poprzez ich środowisko pracy a tym samym odpowiedni dobór materiałów oraz precyzje wykonania. Materiały muszą wykazywać przede wszystkim dobre właściwości mechaniczne (tworzą jedną z ba-

Państwo	Przedsiębiorstwo i elektrownia	2012	2015	2020
Francja	Areva, Georges Besse I & II	2500	7000	7500-11000
Niemcy, Holandia, Wielka Brytania	Urenco: Gronau, Niemcy; Almelo, Holandia; Capenhurst, Wielka Brytania.	12800	12300	12300
Japonia	JNFL, Rokkaasho	150	150	1050-1500
USA	USEC, Paducah & Piketon	5000	3800	3800
USA	Urenco, Nowy Meksyk	2000	5700	5700
USA	Areva, Idaho Falls	0	1500	3300
USA	wzbogacanie laserowe	0	1000	3000-6000
Rosja	Tenex: Angarsk, Novouralsk, Zelenogorsk, Seversk	25000	30000	30000-35000
Chiny	CNNC, Hanzhun & Lanzhou	1500	3000	6000-8000
Pakistan, Brazylia, Iran	różne	100	500	500-1000
Całkowite przybliżone SWU na rok		49000	65000	73000-95000
Zapotrzebowanie (według scenariusza WNA)		51235	55486	66751

Tab.3. Kraje wzbogacające Uran, (wartości w tysiącach SWU na rok) [13].

rier ochrony przed wyciekami materiałów radioaktywnych) i chemiczne (szczególnie antykorozyjne) podczas radiacji oraz pod wysoką temperaturą ($>400^{\circ}\text{C}$) i ciśnieniem (~ 150 bar). Idealne do tego są stopy cyrkonu. Jednakże pierwiastek ten jest dość rzadko występującym w naturze, toteż nie można go pominąć w całkowitym bilansie kosztów.

Względna ekonomia przerobu oraz tymczasowego składowania odpadów jest przedmiotem wielu dyskusji w ciągu ostatnich dziesięciu lat (Badania modelowania całkowitych kosztów cyklu paliwowego systemu przerób – recykling opartego na recyklingu jednorazowym plutonu w istniejących reaktorach termicznych i porównanie do całkowitych kosztów paliwa w otwartym cyklu). Zakres wyników badań jest bardzo szeroki, ale wszyscy są zgodni, że w obecnych warunkach ekonomicznych opcja przerób – recykling jest bardziej kosztowna.

Jeśli powtórne przetwarzanie jest przeprowadzane tylko w celu zmniejszenia poziomu radioaktywności zużytego paliwa należy wziąć pod uwagę, że wypalone paliwo jądrowe jest mniej radioaktywne w czasie. Po 40 latach jego radioaktywność spada o 99,9%, choć nadal potrzeba ponad 1000 lat do zejścia na poziom radioaktywności uranu naturalnego. Jednak poziom pierwiastków transuranowych, w tym 239 – Pu, pozostaje na wysokim poziomie przez ponad 100000 lat, więc jeśli brakuje ponownego wykorzystywania jako paliwo jądrowe, to te elementy muszą być bezpiecznie usuwane z powodów zagrożenia radiacyjnego oraz potencjalnego tworzenia bomb jądrowych.

Koszty związane z transportem paliwa oraz końcowym unieszkodliwieniem odpadów radioaktywnych w całkowitym bilansie ceny paliwa jądrowego są na poziomie błędu statystycznego. Są one tym większe, im ustawodawca narzuci bardziej rygorystyczne normy bezpieczeństwa.

Na koszty z udziałem konwersji fluoru składają się nakłady na specjalistyczną aparaturę, odczynniki oraz zapewnienie bezpieczeństwa pracownikom pełniącym swoje obowiązki w szkodliwym środowisku.

Ceny paliwa jądrowego w świetle konfliktu Rosja – Ukraina.

Ogromny udział kopalni i fabryk wzbogacenia uranu znajdują się w państwach stabilnych politycznie, niezamieszanych w konflikty zbrojne na szeroką skalę. Toteż koszt paliwa jądrowego był niezależny od pojawiających się kryzysów finansowych, paliwowych oraz wojen. Jedynym czynnikiem wpływającym na jego koszt były incydenty związane tylko i wyłącznie ze światowym przemysłem atomowym. Konflikt Federacja Rosyjska – Ukraina jest więc bezprecedensowym wydarzeniem, które może nieść za sobą dalekosiężne skutki, w tym rykoszetem wpłynąć m.in. na finalną cenę paliwa jądrowego.

Kurs złota doskonale obrazuje wszelkie wahania na ekonomiczno – gospodarcze. W ostatnim 30 –leciu zauważyć można pięć większych pików (tendencji zwyżkowych). Początek lat 80-tych to Rewolucja Islamska w Iranie oraz początek niepokoju społecznego w krajach bloku socjalistycznego, co finalnie doprowadziło do rozpadu ZSRR. Następnie kurs stabilizował się aż do rozpoczęcia Operacji „Pustynna Burza” oraz wojny w „byłej Jugosławii”. Kolejny wzrost kursu złota był spowodowany rozpoczęciem II Wojny w Zatoce Perskiej, a wzmocniony został poprzez początek Wielkiego Kryzysu Ekonomicznego. Obecnie dostrzec można spadek cen złota związany z powolną stabilizowaniem się sytuacji finansowej na świecie.

Obserwując kurs ceny paliwa jądrowego można uznać, iż jest on w miarę stabilny. Istnieją jednak dwa wyraźne piki – połowa pierwszego dziesięciolecia oraz początek drugiego dziesięciolecia XXI wieku. Pierwszy wzrost napędzony został poprzez możliwość powstania luki podażowej spowodowanej obawami dotyczące wyczerpania pierwotnych i wtórnych zasobów (pokrywających obecnie ok. 85% zapotrzebowania). W tym czasie, kilka państw ogłosiło plany masowej rozbudowy mocy zainstalowanej w elektrowniach jądrowych oraz zamknięcie pewnej ilości kopalń uranu [9]. Drugi pik spowodowany jest Katastrofą w Elektrowni Fukushima I. Po tych wydarzeniach następowała korekta kursu uranu i prawdopodobny był powrót do cen z lat 90-tych XX wieku.

	Gaz Ziemny (Rosyjski gaz ziemny – cena zagraniczna w Niemczech)	Benzyna (Dubai Fateh Fateh 32 API)	Ropa Naftowa (West Texas Intermediate 40 API)	Węgiel Kamienny (FOB Newcastle/Port Kembla)	Uran (NUEXCO cena spotowa)	Złoto (Bank of England)
Złoto	0,7983	0,9128	0,8647	0,8514	0,6586	1
Uran (NUEXCO cena spotowa)	0,6941	0,7653	0,7844	0,7271	1	
Węgiel Kamienny (FOB Newcastle/Port Kembla)	0,8049	0,9072	0,9067	1		
Ropa Naftowa (West Texas Intermediate)	0,8417	0,9895	1			
Benzyna (Dubai Fateh Fateh 32 API)	0,8446	1				
Gaz Ziemny (Rosyjski gaz ziemny – cena zagraniczna w Niemczech)	1					

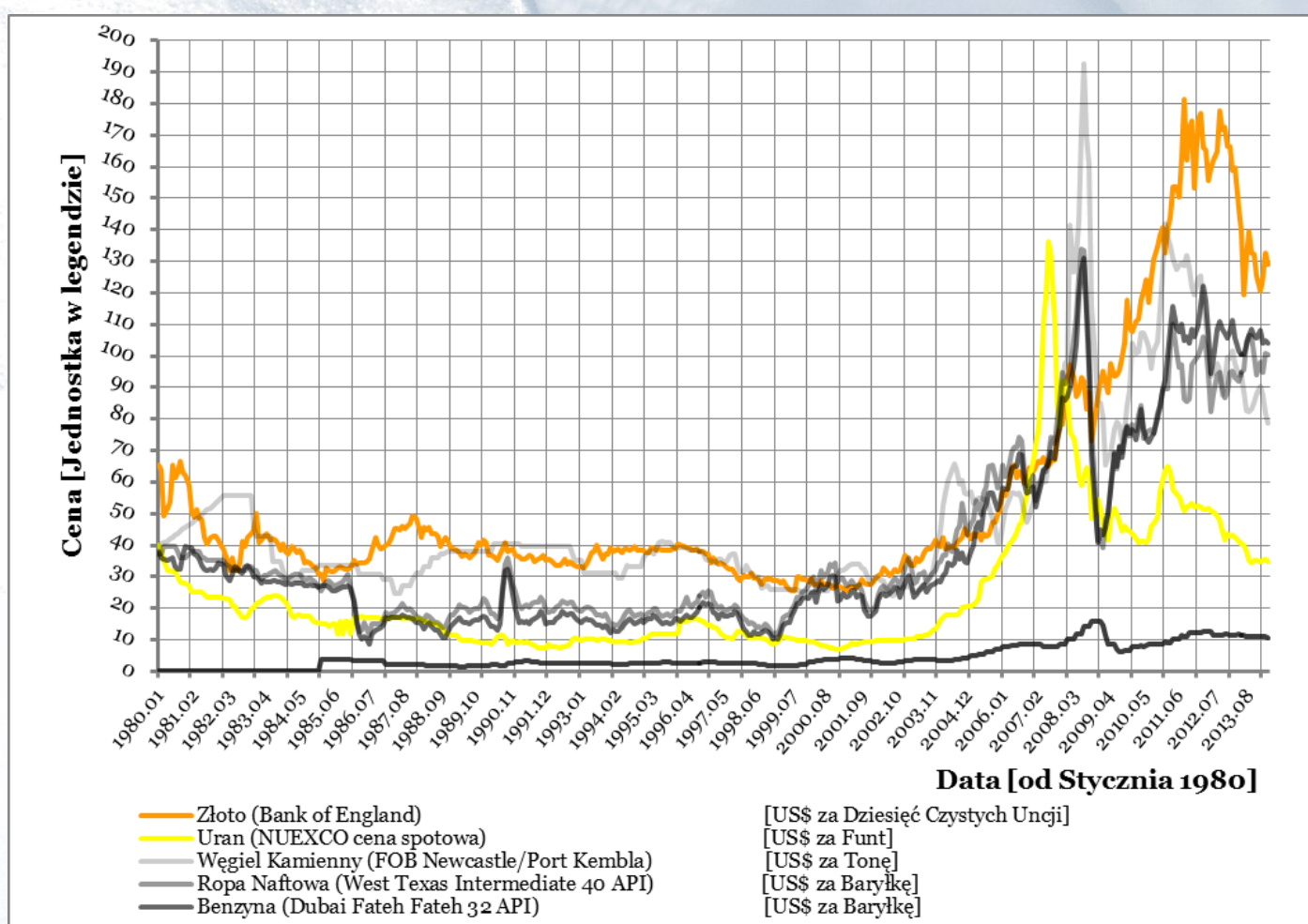
Tab.3. Współczynnik korelacji pomiędzy surowcami a kursem złota.

Cenę konwencjonalnych paliw kopalnych charakteryzuje duża zmienność oraz wysoki ich poziom (wyjątek stanowi gaz ziemny).

Najbardziej niestabilny jest kurs ropy naftowej. Kraje będące w czołówce jej eksporterów są dość niestabilnie politycznie – Iran i Irak (Bliski Wschód). Współczynnik korelacji Pearsona między kursem złota a wahaniami ceny ropy naftowej wynosił na giełdzie amerykańskiej – 0,8647, natomiast na giełdzie w Dubaju – 0,9128, co potwierdza dużą zależność od aktualnych wydarzeń politycznych.

Na podobnym poziomie kształtuje się poziom współczynnika korelacji między kursem złota a węgla – 0,8514.

Rynek paliw jest jednak systemem naczyń połączonych. Gdy ceny jednego prą ku górze, pozostałe również notują wzrost, jednak istnieją wyjątki od tej reguły. Obliczając współczynnik korelacji pomiędzy surowcami można dostrzec, że jedynym paliwem stosowanym na szeroką skalę, niezależnym (lub zależnym w niewielkim stopniu) od innych paliw kopalnych oraz wydarzeń politycznych jest uran, którego zależność jest na poziomie nie wyższym niż 0,79.



Wyk.9. Porównanie cen różnych rodzajów paliw oraz paliwa jądrowego.

Federacja Rosyjska jest ważnym graczem na rynku paliw jądrowych, zarówno biorąc pod uwagę produkcję jak i rynek zbytu. Kraj ten posiada 32 czynne reaktory o łącznej mocy cieplnej ponad 68 GW. W 2011 roku zużyły one ok.4500 ton Uranu (ok.70% zużycia pokrywała własna produkcja pierwotna). Na jej terenie znajduje się ok.2,3% światowych złóż tego pierwiastka, co stanowi ok.7,4% jego światowych zasobów. Eksploatując je skupia w swoich granicach niemal 6% światowej produkcji. Ponadto, biorąc pod uwagę jej ogromne znaczenie geopolityczne – spadkobierca ZSRR – w znacznym stopniu kontroluje złoża leżące na terenach byłych republik sowieckich, z których największe znaczenie mają Kazachstan i Uzbekistan (w mniejszym stopniu).

Istnieją dwa możliwe scenariusze: albo nastąpi wzrost cen uranu, albo też ceny te pozostaną na stabilnym, niezmiennym poziomie.

Najbardziej realny oraz prawdopodobny jest lekki i szybki wzrost cen zakończony korektą, czyli równie szybkim obniżeniem kursu oraz jego ustabilizowaniem. Przemawia za tym fakt, że największe ilości najtańszych kategorii wydobywczej uranu znajdują się w Kanadzie oraz Australii, a drugi z tym krajów zapowiedział, w razie potrzeby zwiększyć jego produkcję. Podobna sytuacja miała miejsce na początku XXI stulecia. Ceny szły w górę, a ich wysoki poziom nie leżał w interesie zarówno eksporterów, jak i importerów. Zostały wtedy użyte wyżej wymieniony mechanizm służący jej obniżeniu. Można więc z dużą dozą prawdopodobieństwa stwierdzić, że zainteresowane państwa nie dopuszczą do wzrostu cen uranu ponad miarę i będą dbały o stateczny jej poziom.

Wnioski.

Paliwo jądrowe jest tanim paliwem zaawansowanych technologii. Jego koszt w odniesieniu do wyprodukowanej energii elektrycznej jest na niskim poziomie – ok. 36 €/MWhe.

Największy udział w cenie końcowej paliwa jądrowego mają: wydobywanie oraz jego wzbogacenie (razem ok. 68%), co spowodowane jest niewielką koncentracją uranu w swoich rudach oraz małym udziałem Uranu – 235 w Uranie naturalnym.

Najtańszym sposobem wzbogacania Uranu jest metoda wirówkowa. Obecnie zajmuje ona ok. 65% rynku, jednakże przewidywania WNA wskazują, że niebawem poziom ten zwiększy się do ponad 90%. Rozwijane są również metody laserowe. Przewiduje się, że na skalę przemysłową będą stosowane od 2017 r.

W składzie kosztów paliwa jądrowego zawiera się zagospodarowanie wypalonego paliwa, co dodatkowo obwarowane jest przepisami prawa międzynarodowego i zwiększa bezpieczeństwo, zmniejszając zagrożenie radiologiczne. Jest jedynym rodzajem paliwa, które po zużyciu nadal jest pod obserwacją specjalistów.

Rudy uranu służące do jego produkcji zlokalizowane są w wysoko rozwiniętych (lub rozwijających się), stabilnych politycznie państwach (wyjątkiem jest Kazachstan) co gwarantuje zarówno dostępność tego surowca, jak i stabilną jego cenę.

Sytuacja polityczno – ekonomiczna ma nieznaczny wpływ na cenę paliwa jądrowego. Złoża znajdują się w państwach stabilnych politycznie. Wszelkie wahania kursu nie leżą w ich interesie, dlatego też przypuszcza się, że nie dopuszczą one do nadmiernego wzrostu cen uranu i będą dbały o stateczny jej poziom.

Literatura.

<http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-fuel-cycle/introduction/what-is-Uranium--How-Does-it-Work/>

<http://en.wikipedia.org/wiki/Uranium>

<http://www.scienceinschool.org/print/337>

<http://www.jewishnewsdaily.com/jewish-world-news/did-iran-buy-enriched-uranium-in-the-fsu/>

IAEA; "Uranium 2011. Resources, Production And Demand"

Niewiński G.; „Nuclear Fuels and Fuel Cycle. Lectures”, Warszawa, 2013

Kaniewski J.T.; „Czy może zabraknąć uranu dla energetyki jądrowej”

Bruneton P.; „Uranium Resources”

<http://www.wise-uranium.org/uissro5.html>

http://pl.wikipedia.org/wiki/Reaktor_pr%C4%99dki

<http://www.atom.edu.pl/index.php/technologia/cykl-paliwowy/konwersja-i-wzbogacanie.html>

<http://fas.org/issues/nonproliferation-counterproliferation/nuclear-fuel-cycle/uranium-enrichment-gas-centrifuge-technology/separation-theory/>

<http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Conversion-Enrichment-and-Fabrication/Uranium-Enrichment/>

FIZYKA JĄDROWA. Neutrino – tajemnicze cząstki

Krzysztof Wojciech Fornalski

Wstęp

Neutrina - słabo oddziałujące i najlżejsze cząstki elementarne, jakie do tej pory odkryto - są równocześnie jednymi z najbardziej tajemniczych i niezbadanych cegiełek materii. Niezwykle trudno je wykryć ze względu na bardzo niski przekrój czynny na oddziaływanie z materią. Zostały odkryte w 1956 roku przez dwóch amerykańskich naukowców F. Reinesa i C. Cowana, chociaż już 26 lat wcześniej W. Pauli przewidział ich istnienie. Od wielu lat fizycy badają właściwości neutrin przy użyciu najnowocześniejszych technologii wielkich detektorów w takich eksperymentach jak MINOS, Super-Kamiokande, SNO, OPERA czy K2K. W niniejszym artykule zostanie pokrótce opisany eksperyment MINOS (ang. Main Injector Neutrino Oscillation Search), który został zaprojektowany i zbudowany do badań oscylacji neutrin mionowych, produkowanych w akceleratorach ośrodka FermiLab w Stanach Zjednoczonych. Jest to eksperyment z tzw. długą bazą posiadający dwa detektory: bliski (w FermiLab'ie) oraz daleki (w Soudanie na północy USA). Mają one bliźniaczo podobną budowę typu kalorymetrycznego, w których główną rolę odgrywa naprzemienne ułożenie stali i scyntylatora. W eksperymencie tym analizuje się neutrino powstałe w wyniku oddziaływania wysokoenergetycznych protonów z materiałem tarczy, a także neutrino atmosferyczne i miony z promieniowania kosmicznego.

Model Standardowy

Aby w pełni zrozumieć czym są neutrino i jakie jest ich miejsce w świecie, przywołajmy podstawową wiedzę na temat cząstek i oddziaływań, czyli tzw. Model Standardowy. Podstawy teoretyczne Modelu Standardowego Cząstek i Oddziaływań Fundamentalnych zaczęto formułować w latach 70-tych XX wieku na bazie m.in. Teorii Oddziaływań Elektrosłabych, opracowanej kilka lat wcześniej przez trzech fizyków: S.L. Glashowa, A. Salama i S. Weinberga. W latach 80-tych udało się doświadczalnie potwierdzić większość jego założeń. Model Standardowy, po drobnych modyfikacjach, obowiązuje do dnia dzisiejszego i wciąż jest modelem najlepiej opisującym świat cząstek elementarnych i oddziaływań zachodzących między nimi.

Podstawowym założeniem Modelu Standardowego jest stwierdzenie, iż całą znaną nam materię można opisać za pomocą sześciu rodzajów kwarków, tyleż samo leptonów oraz cząstek odpowiedzialnych za przenoszenie oddziaływań między nimi. Do każdego kwarku i leptonu istnieje odpowiednia antycząstka. Wszystkie wymienione cząstki uszeregowane są w trzy rodziny, spośród których pierwszą rodzinę stanowią cząstki materii widzialnej.

Pierwszą rodzinę (Tab. 1) stanowią kwarki u (up) oraz d (down). Pierwszy obdarzony jest ładunkiem elektrycznym $+2/3$ e, a drugi $-1/3$ e. Stała e oznacza ładunek pojedynczego elektronu (ok. $1,6 \cdot 10^{-19}$ C). Oprócz kwarków istnieją także antykwarki o przeciwnym ładunku. Do pierwszej rodziny w Modelu

Tabela 1. Podział kwarków w Modelu Standardowym na 3 rodziny. Do każdej cząstki istnieje również jej antycząstka.
Na podstawie [1].

Rodzina	Kwark	Nazwa	Ładunek q	Masa m	Spin s
I	u	up	$+\frac{2}{3} e$	(1,5-3) MeV	$\frac{1}{2}$
I	d	down	$-\frac{1}{3} e$	(3-7) MeV	$\frac{1}{2}$
II	c	charm	$+\frac{2}{3} e$	(1,16-1,34) GeV	$\frac{1}{2}$
II	s	strange	$-\frac{1}{3} e$	(70-120) MeV	$\frac{1}{2}$
III	t	top	$+\frac{2}{3} e$	174,2 GeV	$\frac{1}{2}$
III	b	bottom	$-\frac{1}{3} e$	4,2 GeV	$\frac{1}{2}$

Tabela 2. Podział leptonów w Modelu Standardowym na 3 rodziny. Do każdej cząstki istnieje również jej antycząstka.
Na podstawie [1].

Rodzina	Lepton	Nazwa	Ładunek q	Masa m	Spin s
I	e	elektron	- e	511 keV	$\frac{1}{2}$
I	ν_e	neutrino elektronowe	0	<3 eV	$\frac{1}{2}$
II	μ	mion	- e	105,66 MeV	$\frac{1}{2}$
II	ν_μ	neutrino mionowe	0	<0,19 MeV	$\frac{1}{2}$
III	τ	taon	- e	1776,99 MeV	$\frac{1}{2}$
III	ν_τ	neutrino taonowe	0	<18,2 MeV	$\frac{1}{2}$

Standardowym (Tab. 2) należą także leptony: elektron (o ładunku - e) oraz neutrino elektronowe ν_e (o zerowym ładunku) i odpowiednio antyelektron (pozyton) oraz antyneutrino elektronowe.

Drugą rodzinę w Modelu Standardowym stanowią kwarki c (*charm*) i s (*strange*) oraz lepton: mion μ i neutrino mionowe ν_μ . Do trzeciej rodziny zaliczane są dwa najcięższe kwarki: t (*top*) i b (*bottom*) oraz leptony: taon τ i neutrino taonowe ν_τ .

Wszystkie kwarki wchodzi w skład hadronów. Kombinację trzech kwarków stanowi barion - hadron trójkwarkowy. Przykładami barionów są nukleony - składniki jądra atomowego. Proton składa się z układu kwarków uud, natomiast neutron z udd. Analogicznie trzy antykwarki to antybarion. Z kolei układ kwark-antykwark stanowi mezon - hadron dwukwarkowy. Obliczenia teoretyczne wyku-

cząką istnienie swobodnych kwarków, co zostało udowodnione doświadczalnie. Oddzielny typ cząstek stanowią bozony pośredniczące (inaczej bozony cechowania), czyli cząstki przenoszące oddziaływania (Tab. 3). Foton γ to bezmasowa cząstka przenosząca oddziaływania elektromagnetyczne, inaczej fala elektromagnetyczna (EM). Jej nieskończony zasięg oraz czas życia powodują, iż jest to jedna z głównych cząstek wypełniających nasz Wszechświat. Przykładem strumienia fotonów jest światło widzialne lub promieniowanie gamma.

Drugim typem cząstek przenoszących oddziaływania są ciężkie bozony pośredniczące. Przenoszą oddziaływania słabe. Występują dokładnie trzy ich podtypy: dwa masywne bozony naładowane W^+ i W^- (odpowiedzialne za tzw. wymianę poprzez prądy naładowane, ang. *charged current*, CC) oraz nieco bardziej masywny bozon neutralny Z^0 (wymiana poprzez prądy neutralne, ang. *neutral current*, NC). W^+ i W^- umożliwiają rozpady cięższych kwarków i leptonów na lżejsze. Ostatnim, trzecim typem nośników oddziaływań są gluony g . Wraz z kwarkami tworzą one rodzinę

Tabela 3. Podział bozonów cechowania (pośredniczących) w Modelu Standardowym, wraz z podziałem na typy oddziaływań. Na podstawie [1].

Oddziaływanie	Nośnik	Ładunek	Spin	Masa [GeV]
elektromagnetyczne	foton γ	0	1	0
słabe	bozony $W^\pm, Z^0$	$+, -, 0$	1	80,4 ; 91,2
silne	gluon g	ładunek kolorowy	1	0
grawitacyjne*	grawiton G^*	0^*	2^*	0^*

*oddziaływanie grawitacyjne znajduje się poza Modelem Standardowym, a jego umieszczenie w Tab. 3 ma charakter czysto porównawczy z innymi oddziaływaniami. Ponadto podane wartości ładunku, spinu i masy grawitonu są jedynie przypuszczeniami

partonów, czyli składników hadronów. Gluony występują w ośmiu odmianach (tzw. oktet gluonowy). Te krótkozasięgowe i bezmasowe cząstki odpowiadają za przenoszenie oddziaływań silnych między kwarkami. Model Standardowy nie opisuje oddziaływań grawitacyjnych, które są najsłabszym oddziaływaniem w przyrodzie. Przewiduje się istnienie cząstki przenoszącej oddziaływania grawitacyjne, tzw. grawitonu G o spinie równym 2, lecz do chwili obecnej nie udało się jej zaobserwować.

Oprócz klasyfikacji na hadrony, leptony i nośniki oddziaływań, wszystkie cząstki fundamentalne dzielą się na fermiony o spinie połówkowym oraz bozony o spinie całkowitym. Spin jest to wielkość kwantowa opisująca własny moment magnetyczny cząstki. Fermiony, zwane także cząstkami materii, to poszczególne kwarki i leptony. Do grupy tej należą także bariony z racji trójkwarkowej budowy, a co za tym idzie - spinu połówkowego. Natomiast do grupy bozonów zaliczane są nośniki oddziaływań (bozony cechowania vel pośredniczące) oraz mezony, gdyż dwukwarkowy skład daje spin całkowity.

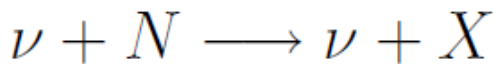
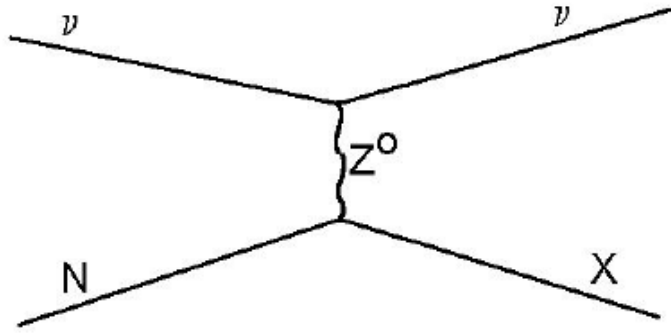
4 lipca 2012 r. w Europejskim Ośrodku Badań Jądrowych CERN pod Genewą ogłoszono odkrycie kolejnej cząstki, która do tej pory była jedynie teoretycznym założeniem Modelu Standardowego. Chodzi mianowicie o tzw. bozon Higgsa, zwany higsonem, H^0 . Ta egzotyczna cząstka o dużej masie (ok. 126 GeV), zerowym spinie i niewielkim czasie życia (ok. $1,6 \cdot 10^{-22}$ s) jest w ogólności odpowiedzialna za nadawanie cząstkom masy. Teoretycy nie wykluczają, iż istnieje cała rodzina higsonów, a odkryty H^0 jest jedynie pierwszym z nich. Być może więcej informacji dostarczy nam działający w CERNie wielki zderzacz hadronów, LHC (ang. *Large Hadron Colider*), dzięki któremu odkryto bozon Higgsa.

W pierwszej połowie XX wieku znanych było niewiele cząstek elementarnych, między innymi wspomniane już nukleony (protony i neutrony), elektrony, pozytony oraz miony. Z biegiem czasu poznawane były inne cząstki. W 1956 roku dwaj amerykańscy fizycy Frederic Reines i Clyde Cowan odkryli neutrino zapostulowane 26 lat wcześniej przez Wolfganga Pauliego. Wysunął on bowiem śmiałą jak na tamte czasy tezę, iż za ciągły rozkład energii elektronów w

rozpadzie β^- odpowiada lekka, neutralna i bardzo słabo oddziałująca cząstka.

Neutrino oddziałują z materią poprzez wymianę bozonów Z^0 , W^+ i W^- (oddziaływanie słabe, Tab. 3). Nie oddziałują natomiast silnie i elektromagnetycznie, a oddziaływanie grawitacyjne z powodu znikomego wkładu jest całkowicie do pominięcia. Istnieją trzy typy tych cząstek: neutrino elektronowe, mionowe i taonowe, oraz odpowiadające im antyneutrino. Posiadają bardzo mały przekrój czynny na oddziaływanie z materią, przez co niezwykle trudno jest je wykryć. Neutrino, obok fotonów, są jednymi z najczęściej występujących cząstek we Wszechświecie. Statystycznie w każdym centymetrze sześciennym przestrzeni występuje ich średnio kilkanaście.

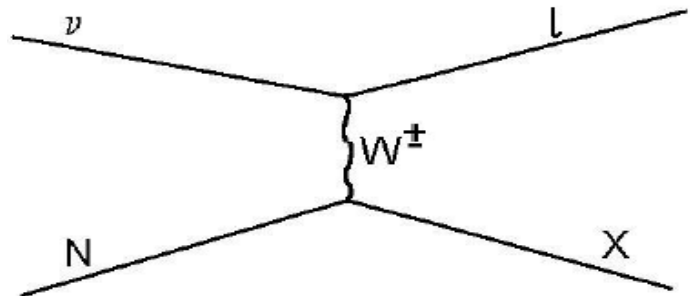
Chociaż wspomniane już prawdopodobieństwo (przekrój czynny) oddziaływania neutrino z materią jest bardzo niskie, niemniej jednak neutrino są obserwowalne. Oddziaływanie słabe neutrino można podzielić na oddziaływanie poprzez tzw. prądy neutralne (ang. *neutral current*, NC) oraz poprzez prądy naładowane (ang. *charged current*, CC). Oddziaływanie przez prądy neutralne (NC) odbywa się poprzez wymianę bozonu Z^0 : gdzie ν oznacza neutrino, N jądro atomu biorące udział w oddziaływaniu, a X powstałą w jego wy-



niku kaskadę hadronową. Powyżej diagram Feynmana ilustrujący to oddziaływanie.

Podczas oddziaływania NC w detektorze widoczna jest tylko kaskada wyprodukowana w zdarzeniu, a samo neutrino jest niewidoczne. Obserwuje się jedynie skutki jego oddziaływania.

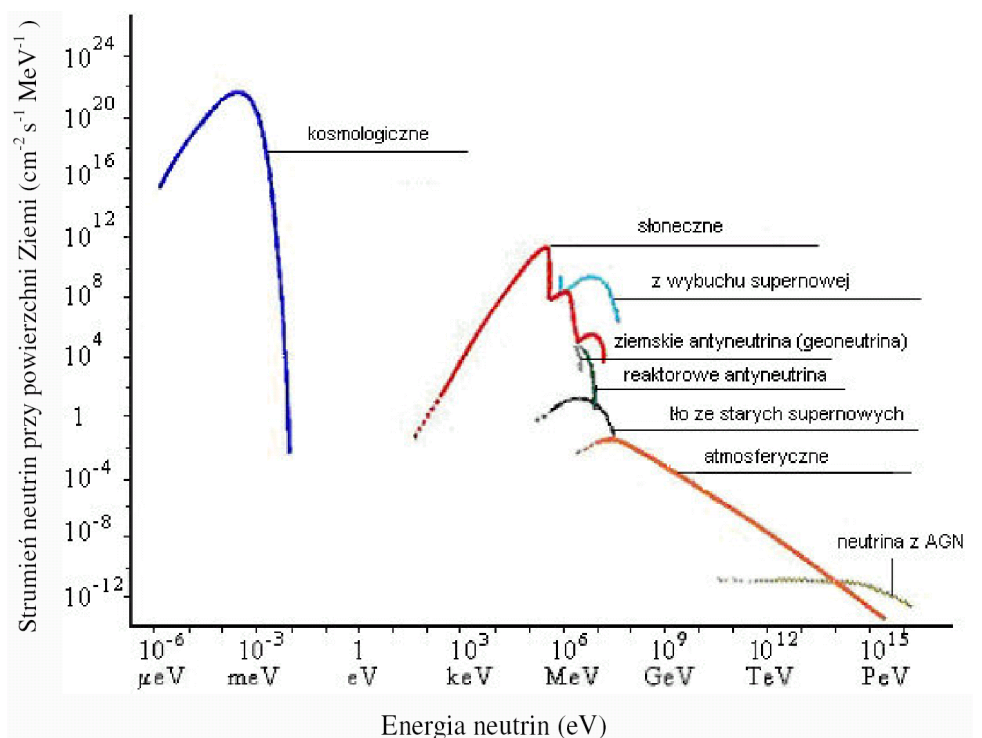
W wyniku oddziaływania neutrino poprzez wymianę prądów naładowanych (CC) wymieniany jest bozon W^+ lub W^- . Skutkiem jest zniknięcie neutrino i powstanie leptonu naładowanego, np. elektronu:



gdzie N oznacza jądro atomu biorące udział w oddziaływaniu, l oznacza naładowany lepton, a X oznacza kaskadę hadronową. Na podstawie zasady zachowania liczby leptonowej nowo-powstały lepton musi ją mieć taką samą, jak padające neutrino (tzn. jeśli neutrino było mionowe, to powstaje mion itp.).

Na naszej planecie obserwujemy neutrino pochodzące głównie z trzech źródeł (Rys. 1): neutrino słoneczne (pochodzące ze Słońca), neutrino atmosferyczne (powstające w wyniku oddziaływania pierwotnego promieniowania kosmicznego z górnymi warstwami atmosfery)

Rysunek 1. Widmo neutrino rejestrowanych przy powierzchni Ziemi, w zależności od źródła pochodzenia (AGN – aktywne jądra galaktyk). Na podstawie [1].



oraz neutrino ze źródeł sztucznych. Takimi źródłami sztucznymi są m.in. reaktory jądrowe, jednak powstała dzięki nim wiązka posiada niskie zastosowanie praktyczne. Precyzyjne utworzenie wiązki neutrino o znanych parametrach możliwe jest dzięki zastosowaniu innego typu urządzenia - akceleratora. Dzięki technologii akceleratorowej produkcja neutrino następuje najczęściej w wyniku kolizji rozpędzonej wiązki protonów z materiałem tarczy. Pierwszy raz otrzymano te cząstki tym sposobem w roku 1962. Używając akceleratora otrzymuje się wiązkę neutrino o znanych parametrach, a dzięki temu możliwe jest przeprowadzanie szeregu eksperymentów z pomiarem oscylacji neutrino włącznie.

Zaobserwowanie zjawiska oscylacji jest bezpośrednim dowodem na istnienie masy neutrino. Początkowo sądzono, iż cząstki te masy nie posiadają. Dziś wiadomo, iż masy neutrino są większe od zera, ale wartości te są bardzo niewielkie. Nie zostały one jeszcze nigdy dokładnie zmierzone, w związku z tym znane są jedynie odgórne ograniczenia na ich wartości (Tab. 2).

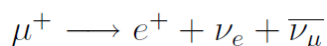
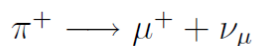
Jednym z eksperymentów badających zjawisko oscylacji neutrino jest wspomniany we wstępie MINOS. Eksperyment MINOS (ang. *Main Injector Neutrino Oscillation Search*) jest eksperymentem z tzw. długą bazą (*Long Baseline Experiment*). Eksperymenty tego typu składają się z dwóch detektorów - bliskiego, znajdującego się w pobliżu źródła neutrino, i dalekiego, kilkaset kilometrów dalej. W przypadku MINOS'a cały eksperyment umieszczony jest w dwóch ośrodkach w USA: w Fermi National Laboratory koło Chicago oraz w miejscowości Soudan w Minnesocie. Eksperyment w pełni rozpoczął działanie 7 marca 2005 roku (pierwsze oddziaływanie neutrino z wiązką w dalekim detektorze), a rok później ogłoszono pierwsze wyniki. W chwili obecnej eksperyment MINOS zakończył się, lecz niebawem ruszyć ma jego następca, MINOS+.

Jak produkowane są neutrino w tego typu eksperymentach? Otóż wiązka protonów, w krótkich impulsach po 8,7 μ s co około 2,4 s każdy, jest rozpędzana w zespole akceleratorów w FermiLab'ie do energii około 120 GeV, co odpowiada średniej mocy wiązki 0,4 MW. Następnie wiązka zawierająca ok. $2,5 \cdot 10^{13}$ protonów na jeden puls kierowana jest na długą na 95,4 cm i szeroką na 6,4 mm grafitową tarczę (zwaną także z angielskiego *target*) chłodzoną wodą. W wyniku kolizji wiązki protonów z tarczą produkowany jest strumień różnych cząstek (głównie pionów π i kaonów K). Grafitowa tarcza jest ruchoma i może zmieniać swe położenie nawet o 2,5 m względem dwóch parabolicznych rogów magnetycznych oddległych od siebie o około 10 m. Dzięki temu możliwe jest kontrolowane odchylenie toru produkowanych cząstek oraz wybieranie dodatnio naładowanych cząstek (głównie pionów π^+) o energii do 15 GeV.



Rysunek 2. Schemat powstawania wiązki neutrino z wiązki protonów akceleratorowych w eksperymencie MINOS. Na podstawie [1].

Po opuszczeniu hali tarczy (*target hall*) strumień krótkożyciowych pionów kierowany jest do długiej na 675 m próżniowej komory rozpadowej (*decay pipe*) o średnicy ok. 2 m, gdzie następują rozpady tych cząstek. W wyniku rozpadów pionów powstają neutrino i miony, które również podlegają rozpadowi. Dwie podstawowe reakcje podane są we wzorach:



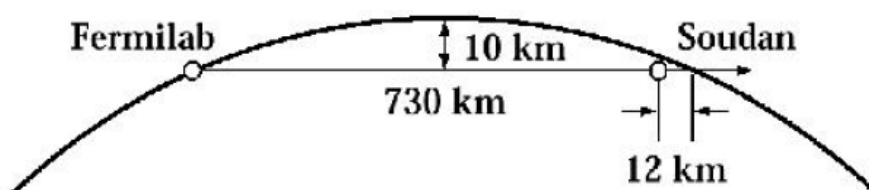
Za komorą rozpadową znajdują się: pochłaniacz hadronów, detektory mionowe i lita skała (Rys. 2). Detektor hadronowy służy do monitorowania produktów, które nie uległy rozpadowi. Użycie aluminiowo-stalowego pochłaniacza za detektorem hadronowym ma na celu usuwanie z wiązki cięższych cząstek, aby zapobiec radiacji otaczających skał. Ponadto urządzenie to powinno pochłaniać protony, które z różnych przyczyn minęły tarczę grafitową. Zadaniem detektorów mionowych jest monitorowanie tych mionów, które nie uległy rozpadowi albo nie zostały zatrzymane w pochłaniaczu. Ostateczna wiązka składać się musi wyłącznie z neutrin. Dlatego niezbędne jest całkowite wyeliminowanie wszystkich pozostałych cząstek - do tego celu służy 240 m litej skały, która pochłania pozostałe miony. Dzięki zastosowaniu takiej technologii ok. 1000 m za tarczą istnieje praktycznie czysta wiązka neutrin (tzw. wiązka NuMI) składająca się w 92% z neutrin mionowych i w 6,5% z antyneutrin mionowych oraz około 1,5% z neutrin i antyneutrin elektronowych. Dodatkowo dzięki możliwości zmiany względnego położenia tarczy i rogów magnetycznych, istnieje możliwość zmiany widma produkowanych neutrin. Jako podstawową wiązkę używa się niskoenergetyczną mającą 3,1 GeV w maksimum rozkładu. W dalszej kolejności neutrina biegną pod kątem $3,3^\circ$ w głąb Ziemi do bliskiego i dalekiego detektora umieszczonych na osi wiązki.

Bliski detektor eksperymentu MINOS mieści się 1040 m za tarczą w ośrodku FermiLab. Znajduje się 103 m pod ziemią, posiada masę 980 ton, a jego wymiary to $3,8 \times 4,8$ m. Bliski detektor to kalorymetr składający się z 282 stalowych oraz 153 scyntylacyjnych warstw o oktagonalnym przekroju. W stali wytwarzane jest toroidalne pole magnetyczne o indukcji ok. 1,3 T w celu rozróżnienia ładunku badanej cząstki.

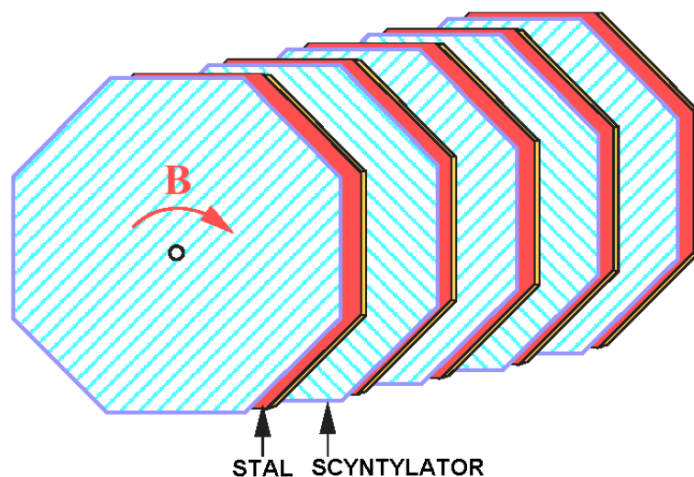
Bliski detektor składa się z dwóch zasadniczych modułów: modułu kalorymetrycznego i spektrometrycznego. Pierwszy, poprzedzony warstwą stali do zatrzymywania mionów ze skał, zbudowany jest z pierwszych 120 płaszczyzn stalowo-scyntylacyjnych i służy do dokładnej analizy oddziaływających cząstek, w szczególności pomiaru energii kaskady. Moduł spektrometryczny bliskiego detektora zbudowany jest z ostatnich 162 płaszczyzn i służy do obrazowania torów i pomiaru pędów wysokoenergetycznych mionów. W tym przypadku tylko co piąta płaszczyzna jest wyposażona w scyntylator.

Dzięki oddaleniu od źródła neutrin o 1 km, bliski detektor rejestruje wiązkę tych cząstek przed zajściem zjawiska oscylacji. Umożliwia to precyzyjne określenie parametrów wyprodukowanej wiązki zanim ulegnie ona oscylacji, w tym widma energetycznego neutrin. W bliskim detektorze rejestrowanych jest średnio kilka przypadków na puls akceleratora, co daje nieco ponad 10 000 przypadków oddziaływań neutrin dziennie.

Po opuszczeniu hali bliskiego detektora wiązka neutrin synchronizowana systemem GPS (ang. *Global Positioning System*) biegnie pod ziemią do drugiego laboratorium eksperymentu MINOS i znajdującego się tam dalekiego detektora (Rys. 3).



Rysunek 3. Schemat umieszczenia bliskiego i dalekiego detektora eksperymentu MINOS z uwzględnieniem krzywizny Ziemi. Na podstawie [1].



Rysunek 4. Schemat ułożenia warstw stali i scyntylatora – tu na przykładzie dalekiego detektora. Na podstawie [1].

Daleki detektor mieści się 735 km od ośrodka FermiLab. Umieszczony jest ok. 700 m pod ziemią, w nieczynnej kopalni rudy żelaza w miejscowości Soudan w stanie Minnesota. Ma podobną kalorymetryczną konstrukcję jak bliski detektor (Rys. 4), lecz jest znacznie większy. Posiada oktagonálną budowę o szerokości 8 metrów, wysokości 8 m i długości 31 m. Składa się z 486 warstw scyntylacyjnych i stali, a jego masa wynosi 5400 ton. Średnie pole magnetyczne posiada indukcyjność ok. 1,3 T. Daleki detektor rozpoczął działanie już w 2003 roku badając neutrino atmosferyczne, a w marcu 2005 roku zarejestrował pierwsze oddziaływania z wiązki NuMI z FermiLab'u.

Zarówno w bliskim jak i dalekim detektorze warstwa scyntylacyjna o grubości 1 cm naklejona jest na płytę stalową o grubości 2,54 cm (1 cal). Warstwa scyntylacyjna składa się z wielu podłużnych polistyrenowych pasków, a każdy pasek scyntylacyjny posiada szerokość 4 cm i wzdłuż całej jego długości biegnie światłowód zbiorczy (w całym dalekim detektorze jest w sumie około 100 000 pasków scyntylacyjnych). Przechodząca przez pasek scyntylacyjny cząstka powoduje emisję fotonów (min. 4,7 fotonów na wyjściu paska). Następnie fotony zbierane są przez światłowód, którym następnie kierowane są na fotopowielacze. W fotopowielaczu sygnał ulega wzmocnieniu około miliona razy. Dzięki zastosowaniu tego typu urządzeń, sygnał optyczny pochodzący z detektora zamieniany jest na sygnał elektryczny, a następnie wzmacniany. Przeciętny mion przechodzący przez detektor wytwarza około 8-12 fotoelektronów na płaszczyznę.

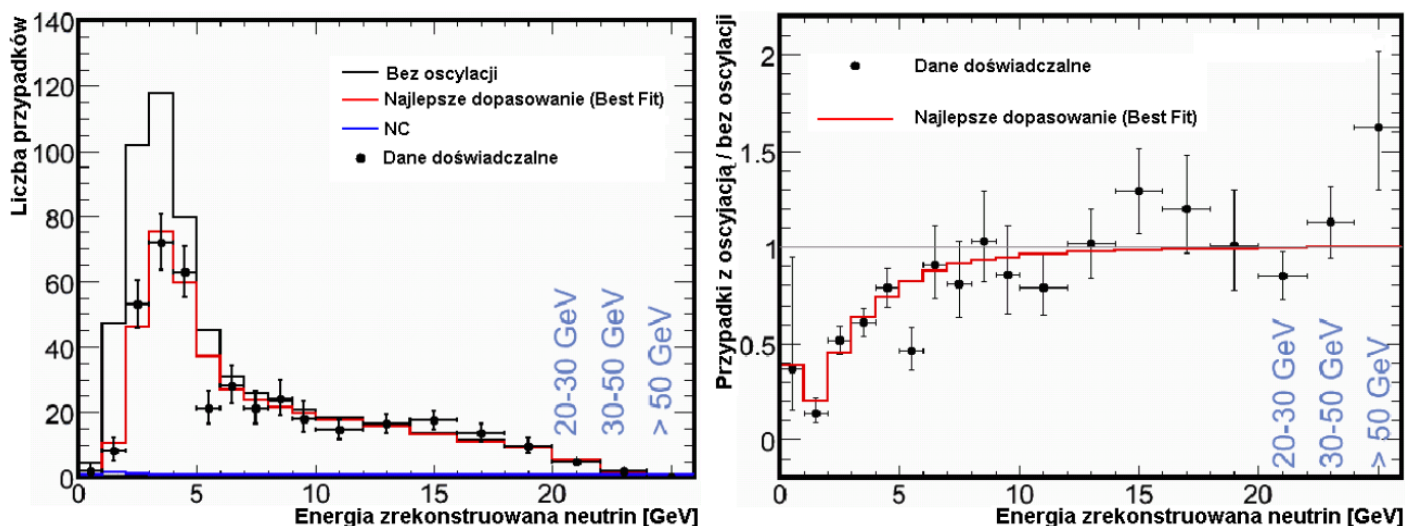
Dzięki temu, iż kolejne warstwy stalowo-scyntylacyjne ułożone są naprzemiennie pod kątem prostym względem siebie (Rys. 4), istnieje możliwość trójwymiarowej rekonstrukcji toru przechodzącej cząstki. Oba detektory są w stanie zmierzyć sygnał (energię) pozostawiony przez przechodzącą cząstkę oraz współrzędną czasową.

Z racji kąтового rozproszenia wiązki, w dalekim detektorze rejestruje się zdecydowanie mniej neutrin niż w bliskim. Średnio bliski detektor zbiera ok. 10^5 razy więcej danych niż daleki, jednakże daleki detektor rejestruje oddziaływania po zajściu procesu oscylacji. Dzięki porównaniu z danymi z bliskiego detektora, jest możliwość pomiaru parametrów oscylacji neutrin (Rys. 5).

Oscylacje neutrin

Eksperyment Super-Kamiokande jako pierwszy niezbitnie udowodnił istnienie oscylacji neutrin. Został zaprojektowany i zbudowany jako unowocześnienie eksperymentu Kamiokande z myślą o poszukiwaniu rozpadu protonu, lecz okazał się dobrym narzędziem do badania neutrin atmosferycznych. Zjawisko oscylacji polega na zamianie neutrin mionowych, powstających w górnych warstwach atmosfery ziemskiej w wyniku oddziaływania z promieniowaniem kosmicznym, w neutrino taonowe. Kolejny eksperyment, SNO (Sudbury Neutrino Observatory), ostatecznie potwierdził rezultaty Super-K, tym razem badając neutrino słoneczne. Zaobserwowano, iż liczba neutrin elektronowych pocho-

dzących ze Słońca a docierających do Ziemi jest około trzy razy mniejsza od przewidywań teoretycznych. Przy okazji zmierzono także całkowity strumień tych cząstek.



Rysunek 5. Przykładowe wyniki uzyskane przez eksperyment MINOS. Lewy panel: czarna linia – spodziewana wiązka neutrin w dalekim detektorze (przy założeniu braku oscylacji), czerwona linia – wynik dopasowania do rzeczywistych pomiarów (po oscylacjach). Prawy panel: wynik ilorazu wiązki zmierzonej do spodziewanej (tzw. krzywa oscylacyjna). Na podstawie [1].

Podstawowym warunkiem zajścia zjawiska oscylacji jest posiadanie przez neutrina niezerowej masy. Przez dłuższy czas sądzono, iż cząstki te masy nie posiadają, jednakże kiedy oscylacje neutrin potwierdzono eksperymentalnie, tym samym obalono tezę o bezmasowości tych cząstek. Jak już wspomniano, znane są trzy typy neutrin, czyli trzy tzw. stany zapachowe: ν_e , ν_μ oraz ν_τ . Każdy stan własny zapachu, w myśl teorii oscylacji, jest superpozycją trzech stanów własnych masy ν_1 , ν_2 i ν_3 o ściśle określonych i różnych od siebie masach. Każdy stan masowy może być przedstawiony jako paczka falowa o innej energii, a więc w konsekwencji o nieco innej prędkości. Efektem tego jest nakładanie się poszczególnych paczek falowych na siebie i ich interferencja, co w rezultacie, po przebyciu pewnej drogi, daje za każdym razem inny wypadkowy zapach neutrina. W trakcie podróży tej cząstki następuje mieszanie się między sobą wszystkich stanów masowych i przechodzenie jednego zapachu w drugi, co nazywane jest właśnie oscylacją. Rozumując w drugą stronę można stwierdzić, iż każdy stan masowy jest kombinacją trzech stanów zapachowych: elektronowego, mionowego i taonowego. Szczegółowy opis fizyki oscylacji neutrin wykracza poza popularnonaukowe ramy tego artykułu i nie będzie tutaj omawiany.

Niewątpliwie neutrina należą do grona wciąż nie do końca poznanych cząstek, które fascynują wielu badaczy na całym świecie. W wielu eksperymentach bada się zjawisko oscylacji neutrin, które pomoże w zrozumieniu i zakreśleniu pełnego obrazu fizyki cząstek elementarnych.

Literatura

- 1 – Fornalski K.W. *Badanie oddziaływań neutrin akceleratorowych w eksperymencie MINOS*. Wydział Fizyki, Politechnika Warszawska, Warszawa 2007.
- 2 – Grzelak K. *Seminarium Wydziału Fizyki Uniwersytetu Warszawskiego. Eksperyment MINOS. Pierwsze wyniki dotyczące neutrin akceleratorowych*. 21.04.2006.
- 3 – Kearns K., Kajita T., Tosuka Y. *Na tropie mas neutrin*. Świat Nauki 10.1999.
- 4 - Michael D.G. et al. *Observation of muon disappearance with the MINOS detectors in the NuMI neutrino beam*. FERMILAB-PUB-06-243. 29 July, 2006.
- 5 - Michael D.G. et al. *The MINOS Collaboration. The MINOS Detectors*. 13 September 2006.



RADIOLOGICZNY MONITORING GLEBY W POLSCE

Krzysztof Isajenko, Barbara Piotrowska, Marian Fajak - Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej

Maria Krajewska, Joanna Szymczyk - Uniwersytet Warszawski, Wydział Chemii

Wstęp

Zgodnie z obowiązującym prawem polskim oraz wszelkimi regulacjami prawnymi, którymi podlegają państwa europejskie, Polska zobowiązana jest do przeprowadzania monitoringu skażeń promieniotwórczych w środowisku, w tym monitoringu skażeń promieniotwórczych gleby. Określa to m.in.:

- ⇒ Traktat Euratomu, Art. 35
- ⇒ Ustawa Prawo Atomowe z dnia 29 listopada 2000 r. (tekst jednolity – Dz.U. z 2012 roku, poz. 264 z późniejszymi zmianami);
- ⇒ Ustawa z dnia 27 kwietnia 2001 r. Prawo ochrony środowiska (tekst jednolity – Dz.U. z 2013 roku, poz. 1232 z późniejszymi zmianami) art. 26;
- ⇒ Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2002 r. w sprawie stacji wczesnego wykrywania skażeń promieniotwórczych i placówek prowadzących pomiary skażeń promieniotwórczych. (Dz. U. Nr 239/2002, poz. 2030).

Badania pozwalające na określenie aktualnego rozkładu terytorialnego depozycji izotopu cezu ^{137}Cs oraz radionuklidów naturalnych (radu ^{226}Ra , aktynu ^{228}Ac i potasu ^{40}K) dla powierzchniowej warstwy gleby na obszarze Rzeczypospolitej Polskiej są prowadzone w cyklu dwuletnim. Na podstawie danych należących do Głównego Inspektoratu Ochrony Środowiska i pochodzących z systemu Państwowego Monitoringu Środowiska (podsystem monitoringu promieniowania jonizującego) określono poziom radioaktywności gleby w naszym kraju.

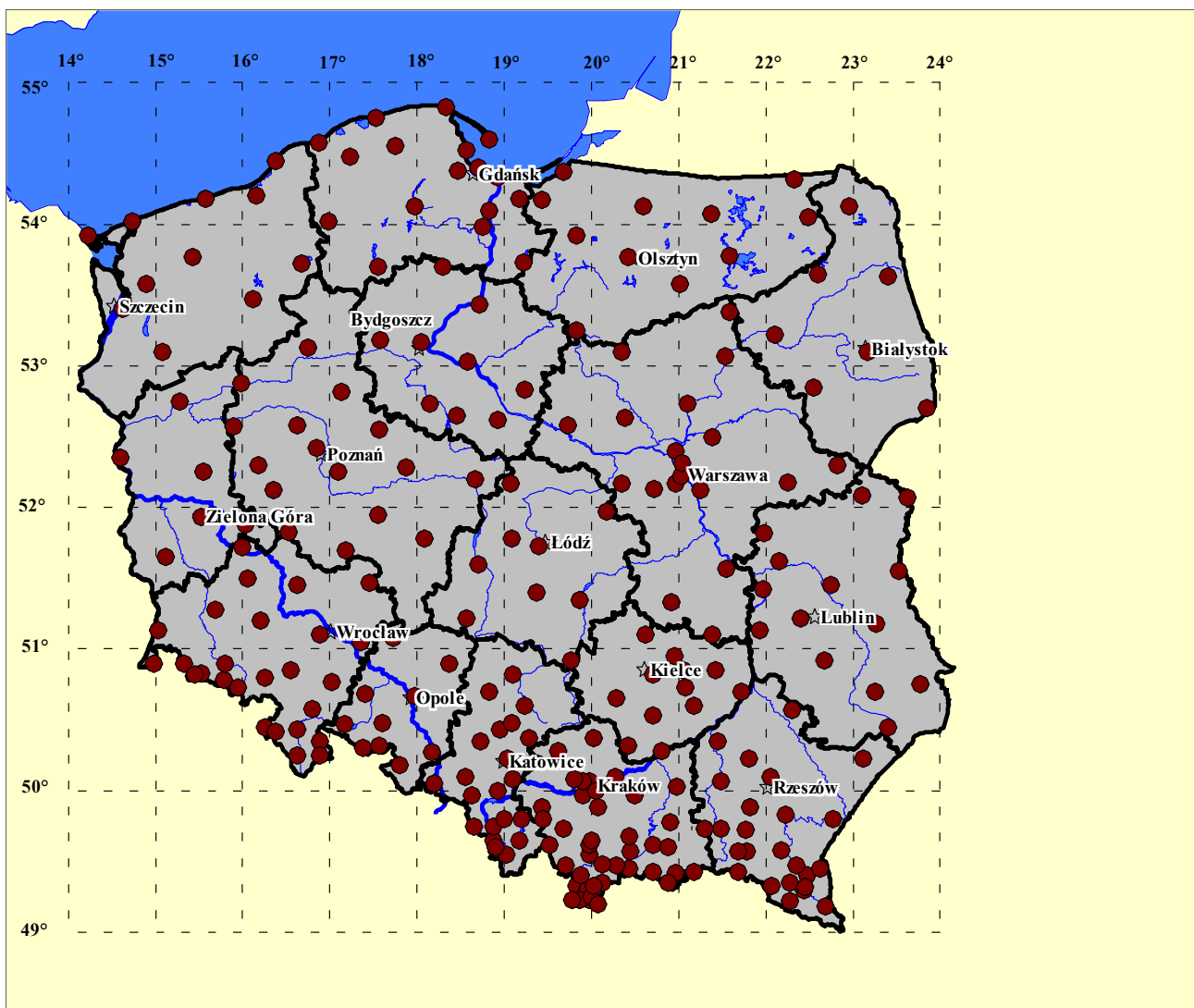
Monitoring radiologiczny gleb w Polsce prowadzony jest na podstawie pomiarów spektrometrycznych próbek gleby pobranych w 254 punktach rozmieszczonych na terenie całego kraju. Punkty poboru próbek gleby są zlokalizowane w ogródkach meteorologicznych stacji i posterunków Instytutu Meteorologii i Gospodarki Wodnej (Rys. 1). Taka lokalizacja punktów poboru posiada szereg zalet, a mianowicie:

- ⇒ stałość punktów poboru (możliwość powtarzania badań dla tych samych miejsc, co pozwoli na uchwycenie nawet niewielkich zmian poziomu skażeń);
- ⇒ w miarę równomierne rozmieszczenie punktów poboru na terenie całego kraju;
- ⇒ stała obsługa, co w przypadku awarii czy wypadku radiacyjnego umożliwia szybkie i sprawne pobranie próbek do badań;
- ⇒ pobieranie próbek z terenu, gdzie gleba nie była i nie będzie w przyszłości przemieszczana (np.



orana lub przekopywana) i nawożona, co umożliwia dostarczenie reprezentatywnego materiału do określania stężeń izotopów promieniotwórczych w powierzchniowej warstwie gleby;

⇒ w razie potrzeby możliwość uzyskiwania danych meteorologicznych pozwalających na prowadzenie analiz rozkładów przestrzennych skażeń na danym terenie.



Rys. 1. Rozmieszczenie punktów poboru próbek gleby (październik 2012) na terenie Polski. przestrzennych skażeń na danym terenie.

Najnowsze, wykorzystane w niniejszym opracowaniu dane pochodzą z pomiarów próbek pobranych w październiku 2012 roku (ostatnia seria pomiarowa – następna gleba zostanie pobrana jesienią 2014 roku, a wyniki z jej pomiarów będą dostępne w połowie roku 2016). Próbki gleby pobrano w 254 punktach z warstwy o grubości 10 cm. Dodatkowo pobrano 10 próbek w wybranych punktach z warstwy o grubości 25 cm.

Metoda poboru i przygotowania do pomiaru próbek gleby

Każda pobierana próbka składa się z 7 porcji wziętych z 6 miejsc leżących na obwodzie i 1 w środku koła o promieniu 2 m, co zapewnia reprezentatywny materiał do analizy. Porcje gleby są pobierane przy użyciu specjalnego próbnika o średnicy 6,9 cm, zapewniającego pobór warstwy powierzchniowej o grubości 10 cm (lub 25 cm). Próbki są więc pobierane z powierzchni około 270 cm².

Po wysuszeniu wstępnym w laboratorium w temperaturze pokojowej a następnie w piecu w temperaturze 105°C, gleba była rozdrabniana i „uśredniana” dla każdego punktu poboru przez dokładne wymieszanie. W ten sposób zapewnia się uzyskanie reprezentatywnego materiału do analizy. Próbki przed pomiarem umieszczane były w 0,5 litrowych naczyniach Marinelli.

Metoda pomiaru próbek gleby

Zgodnie z zaleceniem Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu do pomiaru próbek stosowano metodę analizy spektrometrycznej promieniowania gamma w zakresie energii fotonów od 50 do 1800 keV. Czas pomiaru każdej próbki wynosił 80000 s. Do pomiaru stężeń radionuklidów w próbkach gleby stosowane były spektrometry promieniowania gamma firmy Canberra z detektorami półprzewodnikowymi HPGe o wydajności 40% oraz 51%, współpracujące z analizatorem Model DSA-2000 i wyposażonymi w oprogramowanie GENIE-2000 umożliwiające identyfikację radionuklidów oraz ich analizę ilościową. Całkowita niepewność określenia stężenia poszczególnych radionuklidów nie przekraczała ±20%.

Do kalibracji spektrometrów używane były źródła referencyjne w geometrii naczynia Marinelli o objętości 0,5 dm³ (o dwóch różnych wymiarach wewnętrznych), gęstości 1,3 g/cm³, zawierające mieszaninę następujących radionuklidów promieniotwórczych: kadm 109Cd, kobalt 57Co, cer 139Ce, rtęć 203Hg, cyna 113Sn, stront 85Sr, cez 137Cs, itr 88Y oraz kobalt 60Co. Niepewność określenia poszczególnych radionuklidów we wzorcach nie przekraczała 5%.

Detektor w celu zmniejszenia wielkości zewnętrznego tła promieniowania był umieszczony w domku osłonowym o ściankach złożonych z trzech warstw kolejno: zewnętrznej 100 mm Pb, następnej 1 mm Cd i wewnętrznej 2 mm Cu.

Dolna granica detekcji dla czasu pomiaru 80000s wynosiła:

0,15 Bq/kg (0,02 kBq/m²) dla 137Cs,

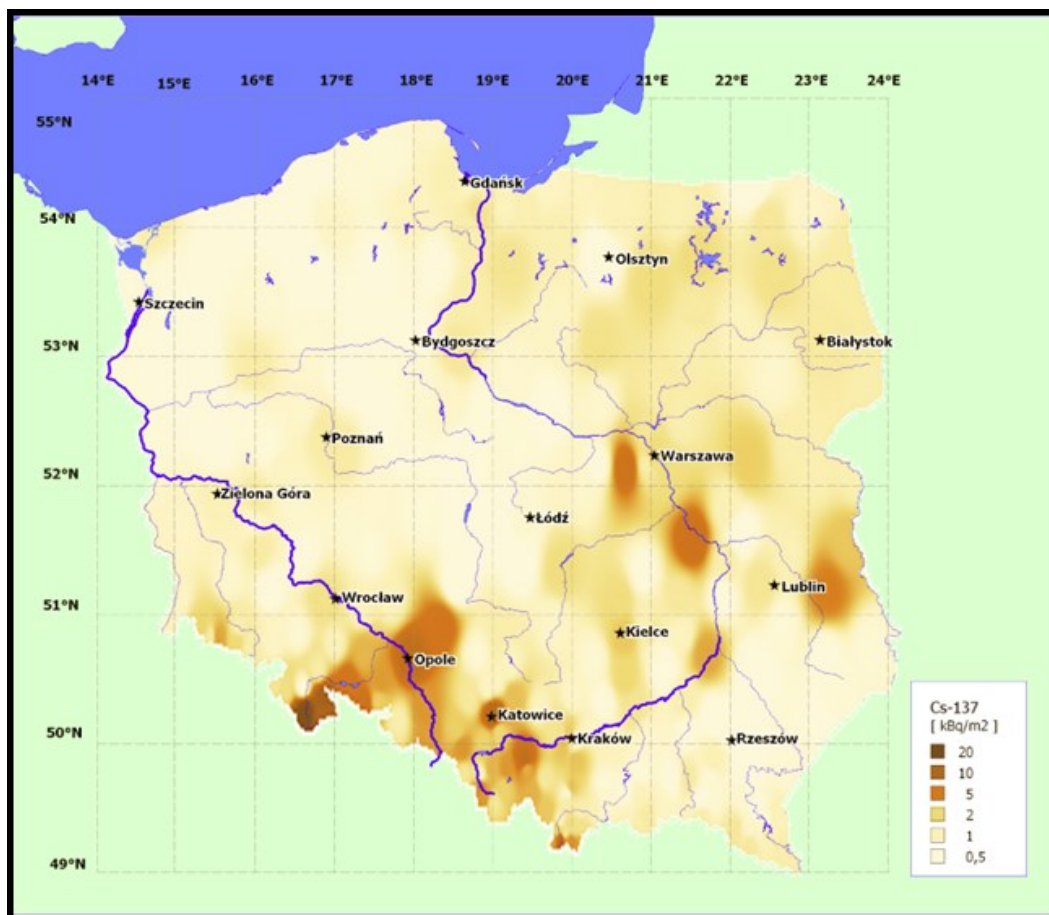
2,5 Bq/kg dla 40K,

2,0 Bq/kg dla 226Ra,

0,5 Bq/kg dla 228Ac.

Wyniki pomiarów

W badaniach oznaczono stężenia naturalnych izotopów gamma promieniotwórczych oraz izotopów pochodzenia sztucznego. Z izotopów pochodzenia sztucznego zarejestrowano jedynie ^{137}Cs . Terytorialny rozkład stężenia tego izotopu w glebie dla obszaru całego kraju przedstawiono na mapie rastrowej na Rys. 2.



Rys. 2. Mapa rastrowa obrazująca powierzchniowe stężenie ^{137}Cs w Polsce (w kBq/m^2) w próbkach gleby pobranej w październiku 2012 roku.

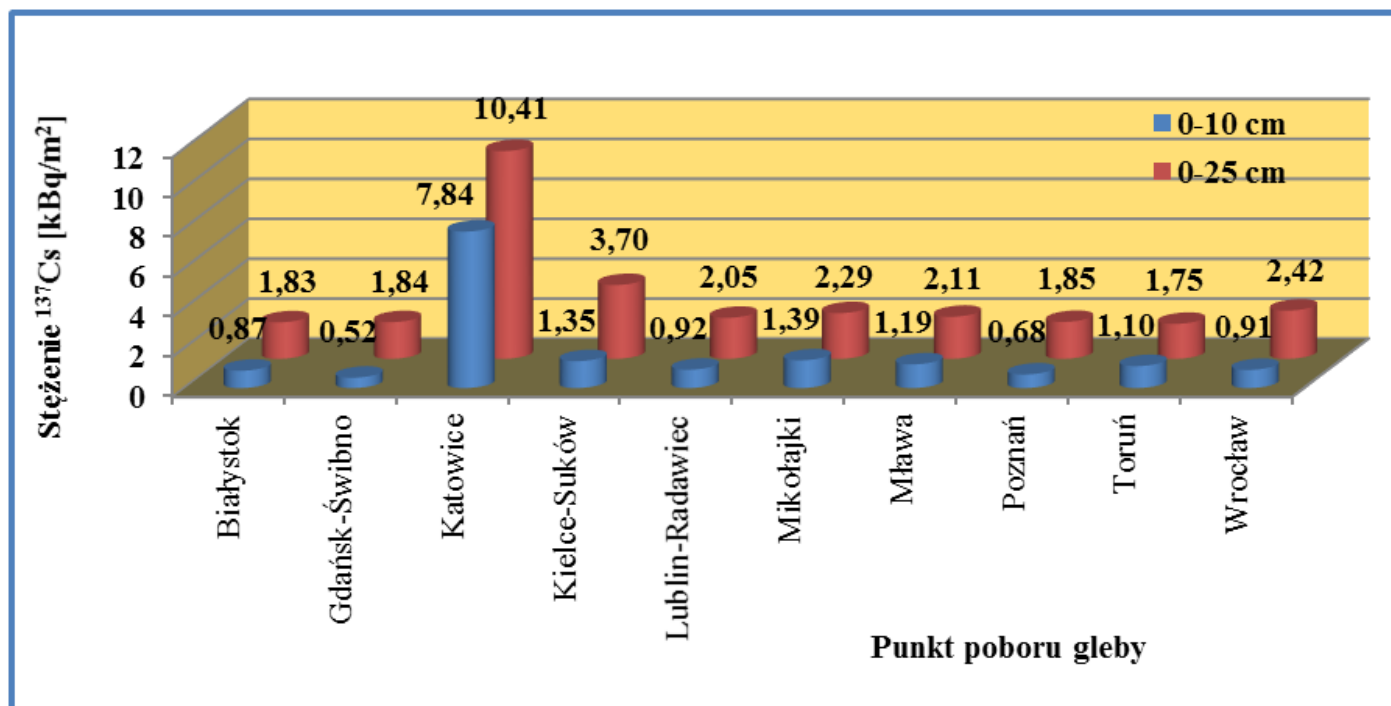
Stężenie powierzchniowe ^{137}Cs w glebie w Polsce zawiera się w granicach od 0,22 kBq/m^2 do 17,97 kBq/m^2 , przy wartości średniej 1,53 kBq/m^2 . Jednak w przeważającej części (60% próbek) stężenie ^{137}Cs zawiera się w granicach od 0,5 do 1,5 kBq/m^2 . Średnie, minimalne i maksymalne wartości depozycji (stężenia powierzchniowego) ^{137}Cs w poszczególnych województwach przedstawia Tabela 1.

Patrząc na rozkład geograficzny stężeń ^{137}Cs w glebie łatwo zauważyć, że skażenia gleby tym radionuklidem są nierównomierne na obszarze kraju. Jak wynika z badań prowadzonych w latach ubiegłych rozkład ten nie ulega zmianie. Obecność tego izotopu w glebie związana jest z awarią EJ w Czarnobylu w 1986, a jego nierównomierność jest spowodowana zarówno skomplikowanymi drogami przenoszenia się mas skażonego powietrza oraz występowania w tym okresie lokalnych opadów deszczu na południu Polski.

Wyniki pomiarów stężenia ^{137}Cs w próbkach gleby z warstwy o grubości 25 cm ukazują, że izotop ten nie wszędzie pozostaje w powierzchniowej warstwie gleby, ale również wnika z różną „prędkością” w głębsze jej warstwy. Zależność tą ukazuje poniższy histogram (Rys. 3).

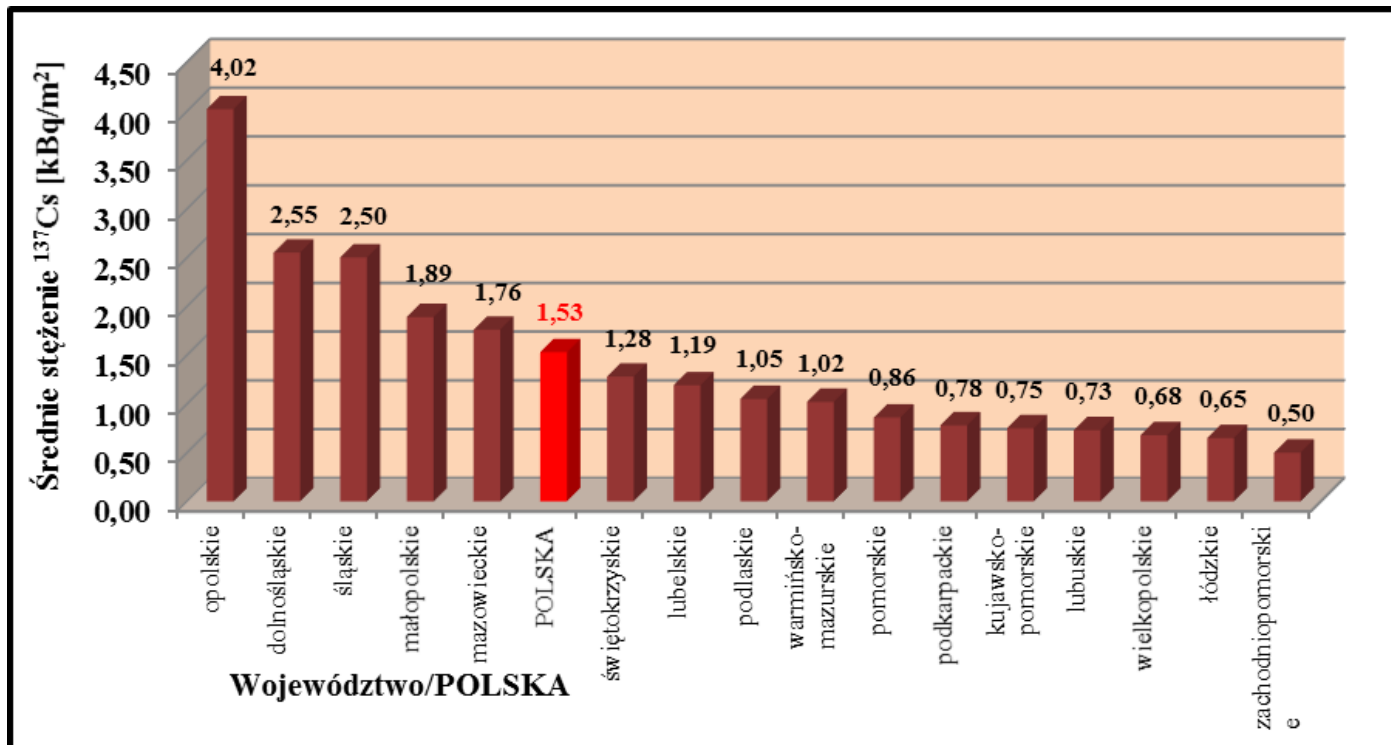
TABELA 1. Średnie, minimalne i maksymalne wartości depozycji ^{137}Cs w kBq/m^2 w próbkach gleby pobranych w poszczególnych województwach w październiku 2012.

Lp	Województwo	Stężenie ^{137}Cs [kBq/m^2]		
		Wartość średnia	ZAKRES	
			Minimum	Maksimum
1	dolnośląskie	$2,55 \pm 0,82$	0,44	17,97
2	kujawsko-pomorskie	$0,75 \pm 0,08$	0,51	1,18
3	lubelskie	$1,19 \pm 0,32$	0,22	4,81
4	lubuskie	$0,73 \pm 0,16$	0,26	1,29
5	łódzkie	$0,65 \pm 0,16$	0,28	1,80
6	małopolskie	$1,89 \pm 0,25$	0,51	7,65
7	mazowieckie	$1,76 \pm 0,37$	0,46	6,15
8	opolskie	$4,02 \pm 0,70$	0,97	7,80
9	podkarpackie	$0,78 \pm 0,07$	0,33	1,40
10	podlaskie	$1,05 \pm 0,13$	0,71	1,66
11	pomorskie	$0,86 \pm 0,08$	0,42	1,60
12	śląskie	$2,50 \pm 0,38$	0,61	7,84
13	świętokrzyskie	$1,28 \pm 0,28$	0,31	3,55
14	warmińsko-mazurskie	$1,02 \pm 0,15$	0,23	1,82
15	wielkopolskie	$0,68 \pm 0,06$	0,32	1,29
16	zachodniopomorskie	$0,50 \pm 0,08$	0,22	1,19
POLSKA		$1,53 \pm 0,12$	0,22	17,97



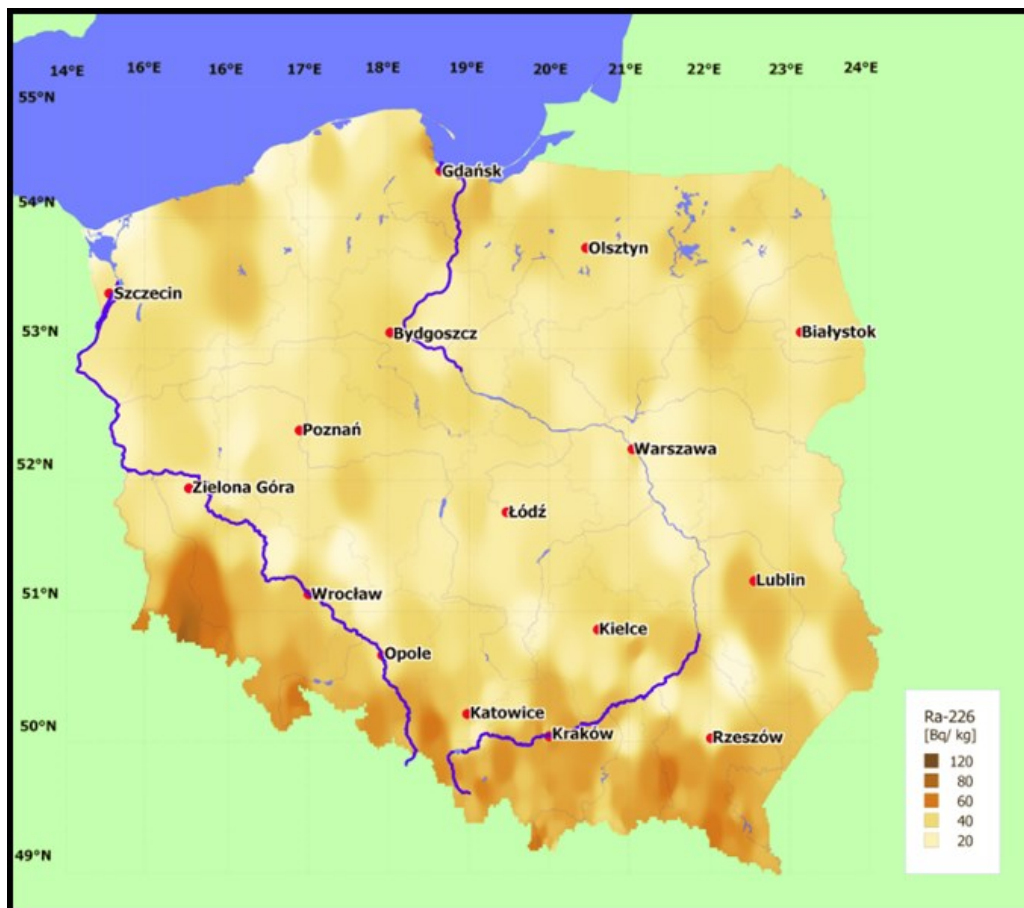
Rys. 3. Histogram stężeń ^{137}Cs w warstwach gleby (0-10) cm oraz (0-25) cm – gleba pobrana w październiku 2012 roku.

Aby pokazać jak stężenia powierzchniowe (depozycja) ^{137}Cs [kBq/m²] rozkładają się na tle podziału administracyjnego Polski, uszeregowano średnie wartości dla każdego województwa od wartości maksymalnej do minimalnej i zamieszczono w postaci histogramu na Rys. 4. Dla porównania w histogramie umieszczono również średnie stężenie ^{137}Cs dla Polski.

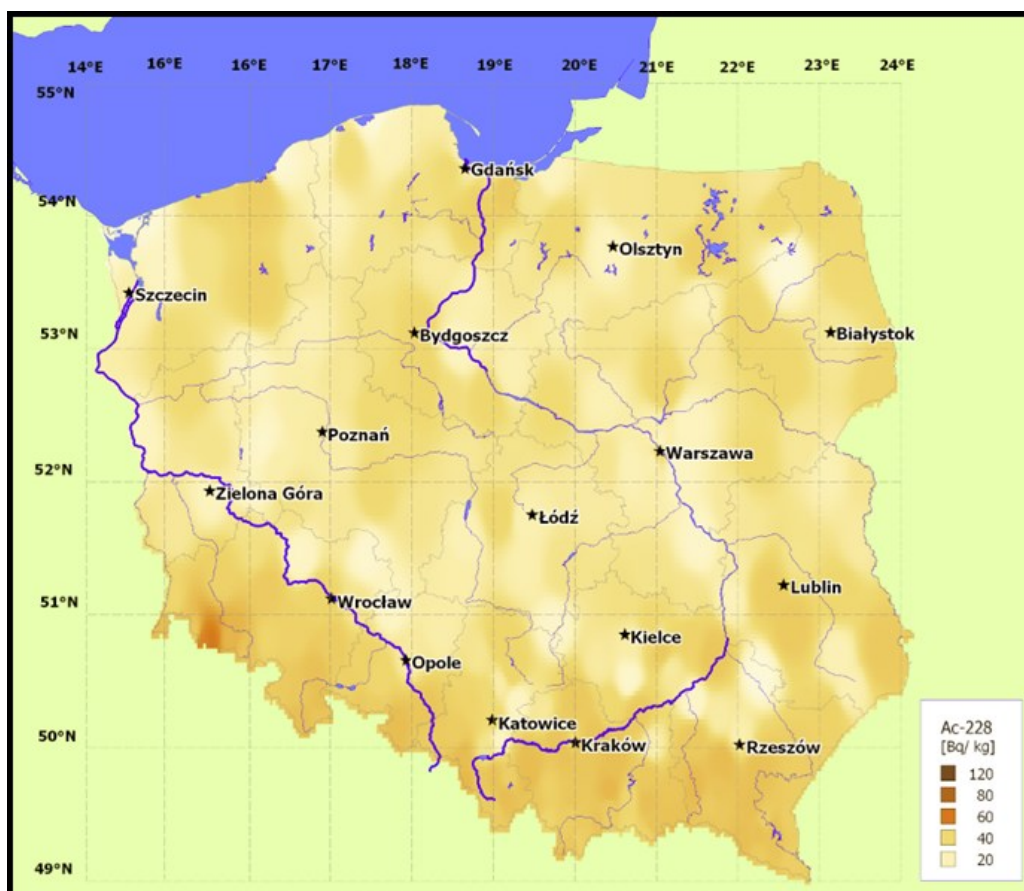


Rys. 4. Histogram średnich stężeń ^{137}Cs [w kBq/m²] w poszczególnych województwach i w Polsce (październik 2012 r.).

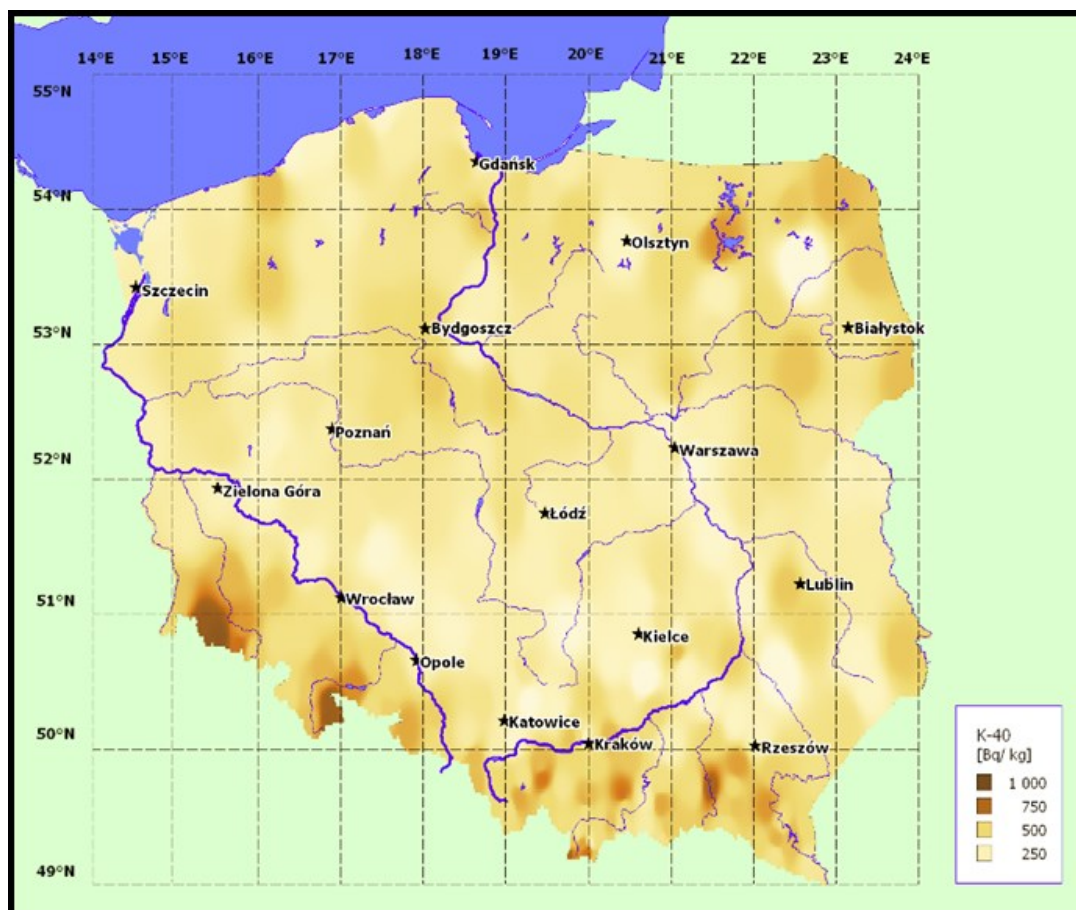
Z izotopów pochodzenia naturalnego mierzono ^{226}Ra , ^{228}Ac i ^{40}K . Terytorialny rozkład stężeń tych radionuklidów w glebie dla obszaru całej Polski przedstawiono na mapach rastrowych, odpowiednio na Rys. 5, 6 i 7.



Rys. 5. Mapa rastrowa obrazująca stężenie ^{226}Ra w Polsce (w Bq/kg) w próbkach gleby pobranej w październiku 2012 roku.



Rys. 6. Mapa rastrowa obrazująca stężenie ^{228}Ac w Polsce (w Bq/kg) w próbkach gleby pobranej w październiku 2012 roku.



Rys. 7. Mapa rastrowa obrazująca stężenie ^{40}K w Polsce (w Bq/kg) w próbkach gleby pobranej w październiku 2012 roku.

Patrząc na mapę radiologiczną kraju przedstawiającą rozkład stężeń radu ^{226}Ra (Rys. 5), nie trudno zauważyć, że zdecydowanie większe stężenia tego radionuklidu występują na południu Polski (szczególnie w woj. dolnośląskim). Taki rozkład stężeń ^{226}Ra , będącego radionuklidem pochodnym uranu ^{238}U , ma związek z budową geologiczną kraju. Największe w Polsce stężenia uranu w warstwie powierzchniowej gleby występują w Sudetach, gdzie wyróżnia się blok karkonosko-izerski, na terenie którego znajdują się miejscowości z woj. dolnośląskiego, charakteryzujące się największymi stężeniami ^{226}Ra w Polsce. Wielkość koncentracji uranu w glebie, która średnio dla Polski wynosi 1,1 ppm (ang. parts per milion – cząstek na milion), w poszczególnych punktach bloku karkonosko-izerskiego przekracza nawet 13 ppm.

Z rozkładu stężeń aktynu ^{228}Ac , radionuklidu pochodnego toru ^{232}Th , przedstawionego na Rys. 6 wynika, że podobnie jak w przypadku ^{226}Ra , większymi stężeniami charakteryzują się tereny Polski południowej. Średnia koncentracja toru dla obszaru całego kraju wynosi 2,2 ppm, podczas gdy w Karpatach i Sudetach występują koncentracje nawet powyżej 10 ppm.

Jedynym radionuklidem, którego stężenie cechuje większa jednorodność rozkładu na terenie Polski jest potas ^{40}K (Rys. 7). Aczkolwiek również w jego przypadku można zaobserwować pewne prawidłowości, związane z występowaniem w glebach potasu naturalnego. Średnia zawartość potasu naturalnego w glebach na obszarze Polski wynosi 0,68%, natomiast 2,8% jest wartością maksymalną. Najwyższe zawartości, związane najczęściej z masywami granitowymi oraz pokrywami lessowymi, obserwuje się w Sudetach, Karpatach i Polsce północno-wschodniej.

Możemy więc stwierdzić, że rozkład naturalnych radionuklidów: ^{226}Ra , ^{228}Ac oraz ^{40}K w powierzchniowej warstwie gleby w Polsce jest zgodny z budową geologiczną kraju. Potwierdzają to wyniki otrzymane dla poszczególnych województw zamieszczone w poniższej tabeli.

TABELA 2. Średnie, minimalne i maksymalne wartości stężeń radionuklidów naturalnych w próbkach gleby pobranych w poszczególnych województwach w październiku 2012.

Lp.	Województwo	Stężenie [Bq/kg]								
		²²⁶ Ra			²²⁸ Ac			⁴⁰ K		
		średnia	MIN	MAX	średnia	MIN	MAX	średnia	MIN	MAX
1	dolnośląskie	41,1 ± 5,2	5,5	128,3	36,0 ± 4,2	6,0	101,7	551 ± 42	178	924
2	kujawsko-pomorskie	16,4 ± 1,7	10,0	22,7	16,4 ± 2,0	8,5	23,6	409 ± 39	243	536
3	lubelskie	17,6 ± 2,2	10,3	32,6	17,8 ± 2,3	10,0	33,9	330 ± 33	196	552
4	lubuskie	13,5 ± 1,9	8,6	19,2	12,7 ± 2,0	8,0	20,3	312 ± 34	224	429
5	łódzkie	13,1 ± 1,0	7,4	18,2	13,3 ± 1,5	6,8	22,1	297 ± 27	164	430
6	małopolskie	33,7 ± 1,5	10,3	57,6	33,9 ± 1,2	11,6	49,6	507 ± 22	218	816
7	mazowieckie	13,5 ± 0,9	7,6	21,0	13,8 ± 1,2	6,8	25,8	322 ± 22	166	525
8	opolskie	26,9 ± 3,4	7,6	43,5	25,8 ± 3,7	7,7	43,9	445 ± 55	190	694
9	podkarpackie	33,7 ± 2,7	4,6	57,6	32,2 ± 2,5	4,3	47,2	473 ± 33	115	834
10	podlaskie	17,7 ± 2,2	7,8	26,6	18,9 ± 2,7	4,4	24,9	458 ± 71	63	588
11	pomorskie	17,9 ± 2,1	6,0	39,9	15,9 ± 1,8	4,7	32,8	350 ± 24	175	564
12	śląskie	28,6 ± 2,6	10,1	51,4	27,7 ± 2,6	7,7	48,3	393 ± 29	147	627
13	świętokrzyskie	20,4 ± 2,2	12,6	33,7	19,8 ± 2,8	6,3	36,1	318 ± 45	112	585
14	warmińsko-mazurskie	17,9 ± 1,5	9,6	24,2	16,8 ± 1,9	8,9	28,8	425 ± 42	218	676
15	wielkopolskie	14,4 ± 1,0	7,6	24,5	14,0 ± 1,0	6,6	21,0	335 ± 15	212	461
16	zachodniopomorskie	15,8 ± 2,8	4,3	29,7	15,3 ± 2,8	4,1	30,3	335 ± 39	181	574
POLSKA		24,8 ± 0,9	4,3	128,3	23,8 ± 0,8	4,1	101,7	415 ± 10	63	924

Podsumowanie

W niniejszym artykule opisane zostały wyniki pomiarów promieniotwórczości gleby na terytorium Polski. Porównując wartości uzyskane dla próbek z roku 2012 z wynikami z lat ubiegłych, możemy stwierdzić, że stężenie radionuklidów naturalnych utrzymuje się na stałym poziomie, a wartość dla określonej lokalizacji jest ściśle związana z budową geologiczną danego terenu. W przypadku izotopów pochodzenia sztucznego obserwujemy natomiast systematyczny spadek ich stężenia w glebie. Zależności tej nie zmieniły ostatnie wydarzenia. Jak zapewne pamiętamy, w marcu 2011 roku doszło do potężnej awarii w elektrowni jądrowej Fukushima Dai-Ichi w Japonii. W wyniku tej awarii nad terytorium naszego kraju dotarły masy skażonego powietrza zawierającego kilka radionuklidów pochodzenia sztucznego (m.in. ^{137}Cs oraz ^{134}Cs). Mając wyniki z lat ubiegłych sprawdzono czy w otrzymanych wynikach znajdzie się jakieś ślady tego zdarzenia. Po przeanalizowaniu pod tym kątem otrzymanych wyników stwierdzono, że awaria w japońskiej elektrowni jądrowej nie miała wpływu na wzrost stężeń izotopów promieniotwórczych pochodzenia sztucznego w powierzchniowej warstwie gleby w Polsce. Chociaż w jednym przypadku w badanej glebie stwierdzono obecność cezu ^{134}Cs (próbka pobrana w miejscowości Kmiecín, woj. pomorskie, depozycja ^{134}Cs wyniosła $0,05 \text{ kBq/m}^2$). W kilku przypadkach stwierdzono wzrost depozycji ^{137}Cs w badanych próbkach, ale nie można jednoznacznie stwierdzić, że ich przyczyną była sucha depozycja związana z przechodzeniem nad Polską skażonych mas powietrza znad Fukushima.

Jeśli chodzi o stężenia promieniotwórcze naturalnych izotopów, to dla gleby pobranej jesienią 2012 roku, wyniosły one odpowiednio:

dla: ^{226}Ra - $24,8 \text{ Bq/kg}$,

dla: ^{228}Ac - $23,8 \text{ Bq/kg}$ oraz

dla: ^{40}K - 415 Bq/kg .

Dla porównania, średnie światowe tzw. „klarkowe” stężenia naturalnych radionuklidów w glebach, zgodnie z Raportem UNSCEAR 2000 (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation 2000 Report) wynoszą:

dla: ^{226}Ra - 33 Bq/kg ,

dla: ^{228}Ac - 45 Bq/kg oraz

dla: ^{40}K - 420 Bq/kg .

Z powyższego zestawienia wynika, że średnie wartości stężeń: ^{226}Ra , ^{228}Ac i ^{40}K w glebach naszego kraju są mniejsze niż wartość średnich światowych (poprzednie wydania UNSCEAR np. Raport z 1982 r. podawały niższe średnie wartości światowe wynoszące: dla: ^{226}Ra – 25 Bq/kg ; dla ^{228}Ac - 25 Bq/kg i dla ^{40}K - 370 Bq/kg).

Jeśli weźmiemy pod uwagę krajowe przepisy prawne, to wymieniane na wstępie Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2002r. podaje w § 9 ust 1 pkt 1e, iż do zadań placówek specjalistycznych, do których zalicza się Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej, należy prowadzenie pomiarów zawartości izotopów promieniotwórczych w próbkach materiałów środowiskowych, w tym gleby. Określa się stężenia cezu ^{137}Cs powyżej 1 kilobekerela na metr kwadratowy (kBq/m^2). Jak wynika z dotychczasowych badań, pobieranych w cyklu dwuletnim próbek, średnie stężenie ^{137}Cs w powierzchniowej warstwie gleby w Polsce jest ciągle powyżej 1 kBq/m^2 i wynosi obecnie $1,53 \text{ kBq/m}^2$ (dane z jesieni 2012 r.).

W związku z tym monitoring stężeń ^{137}Cs w glebie powinien być nadal kontynuowany.

Przegląd typów detektorów promieniowania jonizującego detektor półprzewodnikowy

Daniel Jankowski — POLON ALFA

Abstract: *The semiconductor detector belongs to a group of detectors which operation principle is based on the fact that charged particle crossing a semiconductor medium (usually Silicon or Germanium) deposits energy and creates electron-ion pairs. Semiconductor detectors are one of the widest used ionization radiation detectors. In this work one provides a short description of semiconductor detector and their different applications. In order to better understanding of detector work mode one shows how p-n junction works taking into account semiconductor theory.*

The application and use of a semiconductor detector is described by an example of radiometric set ZR-2 produced by Polon - Alfa.

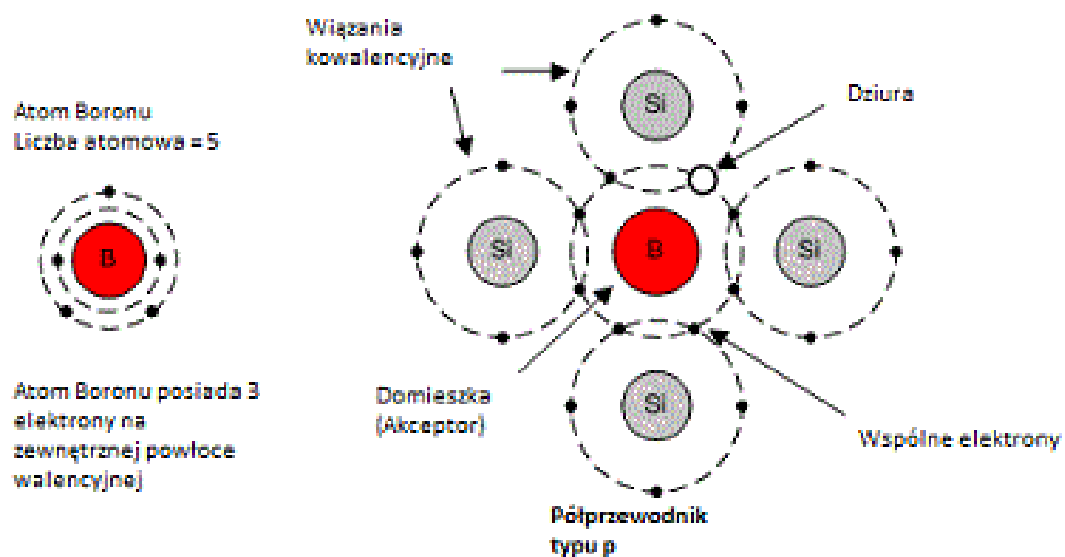
Zasada działania detektorów półprzewodnikowych jest podobna do zasady działania detektorów gazowych. Przejście cząstki jonizującej wytwarza pary elektron-dziura (analogicznie do par elektron-jon w gazie), które są następnie zbierane na elektrodach. Średnia energia potrzebna do wytworzenia pary elektron-dziura w półprzewodnikach jest 10 razy mniejsza od energii potrzebnej do jonizacji w gazie.

Liczba wytworzonych nośników ładunku jest więc o rząd wielkości większa, co zapewnia znacznie lepszą zdolność rozdzielczą. Ponadto, ze względu na dużą gęstość materiałów półprzewodnikowych, a co za tym idzie dużą zdolność absorpcji promieniowania jonizującego, rozmiary detektorów są niewielkie, a czas odpowiedzi bardzo krótki.

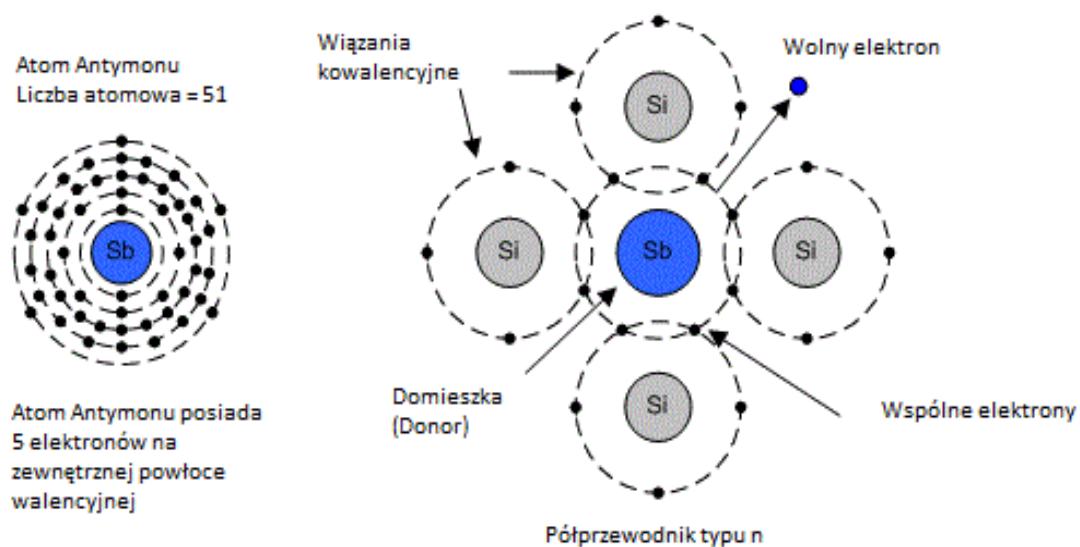
Nie wnikając w szczegóły zjawisk zachodzących w półprzewodnikach możemy stwierdzić, że w zależności od typu atomów domieszkowych w sieci krystalicznej półprzewodnika rozróżniamy:

Półprzewodniki nadmiarowe typu n, gdzie domieszkami w germanie (Ge), lub krzemie (Si) są atomy np. arsenu (As), fosforu (P) lub antymonu (Sb); atomy te mają po pięć elektronów walencyjnych, podczas gdy do wypełnienia wiązań w kryształach potrzebne są cztery; piąty elektron zwiększa przewodnictwo materiału w temperaturze pokojowej;

Półprzewodniki niedomiarowe - typu p z domieszkami atomów galu (Ga), boru (B) czy indu (In), które mają na zewnętrznej powłoce o jeden elektron mniej niż potrzeba do wypełnienia wiązań w stanie podstawowym w germanie czy krzemie; w normalnej temperaturze w paśmie podstawowym powstają dziury, będące również nośnikami prądu.



Rys.1. Przykład półprzewodnika nadmiarowego typu n



Rys. 2. Przykład półprzewodnika niedomiarowego typu p

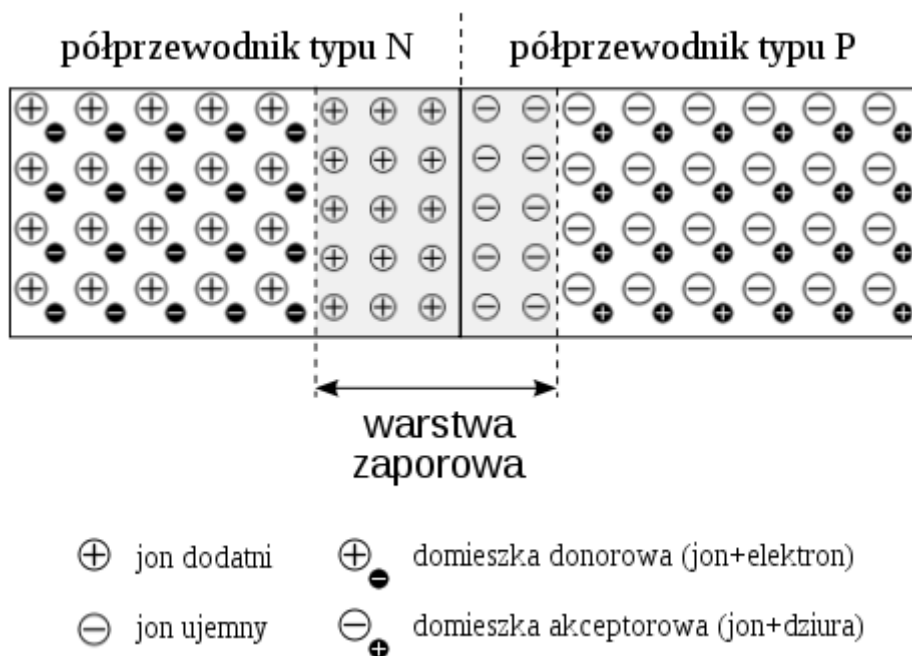
Większość obecnie używanych detektorów półprzewodnikowych oparta jest na tworzeniu tzw. złącza n – p.

Wyobraźmy sobie, że stykamy ze sobą półprzewodniki typu n i typu p.

Ze względu na różną koncentrację elektronów i dziur w obu materiałach, elektrony z półprzewodnika typu n, znajdujące się w paśmie przewodnictwa będą przechodziły do półprzewodnika typu p, wypełniając w nim dziury w paśmie walencyjnym i na odwrót, dziury z materiału p będą dyfundowały do półprzewodnika n i będą rekombinować tam z elektronami.

Powstaje w ten sposób podwójna warstwa ładunku, a wytwarzająca się różnica potencjałów zapobiega dalszej wymianie dziur i elektronów. W tej cienkiej warstwie o grubości 10^{-4} mm nie ma praktycznie swobodnych nośników. Jeżeli do złącza przyłożymy napięcie, ładując półprzewodnik typu n dodatnio, a typu p ujemnie, uzyskamy pogłębienie się bariery potencjału przy jednoczesnym rozszerzeniu się obszaru, w którym nie ma swobodnych nośników prądu.

Złącze takie zachowuje się jak idealny izolator - otrzymujemy układ podobny do komory jonizacyjnej. Częstka promieniowania jonizującego przechodząca przez taką warstwę może wytworzyć pary elektron - dziura, których ruch będzie dawał impuls napięcia o wysokości proporcjonalnej do powstałego ładunku, a zatem do traconej przez cząstkę energii.



Rys. 3. Bariera ładunku przestrzennego w złączu P-N

W praktyce złącze p - n powstaje na drodze złożonego procesu technologicznego. Warstwa czuła powinna być usytuowana blisko powierzchni, ażeby cząstka nie traciła energii przed dotarciem do tej warstwy. Pomimo teoretycznie idealnych właściwości izolacyjnych spolaryzowanego złącza p - n, w rzeczywistości płynie przez nie mały prąd związany z upływnościami na powierzchni złącza. Jest to tzw. prąd wsteczny, widoczny jako szum na wyjściu detektora. Nakłada on ograniczenie na minimalną wysokość rejestrowanego impulsu.

TYPY DETEKTORÓW

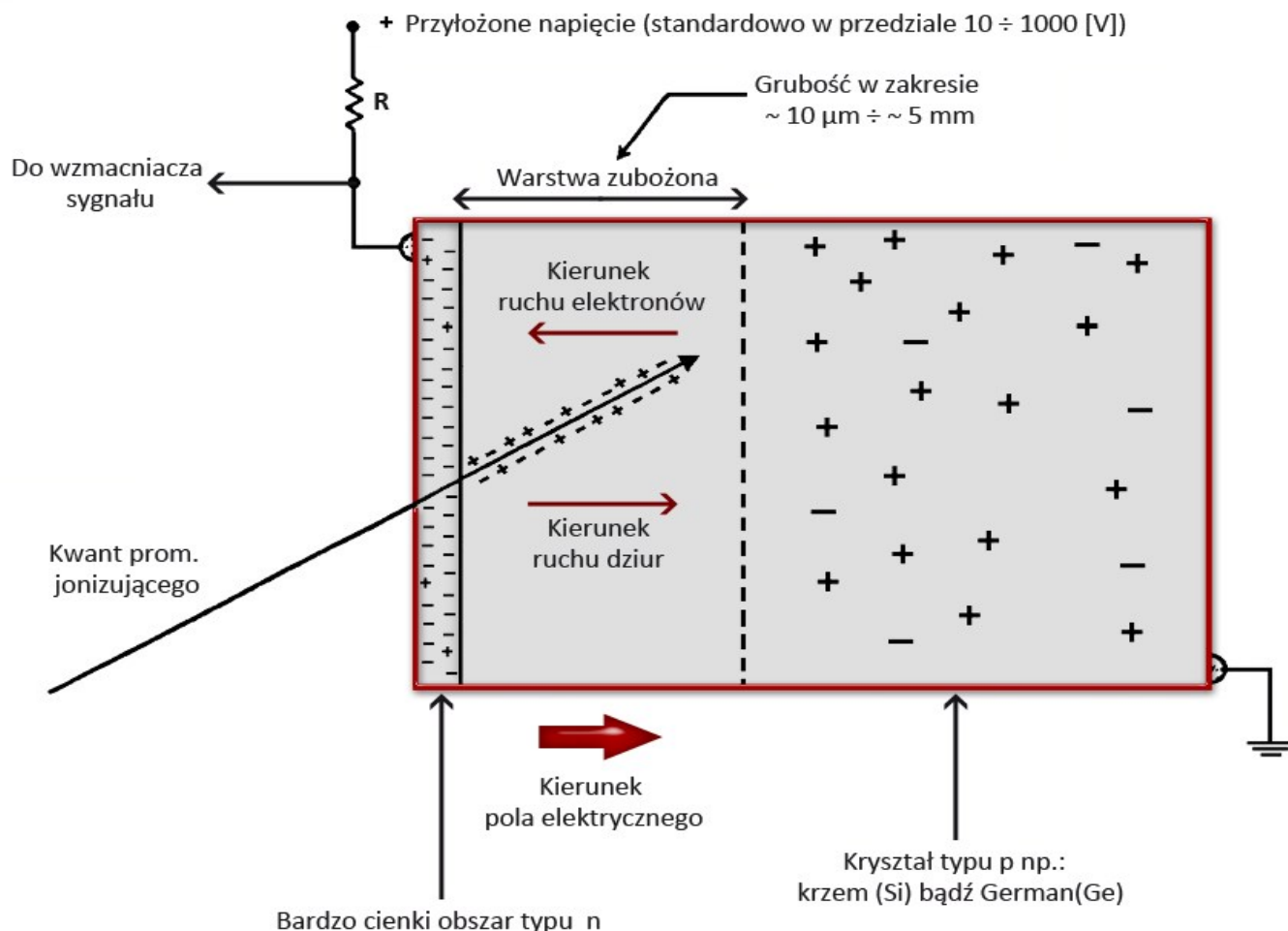
Detektory krzemowe

Główną zaletą detektorów krzemowych jest to, że mogą one pracować w temperaturze pokojowej, natomiast pewną niedogodnością są małe grubości warstw czułych. Jednakże cząstki naładowane, nawet o dużych energiach, mają zasięgi rzędu milimetrów w krzemie, czyli są wystarczająco krótkie, aby być całkowicie zaabsorbowane nawet w małych objętościach. Stąd detektory krzemowe znalazły zastosowanie głównie, jako detektory cząstek naładowanych. W zależności od techniki stosowanej do wytworzenia warstwy czułej dzielimy detektory krzemowe na:

Detektory typu dyfuzyjnego - otrzymuje się je poprzez dyfuzję do jednorodnego półprzewodnika typu p atomów dających zanieczyszczenia typu n, takich jak np. fosfor. Można tą drogą uzyskać warstwy czułe o grubościach do 5 mm. Wadą techniki tego typu jest gruba warstwa martwa na powierzchni.

Detektory z barierą powierzchniową - wykorzystuje się tutaj złącza p - n pomiędzy krzemem a pewnymi metalami, np. krzemu typu n ze złotem lub krzemu typu p z glinem. Proces technologiczny jest dość prosty i pozwala na uzyskanie warstwy czułej o głębokości ($10 \div 5000$) μm , podczas gdy warstwa czuła rozciąga się na całą głębokość materiału. Dla celów spektrometrii używa się detektorów, w których warstwa czuła nie obejmuje całej grubości materiału, może jednak osiągnąć głębokość do 5 mm.

Detektory implantowane jonami - tworzy się je przez bombardowanie materiału półprzewodnika



Rys. 4 Działanie detektora półprzewodnikowego

wiązką atomów domieszkowych, przyspieszonych w akceleratorze. Zależność stężenia domieszki od głębokości w półprzewodniku można ustalić przez dobór energii przyspieszanych jonów. Podczas procesu implantacji dochodzi do uszkodzeń radiacyjnych w krysztale. Usuwa się je wygrzewając krysztal w temperaturze ok. 500°C . Detektory implantowane jonami są o wiele bardziej stabilne niż omawiane poprzednio typy detektorów. Charakteryzują się też wyjątkowo cienką warstwą martwą.

Detektory dryfowane litem Si(Li) - wykorzystuje się w tym przypadku inną metodę tworzenia obszarów czułych, wolnych od swobodnych nośników prądu. Polega ona na ich kompensowaniu. Proces ten zapewnia bardzo grube warstwy czułe, dochodzące do 15 mm. Wadą tych detektorów jest konieczność przechowywania ich w niskiej temperaturze, zwykle są chłodzone ciekłym azotem.

Detektory germanowe

German jest materiałem używanym do budowy głównie detektorów promieniowania γ . Decyduje o tym jego duża liczba atomowa $Z = 32$ (dla krzemu $Z = 14$). Przekrój czynny na efekt fotoelektryczny jest około 60 razy większy w Ge niż w Si. Jednakże ze względu na mniejszą przerwę energetyczną między pasmami w Ge, detektory germanowe mogą pracować jedynie w niskiej temperaturze.

Detektory dryfowane litem Ge(Li) - tworzy się albo metodą kompensacji litem, albo przez zastosowanie dryfowania do zewnętrznej powierzchni cylindrycznej germanu typu p. Ma to na celu uzyskanie większych objętości czułych, niezbędnych do detekcji promieniowania γ o wysokiej energii.

Detektory z germanu o wysokiej czystości stanowią efekt postępu dokonanego w ostatnich latach. Zastosowanie germanu HPGe (High Purity Germanium) typu n pozwala na przechowywanie tych detektorów, o rozmiarach dochodzących do $\approx 80 \times 100$ mm, w warunkach pokojowych. Chłodzenie należy zapewnić jedynie wówczas, gdy na detektor podaje się wysokie napięcie.

Detektory CdZnTe i CdTe

Detektory CdZnTe są zbudowane w ten sposób, że na powierzchniach półprzewodnika umieszcza się bardzo cienkie metalizowane elektrody. Elektrody te są następnie polaryzowane elektrycznie, tworząc różnicę potencjału w objętości detektora. Promieniowanie jonizujące oddziałując z kryształem CdZnTe tworzy pary elektron- dziura, proporcjonalnie do przekazanej energii. Elektrony i dziury migrują do spolaryzowanych przeciwnie elektrod, na których są gromadzone. Powstały impuls ładunku zostaje następnie wzmocniony i przetworzony na sygnał wyjściowy, proporcjonalny do energii fotonu, który wywołał cały proces. Wielką zaletą tego rodzaju detektorów jest możliwość ich pracy w zakresie temperatur $(-40 \div +50)^\circ\text{C}$ bez konieczności chłodzenia.

Przedmiotowe detektory mogą pracować zarówno w trybie prądowym jak i impulsowym.

Na podkreślenie zasługuje m.in. bardzo wysoka prędkość działania, osiągająca wartość $2 \div 10^6$ fotonów/s mm^{-2} . Detektor zachowuje czułość do łącznej wartości dawki pochłoniętej 800 kGy. Detektory CdTe oraz GaAs mają wyraźnie gorsze parametry.

Przykłady praktycznego wykorzystania detektorów półprzewodnikowych

Pomiar promieniowania fotonowego

Zastosowanie detektorów półprzewodnikowych do pomiaru promieniowania fotonowego napotykało dotychczas na poważne trudności. Wynikały one z faktu, że ze względu na wartość liczby atomowej Z - zasadniczo jedynie detektory germanowe nadają się do detekcji promieniowania X i γ .

Jednakże jak powiedziano wyżej, ze względu na mniejszą przerwę energetyczną pomiędzy pasmami w germanie, detektory germanowe mogą pracować tylko w niskich temperaturach. Ze względu na bardzo wysoką rozdzielczość detektorów germanowych, stosuje się powszechnie spektrometry z detektorami germanowymi m.in. do pomiarów skażeń promieniotwórczych powietrza. Są one oparte o detektory z czystego germanu HPGe o dużej objętości - średnica $(50 \div 80)$ mm, wysokość do 100 mm.

Detektor w czasie pracy wymaga schłodzenia do temperatury ciekłego azotu (-196°C) - umieszczany jest więc w naczyniu Dewara. Czynnikiem ułatwiającym eksploatację układu jest fakt, że detektory HPGe wymagają schłodzenia tylko podczas pracy, (gdy przyłożone jest napięcie zasilające).

Krzemowe detektory dryfowane Si(Li) są powszechnie stosowane w spektrometrach promieniowania X , gwarantując wysokie parametry użytkowe urządzeń, oczywiście bez konieczności schładzania detektora. Pomimo mniejszej wartości Z , detektory krzemowe z barierą powierzchniową stosuje się z powodzeniem w dawkomierzach do pomiaru dawki osobistej $H_p(10)$ pochodzącej od fotonów w zakresie energii $60 \text{ keV} \div 1,25 \text{ MeV}$. Zakres pomiaru dawki: $1 \mu\text{Sv} \div 10 \text{ Sv}$, zakres pomiaru mocy dawki od $1 \mu\text{Sv/h}$ do 1 Sv/h .

Radykalne zwiększenie możliwości zastosowania detektorów półprzewodnikowych do pomiarów spektrometrycznych i dozymetrycznych promieniowania fotonowego nastąpiło wraz z pojawieniem

się na rynku detektorów CdZnTe (oznaczanych w skrócie CZT). Dają one możliwość budowy przyrządów pomiarowych o bardzo dobrej rozdzielczości (rozdzielczość dla mCs wynosi ok. 3%), pracujących w szerokim zakresie temperatur bez jakichkolwiek urządzeń chłodzących.

Można się spodziewać, że po dalszym rozwoju technologii produkcji i spodziewanym obniżeniu ceny, ten typ detektorów może zająć miejsce zajmowane dotychczas w przyrządach do pomiaru mocy dawki przez liczniki G-M.

Pomiary promieniowania β i n

Krzemowe detektory z barierą powierzchniową, detektory p-i-n oraz detektory dyfuzyjne są najczęściej stosowanymi detektorami półprzewodnikowymi do detekcji promieniowania α i β , gdyż te typy detektorów mają najmniejszą grubość warstwy martwej. W spektrometrii elektronów zasadniczo stosuje się detektory krzemowe, gdyż dla detektorów z germanu współczynnik rozproszenia jest bardzo duży. W przypadku pomiaru promieniowania β należy tak dobrać grubość warstwy czynnej, ażeby nie była ona mniejsza niż zasięg cząstki w materiale.

Detektory półprzewodnikowe są często stosowane do pomiaru próbek substancji emitujących promieniowanie β metodą koincydencji β - γ .

Detektory półprzewodnikowe o minimalnej grubości warstwy martwej doskonale nadają się do pomiaru próbek substancji emitujących promieniowanie α . Spotykane w przyrodzie sztuczne i naturalne izotopy emitują cząstki w zakresie energii (4 ÷ 6) MeV. Zasięgi przebiegu takich cząstek w krzemie wynoszą (30 ÷ 60) μm .

Detektory półprzewodnikowe, zwłaszcza krzemowe oraz CZT znajdują szczególne zastosowanie w technice reaktorowej. Stosuje się układy do pomiaru aktywności chłodziwa, produktów aktywacji elementów konstrukcyjnych itp.

Detektory półprzewodnikowe stosuje się również do pomiaru radioaktywności gazów wyrzucanych do atmosfery. Niejednokrotnie zastosowanie detektora półprzewodnikowego jest jedynym możliwym rozwiązaniem problemu, gdyż obecność silnych pól elektromagnetycznych wyklucza możliwość użycia licznika scyntylicyjnego.

Detektory półprzewodnikowe są również stosowane do detekcji neutronów. Technika ta jest obecnie w takcie rozwoju, jednakże specjalne złącza p - n były używane do pomiaru dawki pochodzącej od neutronów w dawkomierzach osobistych opracowanych w POLON-ALFA. Obecnie bydgoska firma produkuje zespoły radiometryczne ZR-2 w oparciu o detektor półprzewodnikowy.

Zespół radiometryczny ZR-2

Zespół radiometryczny ZR-2 jest półprzewodnikowym modułem radiometrycznym przeznaczonym do współpracy z urządzeniami pomiarowymi oraz do zastosowania w systemach monitoringu radiacyjnego. Istnieje możliwość pracy radiometru z danym urządzeniem pomiarowym bądź systemem pokładowym poprzez dostosowanie protokołu komunikacji. Posiada trwałą obudowę, małą masę oraz niewielkie wymiary.

Układ detekcyjny przyrządu jest oparty o dwa detektory krzemowe typu fotodioda Si-PIN, przy czym jeden z detektorów jest używany dla mocy dawek do około 75 mGy/h, a drugi powyżej. Promieniowanie padające na detektory poprzez odpowiednio ukształtowane pokrywy obudowy wytwarza w detektorach impulsy elektryczne. Impulsy te są analizowane pod względem amplitudy, wypełnienia i częstotliwości i na podstawie tych wartości określana jest chwilowa moc dawki w Gy/h i Sv/h.

Wyznaczone wg powyższych zasad wartości mocy dawki są całkowane w liczniku dawki oraz wygładzane i prezentowane jako wskazanie mocy dawki. Wygładzanie obejmuje takie procesy jak:

- dynamiczne określanie rozmiaru i czasu zbierania próbek;
- analiza rzeczywistej zmienności wskazań;



Rys. 5. Zespół radiometryczny ZR-2 produkcji bydgoskiej firmy Polon-Alfa jako przykład detektora półprzewodnikowego

- analiza prawdopodobieństwa pojawienia się impulsu w podokresach próbki.

Na podstawie tej analizy wykrywana jest zmiana rzeczywistej padającej mocy dawki i odpowiednio modyfikowane są stałe czasowe układu uśredniającego. Dzięki temu przyrząd zachowuje odpowiednio niskie wahania wskazań w całym zakresie pomiarowym i szybką reakcję na zmiany promieniowania. Dodatkowo analiza rzeczywistej zmienności wskazań pozwala na istotne zmniejszenie prawdopodobieństwa fałszywych alarmów dla niskich wartości progu alarmowego.

ZASTOSOWANIA

- Pomiar mocy dawki promieniowania gamma oraz wykrywanie obecności promieniowania neutronowego w trudnych warunkach o znacznym zapyleniu;
- Element monitoringu promieniowania jonizującego wewnątrz bądź na zewnątrz pracowni laboratoryjnych, obiektów przemysłowych oraz budynków użyteczności publicznej;
- Przyrząd przeznaczony do instalowania w pojazdach wojskowych, ratowniczych oraz służb kryzysowych;
- Sprawdzanie w sposób ciągły skuteczności osłon przed promieniowaniem jonizującym;
- Możliwość pracy z urządzeniem pomiarowym bądź systemem pokładowym poprzez dostosowanie protokołu komunikacji.

CECHY URZĄDZENIA

Pomiar mocy przestrzennego równoważnika dawki promieniowania gamma $H^*(10)$ Sv/h;

Pomiar mocy dawki pochłoniętej w powietrzu D Gy/h (moc kermy w powietrzu K_a Gy/h);

Detekcja promieniowania neutronowego;

Pomiar przestrzennego równoważnika dawki $H^*(10)$ Sv oraz pomiar dawki pochłoniętej w powietrzu D Gy (kerma w powietrzu K_a Gy);

Przyrząd nie posiada wyświetlacza, a z nadrzędnym urządzeniem pomiarowym komunikuje się przy pomocy magistrali I²C oraz dwóch dodatkowych linii kontrolnych („informacja gotowa” i „alarm”);
Możliwe jest zamówienie przyrządu w wykonaniu bez obudowy w formie płytki do montażu w panelu użytkownika;
Duża odporność na uderzenia oraz wibracje mechaniczne przy szerokim zakresie wartości mierzonych;
Istnieje możliwość budowy tzw. stacjonarnego systemu monitoringu promieniowania jonizującego w oparciu o dowolną liczbę przyrządów bądź systemu mobilnego w przypadku montażu w pojazdach;
Oprogramowanie komputerowe, które może być dostosowane do danego rozwiązania pozwala m.in. na zobrazowanie danych pomiarowych oraz ustawienie progów alarmowych;
Zespół detektora przyrządu jest oparty o dwa detektory krzemowe typu fotodiody Si-PIN;
Przyrząd posiada mechanizmy ciągłej autokontroli parametrów pracy;
Wartości współczynników kalibracyjnych, progów alarmowych i zebranych dawek przechowywane są w pamięci nieulotnej pamięci przyrządu;
Istnieje możliwość autonomicznej pracy przyrządu dzięki posiadanemu wyjściu alarmowemu;
Analiza rzeczywistej zmienności wskazań pozwala na istotne zmniejszenie prawdopodobieństwa fałszywych alarmów dla niskich wartości progu alarmowego.

Literatura

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

[2] - http://en.wikipedia.org/wiki/Semiconductor_detector

KATASTROFA SAMOLOTU A ELEKTROWNIA JĄDROWA

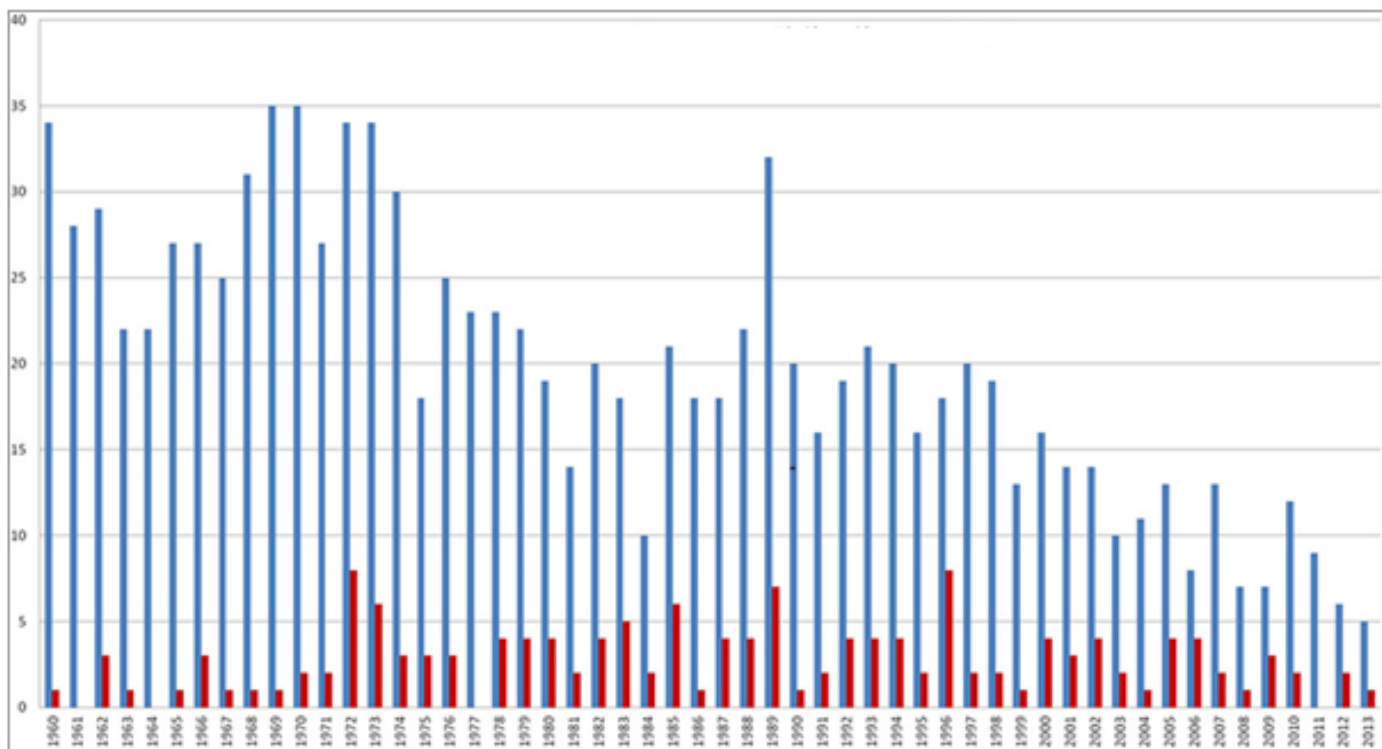
Piotr Czerski

Czy samoloty są problemem dla elektrowni jądrowej? Wygląda na to, że tak. W końcu sporo pieniędzy wydaje się na to, by zapobiec ewentualnym opłakanym skutkom katastrofy samolotu na jej terenie. Ale czy rzeczywiście gra warta świeczki? Rozważania te mają charakter nieco dyskusji akademickiej, gdyż podejście do tego problemu wymuszają przepisy prawa krajowego oraz wytyczne organizacji międzynarodowych.

Samolot może rzeczywiście rozbić się na terenie elektrowni jądrowej powodując większe lub mniejsze straty. Rozbite się samolotu może być przypadkowe lub zamierzone. W pierwszym przypadku warto zbadać, jakie jest ryzyko takiego wypadku i jakie są jego konsekwencje.

W drugim trzeba zastanowić się nad skutkami ataków terrorystycznych przy wykorzystaniu samolotu jako środka ataku. Ważne jest tu ograniczanie sensu takiego wrogiego działania wobec elektrowni jądrowej. Elektrownia powinna być po prostu na taki atak odporna.

Analizując statystyki wypadków lotniczych na świecie (lotnictwa cywilnego od 18 pasażerów wzwyż) można wyciągnąć szereg wniosków. Z rys. 1 widać, że ilość wypadków lotniczych ma tendencję spadkową – od 20 rocznie w roku 1997 do 5 w roku 2013. Nie znaczy to, że wypadki dadzą się wyeliminować i że prawdopodobieństwo upadku samolotu na EJ da się sprowadzić do zera. Ryzyko próbuje się zmniejszyć. I tak na przykład, biorąc pod uwagę to, że 55% wypadków następuje w czasie 5 minut fazy startu i po-



Rys.1 Ilość wypadków lotniczych lotnictwa cywilnego samolotów, z co najmniej 18 pasażerami na pokładzie. Wykres obejmuje lata 1950 – 2013, w których zdarzyło 1111 wypadków. W poszczególnych latach ilość wypadków określa niebieski słupek, wypadki, z co najmniej setką ofiar śmiertelnych –czerwony słupek¹.

¹ PlaneCrashInfo.com , <http://www.planecrashinfo.com/cause.htm>



dejsia do lądowania, polskie przepisy wykluczają budowę elektrowni jądrowej w odległości mniejszej niż 10 km od lotniska cywilnego, na którym lądują duże samoloty².

Ale samoloty ulegają też awariom w czasie przelotu na pełnej wysokości. W sytuacji awaryjnej pilot stara się samolot jak najbezpieczniej posadzić, stąd można założyć, że omijać wtedy będzie budynki elektrowni. Skąd więc obawy o całość elektrowni? Zdarza się, że prowadzenie pilotażu jest niemożliwe czy to z winy załogi, czy braku sterowalności samolotem. Nie są to sytuacje hipotetyczne, dotyczyły też polskich samolotów. W 1938 roku spadł w Rumunii samolot LOTu. Przypuszcza się, że powodem było porażenie załogi przez piorun. Na świecie od lat 50-tych do dziś pioruny były powodem kilkunastu katastrof lotniczych. Powodowały one pożary, wybuchy paliwa i awarie instalacji elektrycznej.

Wśród przyczyn wypadków, błędy ludzkie do technicznych, bądź meteorologicznych mają się jak 4: 1; zachowanie ludzi jest nieprzewidywalne i trudne do oceny probabilistycznej. Kilkanaście katastrof miało swoje przyczyny w nagłej niesprawności załogi. Były one różne: uaktywnienie się choroby psychicznej, atak serca, a w powiązaniu z usterkami technicznymi - brak tlenu w wyniku rozhermetyzowania się kabiny pilotów i zaczadzenie powodowane awarią instalacji grzewczej.

Najgorszym zagrożeniem są zamachy bombowe. Blisko pół setki zakończyło się katastrofą. Wybuch bomby może nastąpić w dowolnej fazie lotu, a upadek samolotu znajdującego się nawet 10 km nad elektrownią może zagrozić jej pracy. Niedawna tragedia na Ukrainie, spowodowana uży-

ciem rakiety ziemia-powietrze, jest przykładem podobnego zagrożenia powodowanego przez siły zbrojne. Nie był to pierwszy przypadek zestrzelenia samolotu pasażerskiego. Ma takie działanie na swoim koncie zarówno armia amerykańska jak i radziecka. W 1988 roku irański samolot pasażerski Airbus A300 z 290 osobami na pokładzie został zestrzelony przez krążownik USS Vincennes. Natomiast w roku 1983 koreański Boeing 747 z nieznanymi przyczyn zbieczył z kursu, wleciał na kilkadziesiąt kilometrów w głąb przestrzeni powietrznej ZSRR nad Sachalinem i został zestrzelony przez myśliwiec.

Osobnym problemem są porwania samolotów. W trzydziestu przypadkach zakończyło się to tragicznie. Dochodziło do walk na pokładzie, ale też spełnianie żądań terrorystów kończyło się czasami upadkiem samolotu z powodu braku paliwa.

Jak pokazują wymienione przypadki, samoloty spadają na ziemię również w fazie lotu na pełnej wysokości i to w sposób niekontrolowany przez załogę. A gdyby tak uderzyły w EJ? Jeśli byłoby to zdarzenie niezamierzone i przypadkowe to jego prawdopodobieństwo można policzyć. Jest ono bardzo małe, podali je Amerykanie w raporcie WASH-1400³ z 1975 r. Prawdopodobieństwo katastrofy lotniczej, której konsekwencją byłyby zniszczenia w elektrowni uzależniono od lokalizacji elektrowni. Zależy też od orientacji pasa startowego, intensywności ruchu lotniczego, a także rodzaju lądujących i startujących samolotów. Dla elektrowni w Harrisburgu (TMI), znajdującej się 4 km od dużego lotniska, gdzie lądują samoloty typu Boeing 707, prawdopodobieństwo katastrofy lotniczej skutkującej dużymi zniszczeniami obliczono na 5×10^{-7} .

² §5. pkt 10 Rozp. lokalizacyjne Dz.U. 2012 poz. 1025 (Rozp. RM w sprawie szczegółowego zakresu przeprowadzania oceny terenu przeznaczonego pod lokalizację obiektu jądrowego, przypadków wykluczających możliwość uznania terenu za spełniający wymogi lokalizacji obiektu jądrowego oraz w sprawie wymagań dotyczących raportu lokalizacyjnego dla obiektu jądrowego).

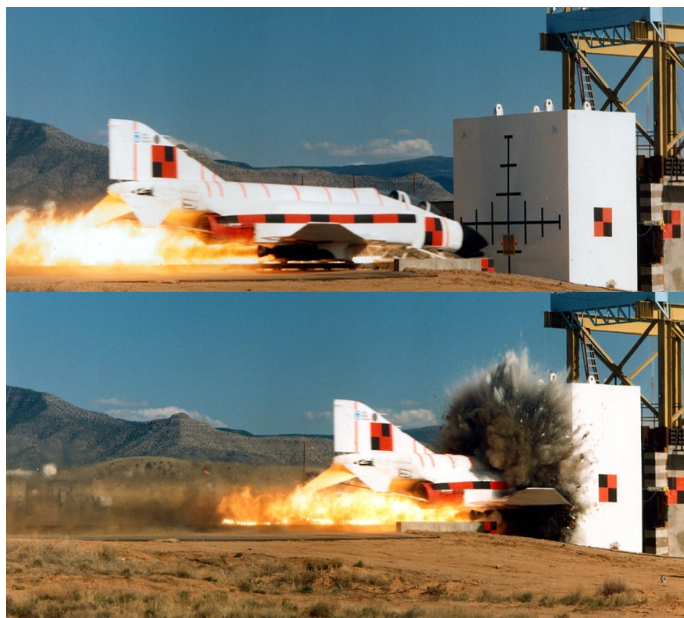
³ Aircraft Crash Probabilities, Section 6.2, WASH-1400 (NUREG-75/014) Reactor Safety Study, App.III, US NRC, Oct 1975, p. III-69 ÷ III-71, http://www.barringer1.com/mil_files/NUREG-75-014-Appendices-III&IV.pdf

⁷ /rok. Prawdopodobieństwo uszkodzenia przy tym istotnych elementów, takich jak rurociągi obiegu pierwotnego, czy reaktor oceniono na 100-krotnie mniejsze. Tak niskie ryzyko postulowanego zdarzenia awaryjnego w zasadzie nie musi być brane pod uwagę przy projektowaniu elektrowni. W polskich przepisach, gdy jest ono mniejsze niż 10^{-6} na rok pracy reaktora, to taka awaria określana jest jako hipotetyczna⁴.

W USA, tylko dla niektórych elektrowni położonych blisko portów lotniczych brano w założeniach konstrukcyjnych pod uwagę ryzyko katastrofy lotniczej. Sytuacja zmieniła się po zamachach terrorystycznych z 11 września 2001 r. Obecnie przepisy amerykańskiego dozoru jądrowego określają dokładnie odporność nowo budowanych elektrowni jądrowych na uderzenie dużego samolotu komunikacyjnego (Boeing 707 o masie 95 ton). Jeżeli elektrownie jądrowe będą odporne na uderzenie samolotu to taki atak po prostu nie będzie miał sensu, co stanowi najlepszy sposób na jego uniknięcie.

W krajach europejskich, przepisy dozorów jądrowych nie traktowały katastrof dużych samolotów pasażerskich jako istotnego zagrożenia. Analizowano skutki rozbicia się samolotów turystycznych (Francja – Cessna-210 o masie 230 kg, później samolotu Learjet-23 o masie 5,7 tony) i wojskowych (Niemcy – Starfighter o masie 13 ton, Ukraina, Bułgaria - samoloty o masie 10 ton). Impulsem do prowadzenia eksperymentów nad skutkami staranowania budynku reaktora przez samolot wojskowy była masowość katastrof lotniczych myśliwca bojowego Starfighter F-104, będącego na wyposażeniu Luftwaffe. Weszły one na uzbrojenie armii w 1960 roku. Do 1965 uległo rozbiciu 27 samolotów, a do końca eksploatacji w 1991 roku rozbiły się 292 maszyny z 916 eksploatowanych. Prawdopodobieństwo katastrofy lotniczej na terenie EJ oceniano w latach 70-tych na 10^{-6} /rok. Było to dostatecznie duże ryzyko, by przepisy niemieckiego dozoru jądrowego nakazywały brać je pod uwagę. Doświadczenia przeprowadzane w skali 1: 1 w Sandia Laboratories (patrz rys.2) pokazały, że po uderzeniu samolotu Phantom F4 w żelbetonową ścianę⁵, mur w szeregu eksperymentach ulegał przesunięciu, pozostawał jednak praktycznie nienaru-

szony. Samolot zachował się podobnie jak jajko rzucone w szybę. Uszkodzenia ściany wywołane były jedynie silnikami, które stanowiły najcięższy i najtwardszy element. Teoretycznie możliwe staje się jednak przekazanie energii uderzenia do partii muru po stronie wewnętrznej (przeciwnej



Rys.2 Uderzenie samolotu w ścianę (Sandia Laboratories w Albuquerque, Nowy Meksyk, USA, 1988 r.)⁶

niż samolot) i rażenie jego odłamkami urządzeń znajdujących się w środku.

Uderzenie dużego samolotu komunikacyjnego tym różni się od uderzenia samolotu wojskowego, że masa i rozpiętość skrzydeł jest większa (Airbus-A380/Phantom4, 560ton/20ton), natomiast silniki samolotu wojskowego mogą być większym zagrożeniem z uwagi na zwartość konstrukcji (działają jak grot strzały). Istotnym zagrożeniem jest wybuch paliwa, którego w samolocie komunikacyjnym jest więcej (Airbus-A380/Phantom4, 256ton/5ton), większa jest więc fala uderzeniowa, obszar objęty pożarem i dymem. Katastrofa samolotu generuje też wstrząs i drgania o częstotliwości infradźwiękowej. Współczesny budynek reaktora (nazywany obudową bezpieczeństwa) ma specjalnie projektowane zbrojenia, by były odporne na wymienione powyżej zagrożenia; budynki pomocnicze zabezpieczone są przed zagrożeniem pożarowym (wybuch benzyny). Samo rozplanowanie budynków na terenie elektrowni jest takie, by zapewnić dublowanie się ich funkcji, by ich zniszczenie nie miało

⁴ Rozporządzenie o analizach bezpieczeństwa, załącznik nr 1, Dz.U. 2012, Poz.1043.

⁵ Film dostępny w Internecie <http://www.youtube.com/watch?v=zPe-bKIid8w>

⁶ <http://wtcdemolition.com/blog/node/3089>

wspólnej przyczyny, jaką jest katastrofa samolotu. I tak np. remiza strażacka nie powinna znajdować się obok budynku reaktora⁷.

Zarzuty braku odporności na upadek samolotu spotkały rozwiązanie konstrukcyjne reaktora typu AP-1000. W górnej części obudowy bezpieczeństwa znajdujący się tam zbiornik awaryjnego chłodzenia, który był nieodporny na zniszczenie, co otwierało możliwość powstania dziury. Odkrycie tej słabej strony obudowy bezpieczeństwa wymusiło wprowadzenie zmian konstrukcyjnych.

W polskich przepisach⁸ (oprócz wspomnianego już ograniczenia lokalizacyjnego dla EJ), zgodnie z zaleceniami EUR⁹ odnośnie samolotów, znajduje się zapis biorący pod uwagę ryzyko katastrofy lotniczej: „w projekcie elektrowni jądrowej przewiduje się rozwiązania projektowe zapewniające jej bezpieczeństwo na wypadek uderzenia dużego samolotu cywilnego, takie, że w razie uderzenia samolotu, przy ograniczonych działaniach operatora:

- 1) rdzeń reaktora pozostaje chłodzony lub pierwotna obudowa bezpieczeństwa reaktora pozostaje nienaruszona;
- 2) utrzymuje się chłodzenie wypalonego paliwa jądrowego lub integralność basenu wypalonego paliwa jądrowego”.

Warto zwrócić uwagę, że przytoczony zapis nie wymusza zakazu uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa, zapewnione ma być natomiast po takiej katastrofie chłodzenie reaktora. Podobnie sformułowane jest to w wymogach EUR.

Poprzednie uregulowanie prawne – ustawa z dnia 10 kwietnia 1986 roku Prawo atomowe, nie zawierała przepisów związanych z zagrożeniami dla elektrowni jądrowej, powodowanymi przez ruch lotniczy. Polskie ustawodawstwo idzie więc z duchem czasu, by eksploatacja elektrowni jądrowych stawała się coraz bezpieczniejsza.



EKONOMIKA ENERGETYKI JĄDROWEJ

w pytaniach i odpowiedziach

Jerzy Chmielewski

Ile kosztuje budowa elektrowni jądrowej?

Dokładne dane dotyczące kosztów budowy elektrowni jądrowych są często traktowane jako poufne i z reguły nie są udostępniane. Wiadomo jednak, że w przypadku budowy reaktora III generacji o mocy w granicach 1400 - 1800 MW w krajach będących członkami Organizacji Współpracy Gospodarczej i Rozwoju (Organization for Economic Co-operation and Development - OECD) typowe koszty zawierają się w granicach 5 - 6 miliardów USD. W krajach nie należących do OECD, takim jak są np. Chiny, koszt budowy reaktorów jest niższy. Generalnie rzecz biorąc reaktory, stanowiące rozwiązania pionierskie, bywają droższe od tych, które są budowane na bazie doświadczeń wynikających z poprzednich rozwiązań konstrukcyjnych.

Ile czasu potrzeba, aby zbudować elektrownię jądrową?

Ponieważ jądrowe elektrownie są pod względem konstrukcyjnym bardzo złożonymi obiektami, to ich budowa trwa znacznie dłużej niż dużych elektrowni konwencjonalnych. Zazwyczaj oczekuje się, że budowa dużego bloku jądrowego będzie trwała od 5 do 7 lat (bez uwzględnienia czasu wymaganego do jego planowania i licencjonowania). Aktualnie w krajach takich jak Południowa Korea, czy Chiny, typowy czas budowy

⁷ S.Kirchner Safety Concepts and Safety Validation – External Hazards, ISaR Institute, July 2011

⁸ § 33. rozp. projektowego

⁹ EUR – European Utility Requirements, wymogi europejskich przedsiębiorstw energetycznych dla elektrowni jądrowych z reaktorami lekkowodnymi III. generacji (European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, Rev. C, 2001)

zajmuje od 4 do 6 lat, zaś w krajach europejskich może być na to potrzebne od 6 do 8 lat. Dla porównania można podać, że dużą elektrownię węglową można postawić w ciągu około 4 lat, natomiast budowa elektrowni opalanej gazem ziemnym trwa tylko 3 lata.

Kto może sobie pozwolić na budowę elektrowni jądrowej?

W niewielu krajach istnieją bardzo duże, zawodowe przedsiębiorstwa energetyczne o ustabilizowanej sytuacji kapitałowej, które są w stanie sfinansować budowę elektrowni jądrowych na podstawie ich zestawienia bilansowego, przynajmniej dla ograniczonej liczby bloków. Niektóre z takich przedsiębiorstw są całkowitą, lub częściową własnością państwa, a inne są w "pionowo" powiązanych układach (np. mogą istnieć powiązania z bezpośrednimi odbiorcami energii elektrycznej), dzięki czemu maleje ryzyko, ponieważ wszelkie wzrosty kosztów mogą być rozłożone. Przedsiębiorstwa energetyczne mogą ryzyko w pewnym stopniu rozkładać także na dostawców elektrowni jądrowych i wykonawców, jak również na innych inwestorów (włączając w to banki i fundusze inwestycyjne). Również wspomaganie za pomocą gwarantowanej pożyczki publicznej, finansowania eksportu, czy kontraktów długoterminowych pomaga w obniżeniu kosztów kapitałowych.

Istnieje kilka modeli finansowania budowy elektrowni jądrowych. Niezależnie od finansowania za pomocą "solidnego" zestawienia bilansowego, jest również taka możliwość, aby główni konsumenci energii elektrycznej inwestowali w konkretny zakład energetyczny, podobnie jak ma to miejsce w przypadku EJ Olkiluoto-3 w Finlandii. Budowa może być również realizowana przyjmując za podstawę model BOO (Build-Own-Operate), to jest: "Budujesz-jesteś właścicielem-obsługujesz". Według takiego właśnie planu rosyjskie przedsiębiorstwo Atomstroyexport buduje elektrownię jądrową Akkuyu w Turcji i będzie to pierwszy projekt budowy elektrowni jądrowej realizowanej na takich warunkach.

Dlaczego w przypadku budowy elektrowni jądrowych tak ważne są koszty finansowania projektów?

W czasie budowy elektrowni jądrowej koszty jej finansowania są bardzo wysokie z powodu wysokich początkowych kosztów inwestycyjnych (kosztów kontraktowych - "overnight costs"). Łącznie mogą one stanowić nawet 75% całkowitych kosztów eksploatacyjnych elektrowni jądrowej w czasie jej "życia", co może trwać od 40 do 60 lat. Z drugiej strony jednak koszty eksploatacyjne są niskie i stabilne. Tym niemniej, z powodu wymaganych wysokich nakładów początkowych jednostki finansujące elektrownie jądrowe mogą domagać się wysokich stóp procentowych, wystarczających dla kompensowania ryzyka.

W krajach rozwijających się gospodarczo koszty finansowania są częstokroć znacznie niższe, gdyż zakłady energetyczne są tam zazwyczaj budowane przez przedsiębiorstwa publiczne, mające dostęp do tańszych kredytów wspieranych przez rządy. Tego rodzaju projekty są zwykle częścią centralnych planów w dziedzinie energetyki, dzięki czemu maleje ryzyko związane z budową, ponieważ ceny są kontrolowane. Taki przypadek ma miejsce w Chinach. W Stanach Zjednoczonych, rząd federalny ostatnio zaoferował gwarancje pożyczkowe dla dwóch nowych reaktorów w elektrowni Vogtle na terenie Gruzji.

Czy gospodarka odpadami radioaktywnymi jest brana pod uwagę przy określaniu kosztu energii elektrycznej wyprodukowanej w elektrowni jądrowej

Koszty związane z gospodarką odpadami radioaktywnymi są z zazwyczaj brane pod uwagę przy określaniu opłat od każdego megawata wyprodukowanej energii. Odpowiednie kwoty są lokowane w oddzielnym funduszu, który często jest zarządzany centralnie, albo przez oddzielną organizację państwową (odsetki tego funduszu narastają, tworząc kapitał, który będzie potrzebny wtedy, kiedy zbliży się pora likwidacji tych odpadów). Koszt zaledwie kilku euro za megawat-godzinę (w Stanach Zjednoczonych to jest 1 USD/MWh), reprezentuje zazwyczaj poważną kwotę (można dla przykładu podać, że 8 000 godzin pracy rocznie, pomnożone przez kilka megawatów oraz czas życia elektrowni pozwala zgromadzić wystarczającą sumę na potrzeby gospodarki odpadami).

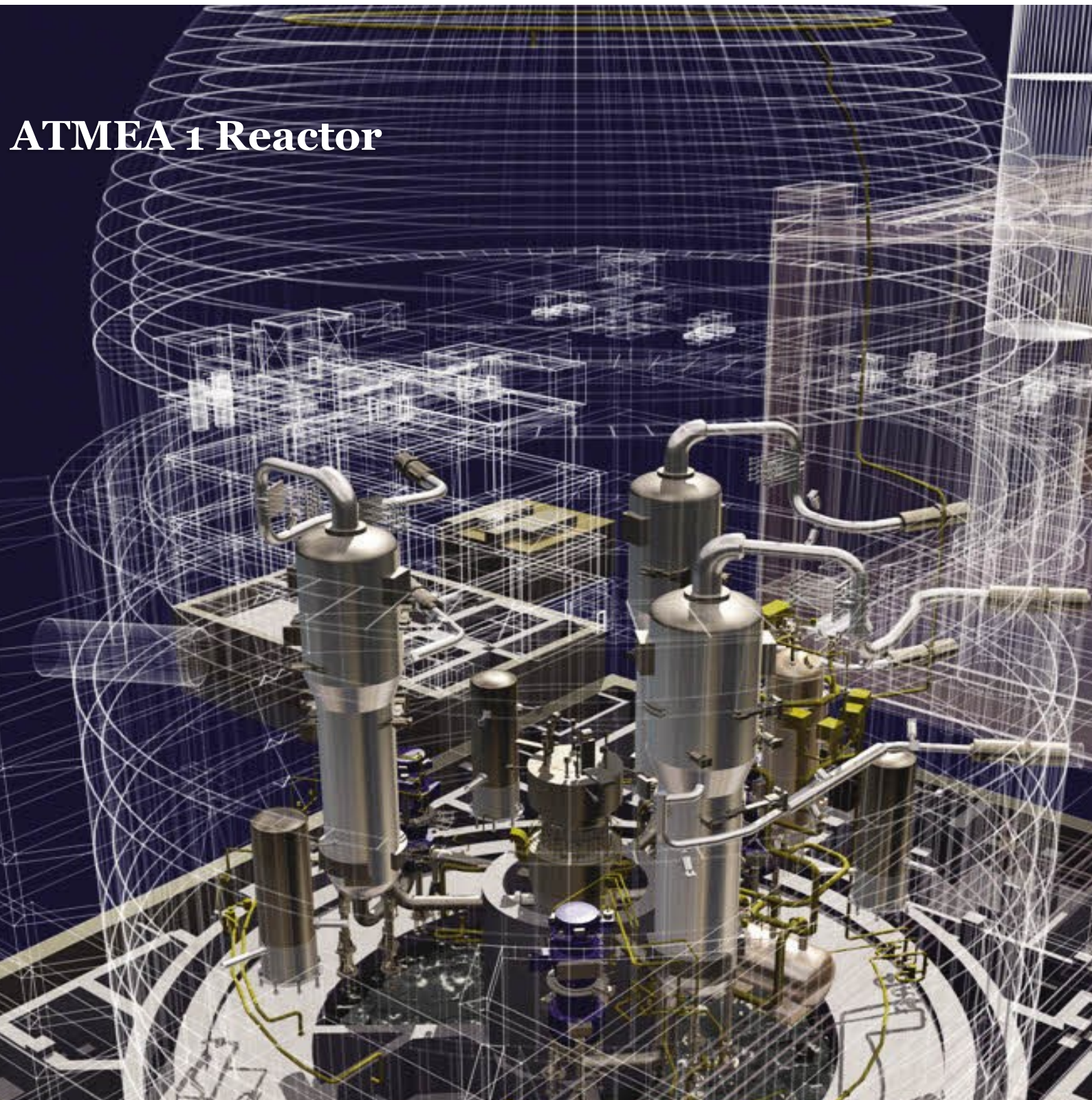
Czy dane liczbowe dotyczące kosztu energetyki jądrowej uwzględniają także likwidację elektrowni jądrowych?

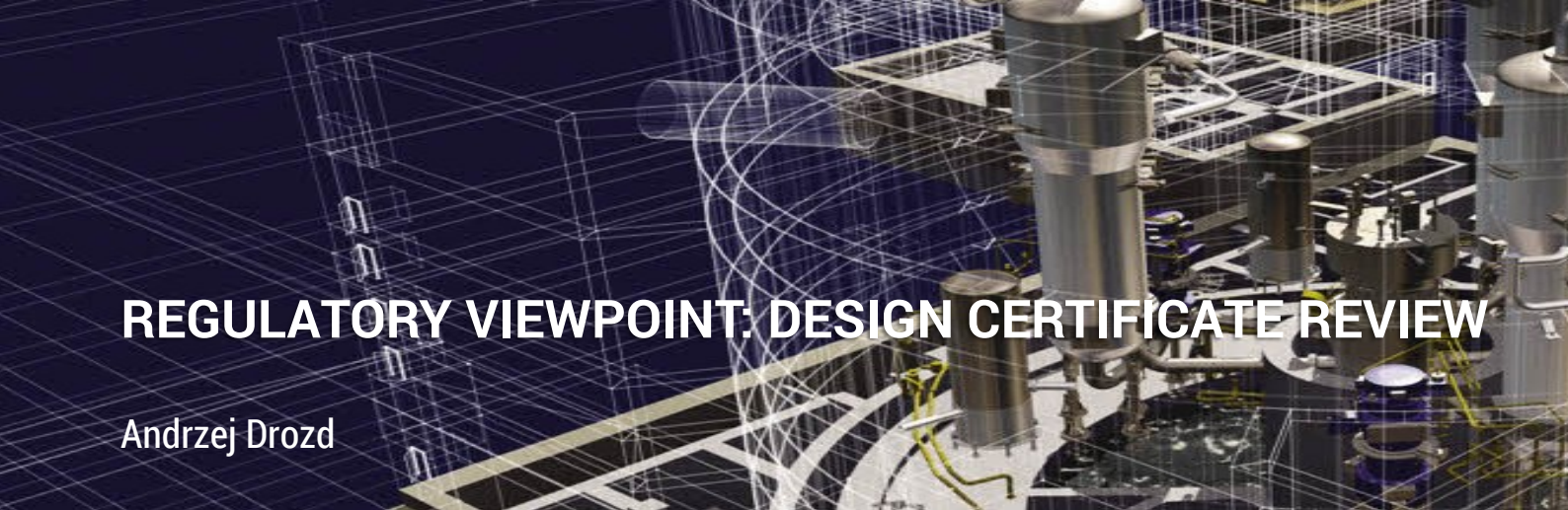
Tak. Według studium "Przewidywane Koszty Wytwarzania Energii Elektrycznej" (Projected Costs of Generating Electricity - IEA/NEA), przygotowanego w 2010 r. przez Międzynarodową Agencję Energetyczną wspólnie z Agencją Energetyki Jądrowej (International Energy Agency/Nuclear Energy Agency), koszty likwidacji rozpatrywanych tam elektrowni jądrowych zostały uwzględnione przy obliczaniu uśrednionego kosztu. Aczkolwiek bezwzględne kwoty mogą być

bardzo wysokie, to jednak likwidacja stanowi stosunkowo małą część uśrednionych kosztów wytworzonej energii elektrycznej - dzięki ich dyskontowaniu. W przypadku elektrowni jądrowych, koszty ich likwidacji pojawiają się po 60 latach eksploatacji i są dyskontowane w stosunku do daty przekazania obiektu do eksploatacji (w danym studium przyjęto rok 2015). Oznacza to, że aktualna wartość netto likwidacji jest bliska zeru, nawet przy założeniu dużo wyższych kosztów likwidacji obiektów.

(<https://www.oecd-neo.org/press/press-kits/economics-FAQ.html>)

ATMEA 1 Reactor





REGULATORY VIEWPOINT: DESIGN CERTIFICATE REVIEW

Andrzej Drozd

Abstract

Proponowany artykuł jest wprowadzeniem w zagadnienia zasadniczego elementu procesu licencyjnego elektrowni jądrowe, mianowicie przyznanie certyfikatu projektowego (Design Certificate – DC) standardowej technologii reaktora jądrowego. Certyfikat projektowy zaświadcza, że proponowana technologia spełnia wszystkie wymagania bezpieczeństwa jądrowego zawarte w prawie atomowym danego państwa, i może być dopuszczona do komercyjnej produkcji energii elektrycznej. Artykuł opisuje ten proces na przykładzie praktyk licencyjnych dozoru amerykańskiego (US NRC).

The proposed paper is an introduction to the issuance of the reactor Design Certificate (DC) for a standardized nuclear reactor design. The DC is a major part of the licensing process of any commercial nuclear power plant. The term “design certificate” here means a process of reviewing all relevant technical aspects of a proposed technology, leading to an official government approval to build and operate nuclear reactor of a particular design within the bounds of safety parameters established by the licensing safety analyses. The process described is based on licensing practices of the USNRC..

Introduction

The following are the author’s remarks on the review and independent safety analysis of a standard nuclear reactor design proposed as a potential commercially available technology. The remarks are based on experience gained working primarily in the USA at the Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), enhanced by involvement in various international activities. The term “design certificate” (DC) here means a process of

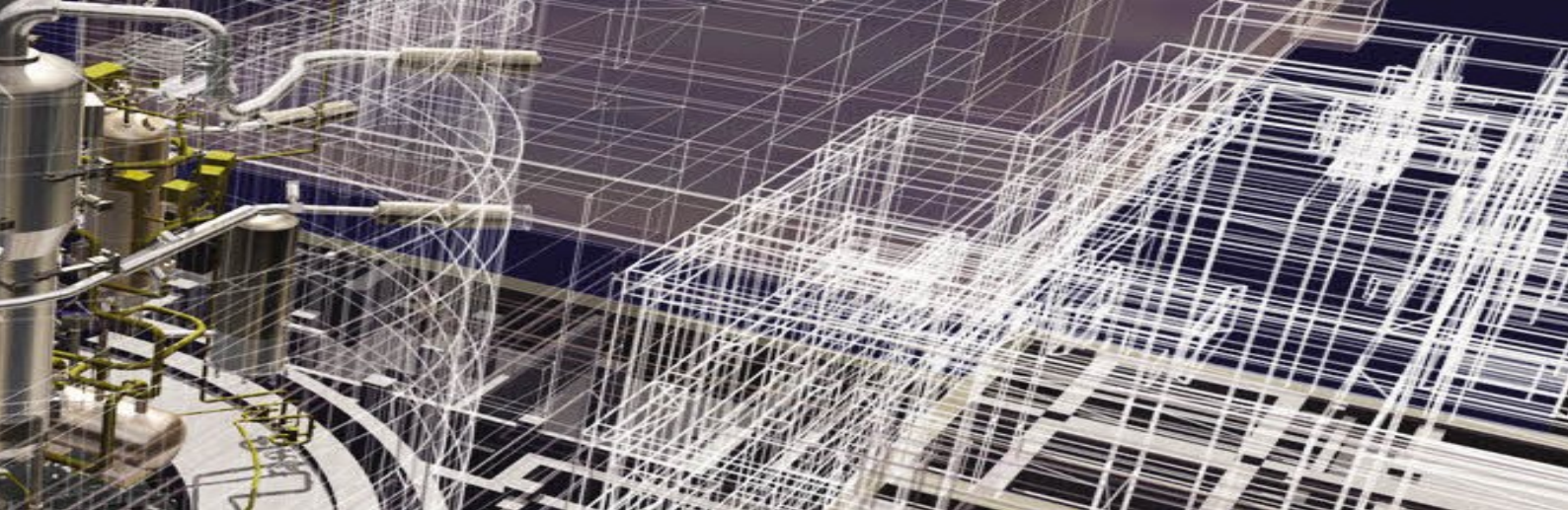
reviewing all relevant technical aspects of a proposed technology, leading to an official government approval to build and operate nuclear power of a particular design within the bounds of safety parameters established by the licensing safety analysis. The views and opinions presented here, although heavily influenced by the NRC practices, are solely those of the author.

Historical background

Development of the US nuclear regulation in the ‘60s and ‘70s became increasingly complicated, not to mention cumbersome, due to a variety of proposed designs. Four reactor vendors, each proposing newer and newer versions of their designs, and several independent Architect-Engineer companies (ie., the plant “project managers/builders” like Bechtel, Stone&Webster, Burns&Roe, etc.), resulted in such a diversity of nuclear plants that no two plants were exactly alike. Obviously, this diversity led to an unacceptably long licensing reviews, increasing construction costs as well as investment uncertainty. To solve the problem, the industry eventually came up with the notion of “standard designs,” which, after having passed due licensing process, would become a “reference” design ready to be picked up by a future plant owner and/or operator. The benefit for potential investors was that once the reactor design was reviewed and certified by the regulatory body (NRC), the proposed nuclear plant will almost certainly be permitted to operate, barring of course any unforeseen circumstances.

The USNRC accepted such approach, making the issuance of the Design Certificate (DC) a part of the one-step construction permit process.

The first design to receive the DC was General Electric’s U.S. Advanced Boiling Water Reactor,



followed by the Combustion Engineering's System 80+ , and then by Westinghouse's AP-600 and AP-1000. The importance of DC is reflected by making it a part of the US Federal law, ie. a part of the Code of Federal Regulations (CFR), Title 10 (Energy) , Part 52 (Licenses, Certifications, and Approvals for Nuclear Power Plants). The DCs of the above designs are included as appendices, ie. Appendix A (ABWR), B (System 80+), C (AP-600), and D (AP-1000). Appendices E-M to 10CFR Part 52 are reserved for future designs.

A few remarks on the process following the example of the US ABWR. The NRC issued the final design certification rule (DCR) for the ABWR design in the Federal Register (62 FR 25800) on May 12, 1997, valid for 15 years from the date of issuance. The DCR includes all of the essential design information but only in the form of "executive summary." Its content, however, is not sufficient to analyze nor to build the plant. The DCR is based on previous review of the design summarized in the final design approval (FDA) issued on July 13, 1994. Details of the review are presented in the "Final Safety Evaluation Report (FSER) related to certification of the Advanced Boiling Water Reactor Design" (NUREG-1503).

The FSER contains detail, almost complete, description of the proposed design and its safety evaluation based on the information provided by the applicant. In the case of ABWR, General Electric submitted the Standard Design Certification Application in piecemeal format from September 29, 1987, through March 31, 1989. Today the NRC requires submittal of a complete description of the design in the form of design control document (DCD) before the start of review process.

Following the US experience, the Nuclear Energy Agency of the Organization for Economic Coop-

eration and Development (OECD/NEA) established in 2006 the Multinational Design Evaluation Program (MDEP) as a "multinational initiative to develop innovative approaches to leverage the resources and knowledge of the national regulatory authorities who are currently or will be tasked with the review of new reactor power plant designs." MDEP comprises 14 countries' nuclear regulatory authorities and is structured under 5 design-specific working groups and 3 issue-specific working groups which meet several times a year.

The 14 countries include 12 members (United States, Canada, China, Finland, France, India, Japan, South Korea, Russian Federation, South Africa, United Kingdom and Sweden), and 2 associate members (United Arab Emirates and Turkey). In addition, the IAEA also takes part in the program's activities.

The MDEP's activities are conducted within working groups dedicated to new reactor designs (EPR, AP1000, APR1400, VVER and ABWR) and cross-cutting subjects (digital instrumentation and control, standards and codes relative to pressure equipment, etc.).

Reactor Design Certificate (DC)

The issuance of DC is based on a comprehensive safety review of all of the relevant aspects of the plant designs. Typical Final Safety Evaluation Report (FSER) content is:

1. Introduction and general discussion
2. Site characteristics
3. Design of structures, systems, components and equipment
4. Reactor core
5. Reactor coolant system and connected systems
6. Engineered safety features

7. Instrumentation and controls
8. Electric power
9. Auxiliary systems
10. Steam and power conversion system
11. Radioactive waste management
12. Radiation protection
13. Conduct of operations
14. Test program
15. Transients and accidents analyses
16. Technical specifications
17. Quality assurance and control
18. Human factors engineering
19. Severe accidents
20. Generic issues
21. Report of the Advisory Committee on Reactor Safeguards (ACRS)
22. Conclusions

In addition, the FSER includes a number of appendices containing list of abbreviations, references, relevant correspondence, as well as the NRC staff positions on selected technical issues.

The review of a proposed nuclear plant follows the previously established safety requirements (or "rules and regulations") specified in 10 CFR Part 50, "Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities," which was the basis for licensing the "old", pre-Part 52 plants. It sets forth requirements, of various degrees of details, which must be met by any reactor design to be considered as safe.

The most generic requirements are listed in Appendix A to Part 50: "General Design Criteria for Nuclear Power Plant," commonly referred to as "GDC." It includes overall requirements, protection by multiple fission product barriers, protection and reactivity control systems, fluid systems, reactor containment, and fuel and radioactivity control.

Other examples worth mentioning are the post-TMI 10 CFR Part 50, Paragraph 50.44 "Combustible gas control for nuclear power reactors", and a "classic" Paragraph 50.46 "Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors." The latter is based on arguably the most prescriptive requirements ever written for any of the nuclear safety systems, ie., the Appendix K to Part 50: "ECCS evaluation models" (ECCS – emergency

core cooling systems).

Appendix K specifies the "required and acceptable features of the evaluation models", and specifically:

Sources of heat during the LOCA

- the initial stored energy in the fuel,
- fission heat,
- decay of actinides,
- fission product decay,
- metal-water reaction rate,
- reactor internal heat transfer,
- pressurized water reaction (PWR) primary-to-secondary heat transfer,

Swelling and rupture of the cladding and fuel rod thermal parameters,

Blowdown phenomena:

- break characteristics and flow, discharge model, end of blowdown, noding near the break and the ECCS injection points,
- friction pressure drops,
- momentum equation,
- critical heat flux,
- post-CHF heat transfer correlations,
- pump modeling,
- core flow distribution during blowdown,

Post-blowdown phenomena; heat removal by the ECCS:

- single failure criterion,
- containment pressure,
- calculation of reflood rate for PWRs,
- steam interaction with Emergency Core Cooling Water in PWRs,
- refill and reflood heat transfer for PWRs,
- convective heat transfer coefficients for BWR fuel rods under spray cooling,
- the BWR channel box under spray cooling.

It is widely accepted that the Appendix K approach is very conservative. Over the years a variety of best-estimate methodologies were developed by the international research community, not to mention design methods developed by the reactor vendors. Still, it is a good practice to compare new methods and models to the ones described in the Appendix K. If nothing else, such comparison gives an excellent insight regarding the level of existing safety margins.

FSER review by the Advisory Committee for Reactor Safeguards

The final stage of the reactor certification process is the design review by the Advisory Committee for Reactor Safeguards. As described by the NRC, the “ACRS is composed of individuals with a wide variety of engineering expertise. The membership currently includes expertise in nuclear engineering, risk assessment, chemistry, facility operations management, severe accident phenomena, materials science and metallurgy, digital instrumentation and control systems, thermal hydraulic and heat transfer, and mechanical, civil, and electrical engineering. Consultants are engaged to provide technical assistance on specific issues when required. ACRS members are appointed for four-year terms and normally serve no more than three terms.”

The ACRS reviews the applicant’s submittal (DCD) as well as the staff’s evaluation (FSER). The process may take several months, as individual ACRS members ask detail questions regarding the design and its safety analyses, while raising concerns at their fancy. The review is conducted through a series of meetings, mostly public, during which both the applicant as well as the Staff are being “interrogated” by the Committee members. Also, the meetings give the public opportunity to raise any safety concerns anyone may have.

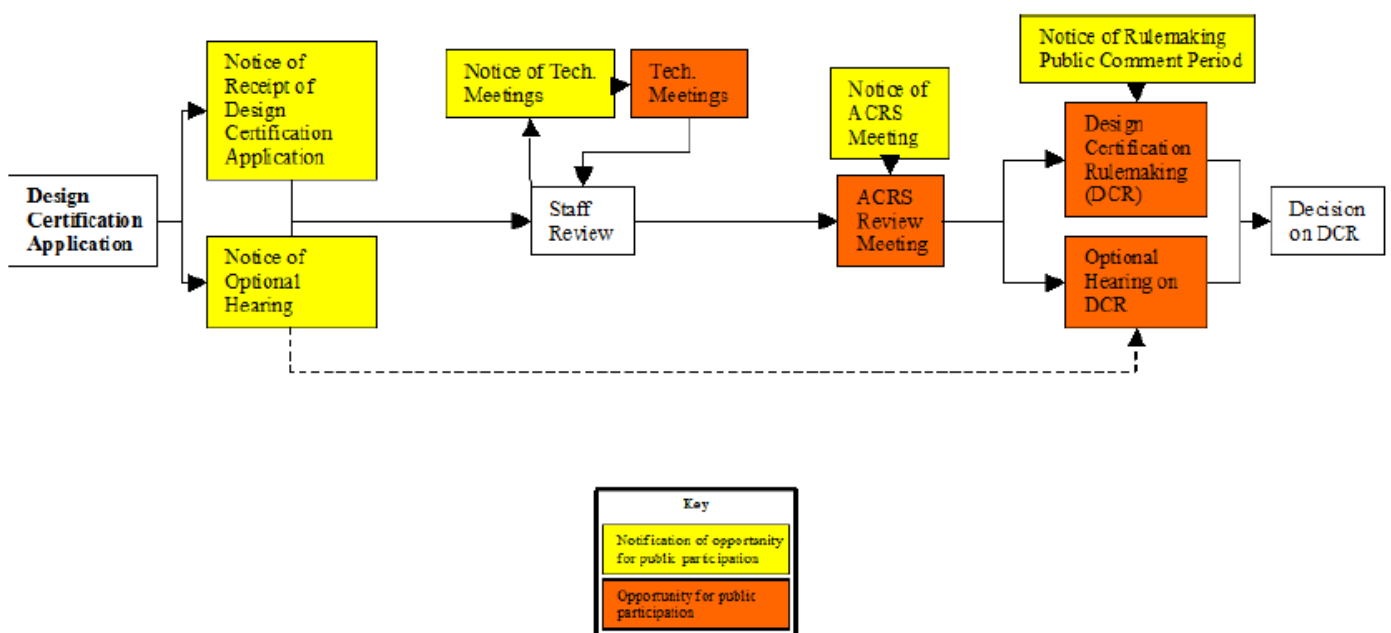
The process continues as long as it takes to address all of the concerns raised, until the ACRS agrees that all of the safety issues are satisfactorily solved.

Although the ACRS statute is to “review and report on safety studies”, and to “advise the Commission”, its approval of the design is the *sine qua non* condition for receiving Design Certificate.

Final Remarks

Design certification process, as conducted by the U.S. NRC, is long and rather costly. But it produces the most comprehensive review of the proposed plant, so far, performed in the world. No other regulatory body requires such a time consuming licensing activities. However, it may be a good news for any country considering adopting commercial nuclear power technology. It is because choosing a “US certified” reactor gives a high degree of assurance that the proposed design is sound and safe. Still, any regulatory body as well as potential investor has to review the associated design and licensing documentation, identify all of potential deviations from the standard design, if any, and be able to ask right questions and understand the responses. Only that, and as much as that.

Typical U.S. NRC Design Certification Process



NUCLEAR ENGINEERING

INTERNATIONAL

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

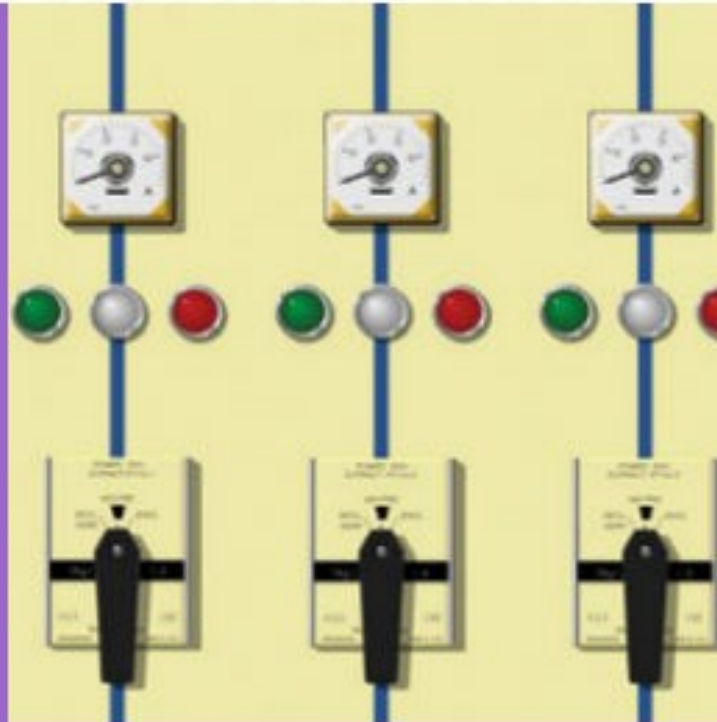
[Newsletter Sign-Up](#) | [Subscribe](#) | [About Us](#) | [Contact Us](#) | [Advertise With Us](#) |

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



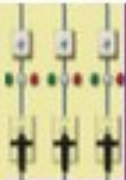
Search

White Papers

Company A - Z

Subscribe Online

Order Publications



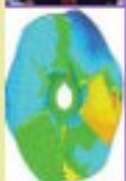
Tihange 1's new
simulator



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

Radiation – how can the industry begin to deal with its biggest challenge?

15 December 2014 by Steve

Kidd

Antipathy to nuclear power is partly based on fear of radiation. The commercial nuclear industry needs to be more forceful in asserting that, except in the most extreme cases, fear of radiation is nothing more than fear of fear itself. By Steve Kidd

In last month's article (October 2014, "Public acceptance - is there any progress?") I argued that until there is a much better public understanding of radiation, the prospects of the nuclear industry will be severely constrained. At the very least, the fear factor surrounding nuclear power will result in substantially increased costs that will limit economic viability, while in other cases (Germany is a good example) there may be outright prohibitions on its use. Even if an increasing number of influential people, backed by learned reports, advocate that much more nuclear power should be utilised to mitigate global warming or enhance energy security of supply, not much is likely to happen if the general public is afraid. The "dreaded risk" of radiation exposure will remain, as even minor incidents at nuclear facilities provide "confirmation bias" that nuclear is indeed a rather dangerous activity.

The industry has traditionally responded to this rather obvious problem by appealing to rationality, and referring to the facts. Any incremental man-made radiation coming from nuclear activities is essentially no different to natural background radiation, and there is plenty of that. There are areas of the world where natural background radiation levels are well above even the maximum annual allowances for nuclear workers, without any detrimental effects noticeable in the local populations. Individuals in the developed world actually receive far more radiation from routine nuclear medicine (such as CT scans and mammograms), which doesn't attract the same degree of concern from the public. A severe nuclear accident increases the radiological risks, but the dose received by the general population at

both Chernobyl and Fukushima was at a level low enough to make an increase in cancers or other medical problems unlikely. Indeed, the bigger health impacts have come more indirectly, from the impact of the evacuation of large numbers of people from their homes. And in many cases, these evacuations are not supported by sound science, as the biological effect of the incremental exposure of staying put would be so small. Finally, studies comparing nuclear power against other modes of generating electricity show that nuclear has relatively few impacts on human life: it and renewables share a very good record, whereas coal plants are particularly bad.

Ultimately the industry's approach relies on rebutting the so-called Linear No Threshold (LNT) theory of radiation exposure. On the upper extreme, it is certain that very high exposures to radiation (such as that experienced by atomic bomb victims in Japan in 1945 and some of the workers who tackled the Chernobyl accident) caused Acute Radiation Syndrome and death. From these very high radiation exposures, a straight-line or linear extrapolation to zero would give the probability of death for any doses in between. All radiation is believed to have a biological effect; in other words, there is no threshold below which there would be no health effects. Therefore, any radiation exposure above background is believed to be potentially dangerous and must therefore be minimised. Since the 1950s, official international advice on nuclear radiation (from UNSCEAR, the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation and ICRP, the International Commission for Radiological Protection) has recommended that only the lowest achievable dose levels should be considered safe (As Low As Reasonably Achievable: ALARA).

Until relatively recently, the nuclear industry has been largely content to go along with these principles, even though the risks to human health at low levels of exposure are purely theoretical and cannot be demonstrated. Enormously expensive efforts have been made both to limit radiation exposure at operating facilities and to minimise the chance of major accidents. More recently, however, backed by eminent scientists such as Wade Allison, professor emeritus at Oxford University, the industry has started to challenge both LNT and ALARA. Empirical evidence suggests that the LNT hypothesis is invalid at low levels of radiation, and that creating additional ra-

diation, within specified limits, should be acceptable. Some scientists go even further, arguing that low levels of radiation are actually beneficial to health: the so-called "hormesis" effect. But that may be going too far. The industry only needs to convince people that the low levels associated with nuclear power are acceptable and that spending huge sums of money to further reduce exposures fractionally is not worthwhile. People concerned about improving public health would make far greater gains by devoting their efforts to fighting well-understood and common hazards, such as reducing the number of people who smoke or improving road safety.

The experience of both the Chernobyl and Fukushima accidents should have encouraged the industry to firm up its position. In both cases, the authorities evacuated regions where the contamination was arguably far below any level of risk, causing severe stress in the population, deaths among the elderly, alcoholism and family break-up. In the case of Fukushima, it is alleged that more than one thousand extra deaths, unrelated to radiation, have occurred as a result of the government's response. Everything that the authorities did served to undermine public confidence.

Taking a step back, it is clear that we need to learn from both disasters. But rather than ask, 'how do we protect people from radiation,' observers such as Malcolm Grimston at Imperial College have posed a different question: 'how do we protect people from the effects of the established radiological protection regime?'

There has been a complete failure to communicate the facts about radiation and its health impacts to both the general public, and to the politicians and decisionmakers who are supposed to protect the general public. The professionals within the radiological protection community must take their share of the blame for this.

It is easy, however, to understand how we came to the current situation. People who contribute to UNSCEAR and ICRP and their committees are well-intentioned regarding protecting the public and have their own individual professional egos to protect. Mostly, they are unsympathetic to the commercial nuclear industry; a few are quite hostile (believing that it imposes an additional risk on society). They are particularly ill-equipped to put radiological protection in context of other risks within society, so that balanced decisions can be taken. The same goes for the International

Atomic Energy Agency (IAEA). Their Radiation Safety Standards Committee (RASSC) develops the international standards relating to radiation protection that are then be incorporated in national legal systems. Participants cannot be assumed to have the interests of the commercial industry at heart - indeed, the IAEA as a whole often acts in ways which are damaging to the industry. International bureaucrats cannot be expected to support a commercial business; the companies involved and their representative associations must take matters into their own hands. It was notable, for example, that IAEA Director-General Yukiya Amano's speech at the recent General Conference mentioned many opportunities and challenges for nuclear technology, but said nothing about the need for clear communication on radiation. The situation at Fukushima is still a huge mess and is having very adverse effects on the future of civil nuclear power. The local people



just don't know who to believe - the authorities have failed abysmally in attempting to explain the possible health effects of the accident, and what is safe or is not.

When passengers board commercial aeroplanes, they are unlikely to ask the pilot if it is safe to come on the flight. Although a few may have some fear of flying, most passengers recognise that the chance of the plane crashing will be very small. Everyone is assured that as much as possible has been done to minimise the risk, which is definitely ALARA. Contrast this with the position of the nuclear sector. Although important lessons may have been learned from Chernobyl and Fukushima, they haven't when it comes to radiation. If there were another accident tomorrow leading to the offsite release of radiation, the same degree of confusion is likely to ensue. There will be hysteria and misunderstanding about everything from the units of measurement used to the safety (or otherwise) of sheltering at home near the stricken plant. The Collective Dose Hypothesis will get wheeled out again, claiming thousands of additional deaths due to alleged very small increments of cancer risk within a large population of mil-

lions. Nothing has fundamentally changed: the industry has so far failed to get to grips with the nature and magnitude of the task it is facing.

But let's not be too pessimistic. There are some forms of radiation that are already treated sensibly. Ultraviolet (UV) radiation is present in sunshine and its danger is quite well known to the general public. The damage caused to living tissue (which we all know as sunburn) is usually corrected in a day or two, through cell death when layers of skin peel off. UV radiation can also cause skin cancer years later. People are becoming increasingly aware that this is often fatal if not treated. Public education has concentrated on the need to cover up exposed skin with clothing or high-factor sunscreens.

Although exposure to sunlight is to some extent voluntary in nature, exposure to radiation from nuclear facilities is involuntary; apart from moving away from the source, nuclear workers' means of alleviating the risk are rather limited. Similar situations of persistent exposure have occurred before in the history of the human race, suggesting that there may be another mechanism to safeguard the species from radiation, if not necessarily the individual. Humans appear to have adapted a resistance to UV exposure: native peoples in tropical countries where the sun is strongest have dark skins that offer them some protection. Might a similar adaptation occur (over many generations) in peoples who live in areas where natural background radiation is many times higher than average levels, surpassing limits set for nuclear workers? The absence of higher cancer rates amongst them may be evidence for adaptation to a higher-radiation environment.

The industry has not devoted sufficient resources to facing the challenge of communicating about radiation. One might have thought that Fukushima would have prompted a bigger response than there has been, with the companies of the nuclear industry and representative associations like the World Nuclear Association and the national bodies doing rather more than they have done. Relying on websites and news services to communicate nuclear is quite inadequate; participating in bureaucratic committees at IAEA and ICRP is largely a defensive measure (against the possibility of the imposition of even more ridiculous rules and standards). A more aggressive approach is warranted. It should be based on the principle that education and communication are cheaper

and more effective than searching for technical silver bullets. The industry has spent decades and billions of dollars on the latter and is still in an awkward position. Indeed, a steady decline into irrelevance is now arguably more likely than any nuclear renaissance to fight climate change.

One idea is to seek allies in the field of nuclear medicine. There is increasing concern expressed about the possible dangers of exposure from radiation therapy, and there are significant commercial interests which may be increasingly threatened by such concern. There may be some opposition to associating with the nuclear power sector, but surely the interests of both industries are similar. The public deserves to be able to understand the real truth.

