

eko atom[®]

NR 5/2 CZERWIEC—LIPIEC 2012

MAGAZYN POPULARNONAUKOWY



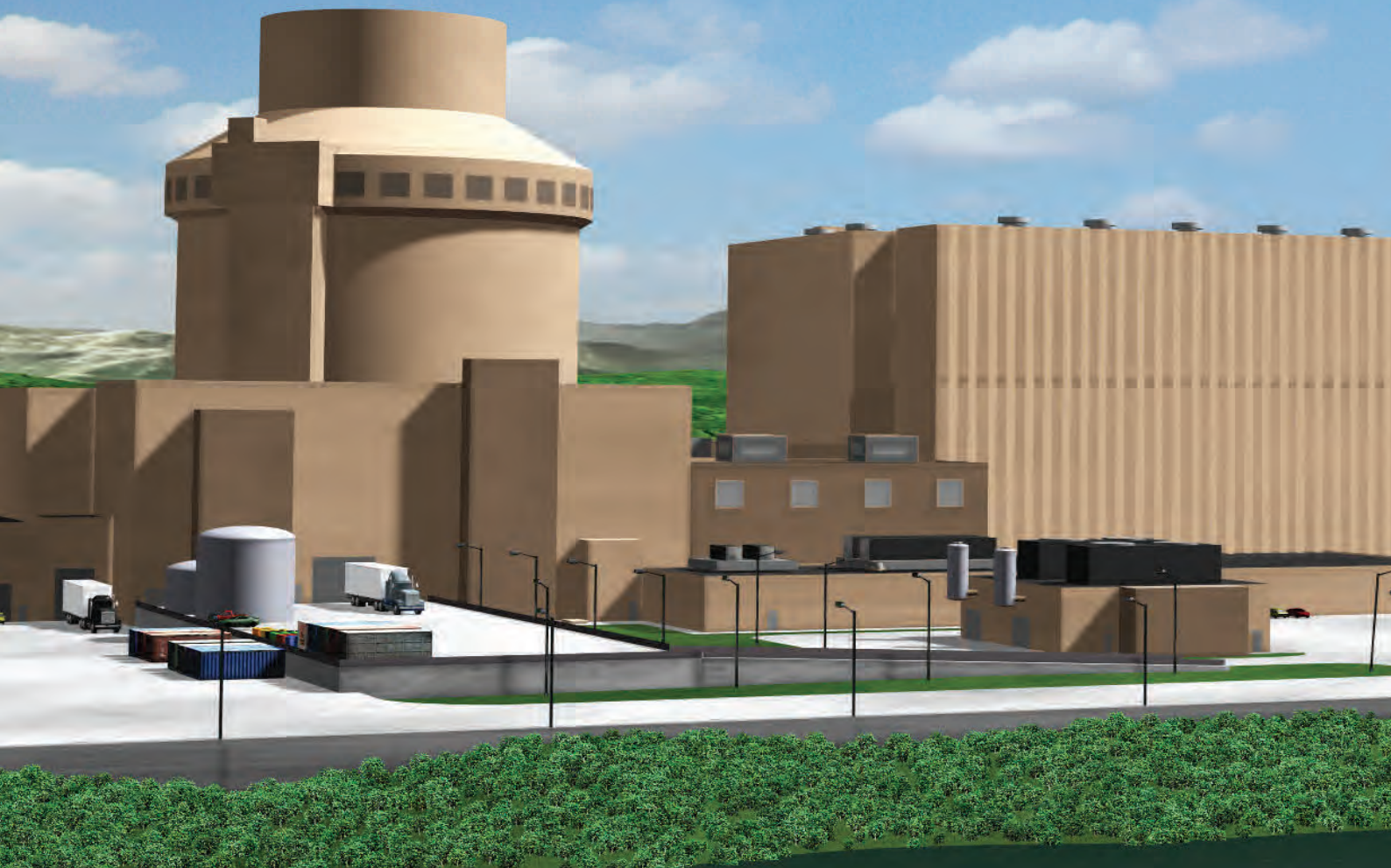
06-07/2012

COSIW

AP1000 NOWY WYMIAR BEZPIECZEŃSTWA

TORTh — NA SZLAKU ENERGETYKI

RADIOACTIVE@HOME



Rozkład mocy dawki promieniowania gamma w Polsce w dniu 23.06.2012r.



Brak jakichkolwiek zagrożeń radiacyjnych

KOMUNIKAT PREZESA PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

z dnia 12 kwietnia 2012 r. w sprawie sytuacji radiacyjnej kraju w I kwartale 2012 roku

Na podstawie art. 81 ustawy z 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe (Dz. U. z 2012 r. poz. 264) informuję, co następuje: Wyniki pomiarów uzyskane ze stacji i placówek wykonujących pomiary skażeń promieniotwórczych kształtowały się następująco:

moc dawki - 55 – 123 nSv/h (nanosiwertów na godzinę) (średnio 93 nSv/h)

Cs-137 w mleku - $<0,4 - 0,8 \text{ Bq/dm}^3$ (bekerela na dm^3) (średnio $0,64 \text{ Bq/dm}^3$)

Cs-137 w powietrzu - $<0,1 - 15,9 \text{ Bq/m}^3$ (mikrobekerela na m^3) (średnio $1,7 \text{ Bq/m}^3$)

Zawartość izotopu Cs-137 w powietrzu i w mleku stanowi podstawowy wskaźnik reprezentujący skażenie promieniotwórcze materiałów środowiskowych oraz artykułów spożywczych sztucznymi izotopami promieniotwórczymi.

Dane te wskazują, że narażenie osób z ogółu ludności kraju powodowane obecnymi w środowisku i w żywności sztucznymi izotopami promieniotwórczymi utrzymuje się na bardzo niskim poziomie stanowiącym jedynie kilka procent wartości dawki granicznej dla ogółu ludności wynoszącej 1 mSv w ciągu roku.

SKŁAD REDAKCJI

Redaktor Naczelny

dr inż. Krzysztof Rzymkowski,

dr inż. Marek Rabiński,

dr inż. Andrzej Mikulski,

dr inż. Piotr Czerny (PGE),

Sekretarz Redakcji

Jerzy Szczurowski (SEP COSIW)

Redaktor Techniczny

Jarosław Cyrynger (SEP COSIW)

RADA PROGRAMOWA:

Przewodniczący

prof. dr hab. Maciej Sadowski,

Członkowie

prof. dr hab. Janusz Lewandowski (PW),

prof. dr hab. Łukasz Turski (UW)

prof. dr hab. Zdzisław Celiński,

prof. dr Andrzej Strupczewski,

prof. dr hab. Natalia Golnik (PW)

prof. dr hab. inż. Roman Domański

DOŁĄCZ I ZOBACZ RELACJE FOTOGRAFICZNE



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

EKOATOM JEST PRAWNIE ZASTRZEŻONYM
ZNAKIEM TOWAROWYM

Centralny Ośrodek Szkolenia i Wydawnictw
Ul. Świętokrzyska 14 00-050 Warszawa
tel. 22 336 14 19 fax. 22 336 14 25

www.cosiw.pl

e-mail: handlowy@cosiw.pl



Szanowni Państwo,

Prezentujemy piąty numer kwartalnika EKOATOM, jednocześnie dziękując za rosnące zainteresowanie - dotychczas www.ekoatom.com.pl zanotowała około 152 000 odwiedzin. Ponadto zanotowaliśmy wzmożoną aktywność na naszym profilu FB. Nadal będziemy dążyć starań, by atrakcyjność naszego pisma stale wzrastała.

Pragnąc bardziej przybliżyć problemy związane z często obecnie dyskutowanym problemem bezpieczeństwa reaktorów, szczególnie po katastrofie w Fukushima, przedstawiamy artykuł J. Chrzanowskiego, omawiający zabezpieczenie reaktora AP 1000 przy utracie zasilania elektrycznego, jako przyczyny spowodowania rozmiaru awarii w Japonii. Innym ciekawym tematem, rzadko podejmowanym popularnych publikacjach, jest wykorzystanie Toru w reaktorach – co na naszych łamach omawia K. Andrzejewski.

Tematyce zapadalności na białaczkę w kontekście wykorzystania energii jądrowej w energetyce poświęcony jest ciekawy artykuł A. Wójcika.

Bardzo interesującym problemom poświęcony jest artykuł autorstwa K. Piszczka i M. Szoplika o Społecznej Sieci Dozymetrycznej. Jego autorzy są współorganizatorami tej sieci. Temat uzupełnia informacja J. Chmielewskiego o kieszonkowym liczniku G-M.

Artykuł S. Potempskiego przedstawia istotny dla ochrony środowiska System Wspomagania Decyzji w przypadku zagrożeń. Zadaniem Systemu jest zwiększenie efektywności zrozumienia wzajemnych powiązań między wieloma, zależnymi od źródła zagrożenia czynnikami, wpływającymi na zdrowie człowieka oraz wykorzystanie tej wiedzy do poprawy procesu podejmowania decyzji w celu ochrony człowieka i jego środowiska.

Ostatnią pozycją z ochrony radiologicznej jest specjalistyczny artykuł T. Musiałowicza przedstawiający matematyczne wyznaczanie dawek promieniowania i ich definicje.

Interesujące przygotowanie do dyskusji na temat budowy składowisk odpadów promieniotwórczych prowadzoną w ramach projektu IPPA przedstawia w swoim artykule G. Zakrzewska

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

Czasopismo powstało z myślą uzupełniania wiedzy w dziedzinie techniki jądrowej dla możliwie szerokiego odbiorcy.

Na pierwszym zebraniu założycielskim postanowiono, by czasopismo było powszechnie dostępne w Internecie bez żadnych dodatkowych opłat ze strony czytelników.

Dalszy losy naszego czasopisma uzależnione są od wsparcia sponsorów – Zespół Redakcyjny prosi o kontakt zainteresowanych kontynuacją istnienia naszego kwartalnika

Redaktor Naczelny
Dr inż. Krzysztof Rzymkowski

Wiadomości

6 RAPORT PREZESA PAA ZA 2011 ROK JUŻ DOSTPNY

7 ZWIĘKSZENIE ŚRODKÓW BEZPIECZEŃSTWA W EJ RINGHALS - SZWECJA

8 ROZPOCZĘTO PRACE ZIEMNE PRZY BUDOWIE DRUGIEGO BLOKU BAŁTYCKIEJ EJ

9 AREVA ZAPREZENTOWAŁA MODEL REAKTORA EPR

Elektrownie Jądrowe

Jerzy Chrzanowski

10 ELEKTROWNIA JĄDROWA AP1000® WOBEC UTRATY ZASILANIA ELEKTRYCZNEGO

Elektrownia jądrowa AP1000 jest unikalnym, certyfikowanym przez amerykański dozór jądrowy projektem w którym szeroko zastosowano pasywne systemy bezpieczeństwa.

Krzysztof Andrzejewski

28 TOR – CZY SKIERUJE ENERGETYKĘ NA NOWE TORY?

Gdy słyszymy hasło “energetyka jądrowa”, natychmiast myślimy o uranie. Głównym źródłem energii w reaktorach jądrowych przyszłości może się jednak okazać inny, przez ostatnie dwie dekady nieco zapomniany pierwiastek. Tor.

Promieniowanie jonizujące

Andrzej Wójcik

34 ELEKTROWNIE JĄDROWE, BASENY KĄPIELOWE I BIAŁACZKI DZIECIĘCE

Pierwsze doniesienia na temat wpływu elektrowni jądrowych na występowanie białaczek wśród dzieci pojawiły się w latach 1980-ych, kiedy telewizja brytyjska odkryła ich skupisko w miasteczku Seascale, leżącym blisko brytyjskiej elektrowni jądrowej Sellafield.

Sławomir Potemski

42 SYSTEMY WSPOMAGANIA DECYZJI CENTRUM DOSKONAŁOŚCI MANHAZ

Ponad dziewięć lat temu, pierwszego grudnia 2002 roku rozpoczęło działalność Centrum Doskonałości „MANHAZ” (Management of Health and Environmental Hazards – Zarządzanie Zagrożeniami dla Zdrowia i Środowiska) umiejscowione w Instytucie Energii Atomowej.

Tadeusz Musiałowicz

52 WYZNACZANIE DAWEK PROMIENIOWANIA JONIZUJĄCEGO W CELU OCENY NARAŻENIA

Napromienienie człowieka w wyniku użytkowania źródeł promieniowania jonizującego powinno być ograniczone do rozsądnie najniższego poziomu (zasada ALARA - „as low as reasonable achievable”).

Krzysztof Piszczek, mgr. inż. Michał Szoplik

58 RADIOACTIVE@HOME

Jak wiele projektów społecznościowych, również Radioactive@Home opiera się na dobrej woli ludzi biorących czynny udział poprzez zakupienie odpowiedniego urządzenia.

Edukacja

Grażyna Zakrzewska

64 PROJEKT ippa NARZĘDZIEM OSIĄGANIA POROZUMIENIA SPOŁECZNEGO WOKÓŁ BUDOWY SKŁADOWISK ODPADÓW PROMIENIOTWÓRCZYCH

Jerzy Chmielewski

32 KIESZONKOWY LICZNIK GEIGERA

Ostatnio japońska organizacja pozarządowa Radiation Watch propaguje kieszonkowe liczniki Geigera, będące prostym akcesorium, które można podłączyć do smartfona Apple iPad.



RAPORT PREZESA PAA ZA 2011 ROK JUŻ DOSTPNY

Prezes Państwowej Agencji Atomistyki opublikował najnowszy raport ze swojej działalności oraz informację o stanie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w Polsce w 2011 r." Chciałbym w ten sposób nie tylko wykonać swój ustawowy obowiązek, ale jednocześnie pokazać, jak ważne dla funkcjonowania dozoru jądrowego, a także dla mnie osobiście, są jawność i przejrzystość działania" - napisał Prezes Janusz Włodarski we wstępie skierowanym do Prezesa Rady Ministrów Donalda Tuska.

Prezes Państwowej Agencji Atomistyki, zgodnie z przepisami Ustawy - prawo atomowe, corocznie przedstawia Prezesowi Rady Ministrów sprawozdanie ze swojej działalności oraz ocenę stanu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej kraju. Najnowsza publikacja zawiera opis działań Prezesa PAA w roku ubiegłym, zmiany organizacyjne, jakie nastąpiły w Agencji oraz omówienie stanu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej Polski w 2011 r.

[Całość na stronie PAA](#)

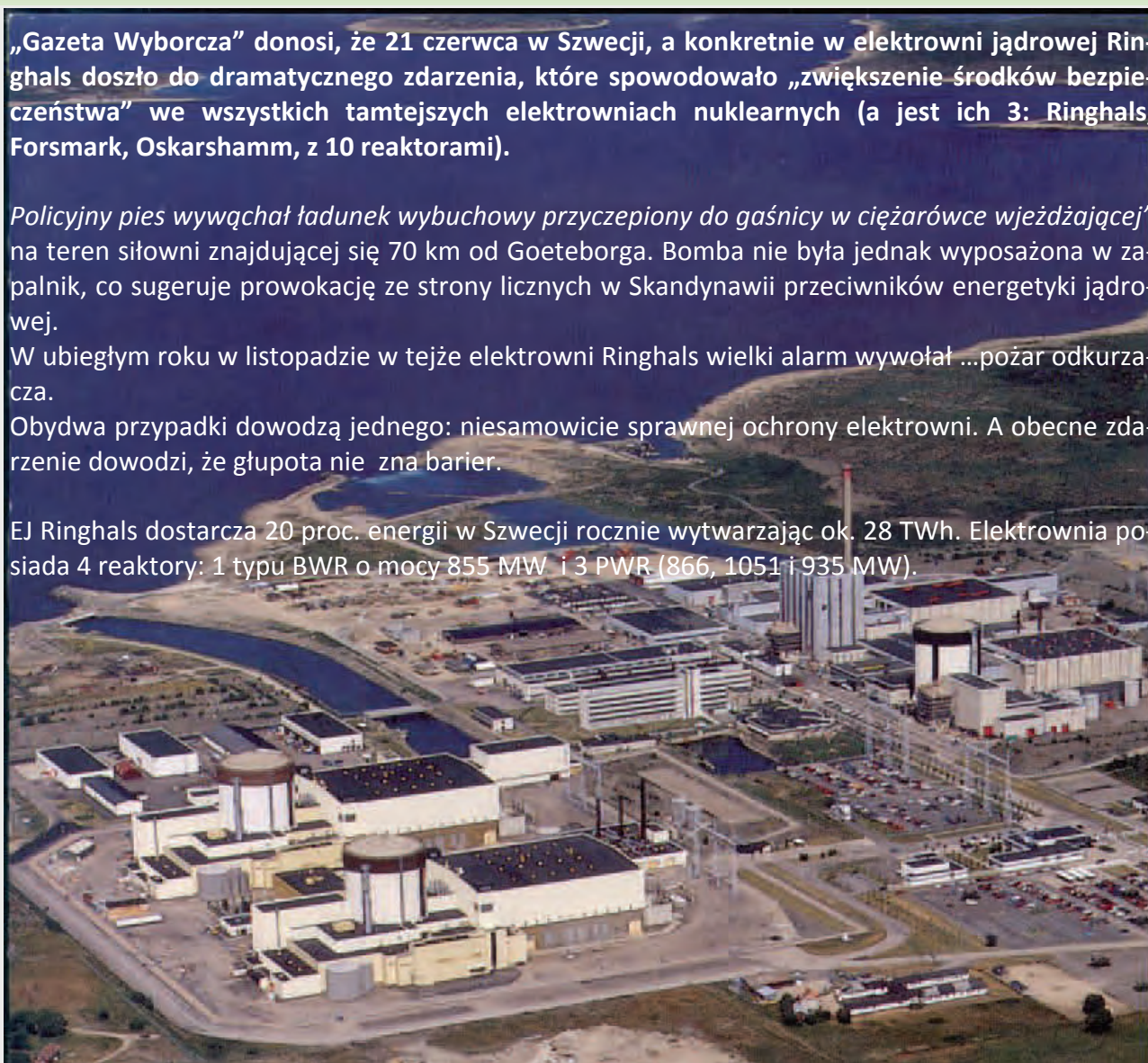
„Gazeta Wyborcza” donosi, że 21 czerwca w Szwecji, a konkretnie w elektrowni jądrowej Ringhals doszło do dramatycznego zdarzenia, które spowodowało „zwiększenie środków bezpieczeństwa” we wszystkich tamtejszych elektrowniach nuklearnych (a jest ich 3: Ringhals, Forsmark, Oskarshamn, z 10 reaktorami).

Policyjny pies wywąchał ładunek wybuchowy przyczepiony do gaśnicy w ciężarówce wjeżdżającej” na teren siłowni znajdującej się 70 km od Goeteborga. Bomba nie była jednak wyposażona w zapalnik, co sugeruje prowokację ze strony licznych w Skandynawii przeciwników energetyki jądrowej.

W ubiegłym roku w listopadzie w tejże elektrowni Ringhals wielki alarm wywołał ...pożar odkurzacza.

Obydwa przypadki dowodzą jednego: niesamowicie sprawnej ochrony elektrowni. A obecne zdarzenie dowodzi, że głupota nie zna barier.

EJ Ringhals dostarcza 20 proc. energii w Szwecji rocznie wytwarzając ok. 28 TWh. Elektrownia posiada 4 reaktory: 1 typu BWR o mocy 855 MW i 3 PWR (866, 1051 i 935 MW).



ROZPOCZĘTO PRACE ZIEMNE PRZY BUDOWIE DRUGIEGO BLOKU BAŁTYCKIEJ EJ БАЛТИЙСКАЯ АТОМНАЯ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯ (КАЛИНИНГРАДСКАЯ АЭС) BALTIC NPP .

Typ 2x WWER-1200 (inaczej NPP-2006 inaczej AES-2006) oddanie bloków 1/2, 2016r./2018r.

- * Zainstalowana moc znamionowa bloku 1194 MW(e)
- * Żywotność bloku 50 lat
- * Sprawność,% - 37,17
- * Liczba pracowników na dwa bloki 1 147

Odporność sejsmiczna

- * dla cywilnych obiektów inżynierskich, budynków i struktury, OBE / SSE¹, 6/7
- * dla urządzeń reaktorowych OBE / SSE, 7/8
- * Projekt: Engineering Company Petersburg Atomenergoproekt



Produkcję energii elektrycznej z Bałtyckiej elektrowni jądrowej szacuje się na 18,8 mld kWh rocznie, od 2019 r. Energia może pomóc w walce z jej brakiem w regionie, który jest konsekwencją zamknięcia EJ Ignalina .

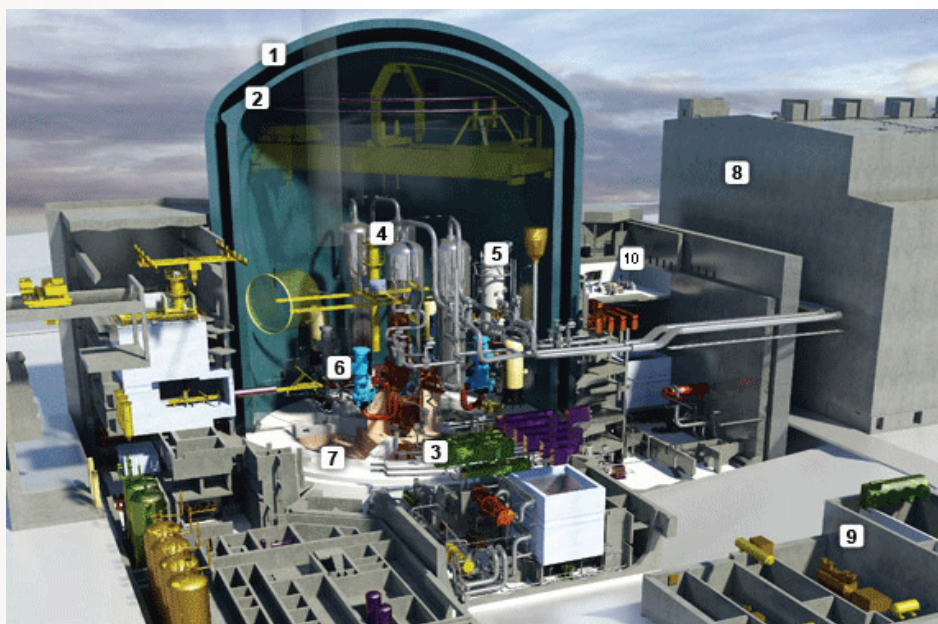
¹Operating Basis Earthquake (OBE), (praca przy trzęsieniu ziemi) Safe Shutdown Earthquake (SSE) (bezpieczne wyłączenie przy trzęsieniu ziemi) Elektrownie atomowe są projektowane w taki sposób, aby wytrzymały dwa poziomy trzęsienia ziemi, (OBE) i (SSE). Założeniem projektu dla (OBE) jest wytrzymałość wszystkich systemów i urządzeń elektrowni jądrowej w celu zachowania ciągłości produkcji energii bez niebezpieczeństwa publicznego i zaprojektowane tak, aby EJ nadal funkcjonowała.

Założeniem projektu dla (SSE) jest maksymalne wytłumienie drgań dla niezawodności systemów i urządzeń w elektrowni jądrowej koniecznych do zachowania ciągłości zasilania i pracy reaktora.

Systemy te, to konieczne do zapewnienia:

- ◆ stabilnego ciśnienia płynu chłodzącego reaktora
- ◆ wyłączenia reaktora oraz jego utrzymanie stanie wyłączenia

AREVA ZAPREZENTOWAŁA MODEL REAKTORA EPR



źródło: Rynek Infrastruktury
W maju b.r. w Warszawie francuski koncern energetyczny Areva, ubiegający się o kontrakt na dostawę technologii do pierwszej w Polsce elektrowni jądrowej, zaprezentował model siłowni opartej na reaktorze EPR™ generacji III+, którą oferuje. Celem ekspozycji trwającej 4 dni było zobrazowanie oraz ułatwienie zrozumienia procesu, jaki zachodzi w elek-

trowni jądrowej na poszczególnych etapach pracy, począwszy od dostawy paliwa jądrowego, poprzez działanie samego reaktora EPR™, kończąc na turbinie i wytwornicy energii elektrycznej. Przedstawiono również szczegółową analizę systemu bezpieczeństwa w kontekście wydarzeń, jakie miały miejsce w Fukushima w marcu 2011 roku.

“Możliwość pokazania modelu reaktora EPR™ to dla firmy Areva ogromna szansa zaprezentowania szerszej publiczności walorów technologii jądrowej, jaką nasza firma oferuje. Zbudowany i certyfikowany w Europie reaktor jest kluczowym produktem naszej firmy, który zostanie zaoferowany również Polsce. Mówiąc „w Europie” mam na myśli przede wszystkim sprawną współpracę z polskimi partnerami, bez barier i wiz.” – powiedział Adam Rozwadowski, dyrektor Areva Polska.

9 maja b.r. model reaktora EPR™ został zaprezentowany dwustu uczestnikom piątej edycji Letniej Szkoły Energetyki Jądrowej, zorganizowanej przez Narodowe Centrum Badań Jądrowych w Warszawie. W trakcie jednej z sesji przedstawiono szczegółową analizę systemu bezpieczeństwa reaktora EPR™ w kontekście wydarzeń jakie miały miejsce w japońskiej elektrowni Fukushima w marcu 2011 roku.

W dniach 10-11maja b.r. model reaktora został udostępniony również studentom w Instytucie Techniki Ciepłej Politechniki Warszawskiej.

Model EPR™ został przedstawiony również szerszemu gronu zainteresowanych w trakcie kolejnej już edycji Pikniku Naukowego, który odbył się 12 maja w Parku Rydza-Śmigłego. Szczegóły dotyczące działania reaktora EPR™ były prezentowane przez studentów oraz inżynierów specjalizujących się w energetyce jądrowej Koła Naukowego Energetyki Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej.

Po czterodniowej ekspozycji model reaktora wrócił na Pomorze, gdzie jest wystawiony na stałe w Gdańskim Parku Naukowo – Technologicznym.

ELEKTROWNIA JĄDROWA AP1000® WOBEĆ UTRATY ZASILANIA ELEKTRYCZNEGO



Jerzy Chrzanowski

Westinghouse Electric Company LLC, 1000 Westinghouse Dr., Cranberry Township, PA 16066 USA chrzanj@westinghouse.com

współpraca: Mats T. Olsson

Westinghouse Electric Sweden AB, Fredholmmsgatan 2, Vasteras, SE-721 63 Sweden olssonmt@westinghouse.com

Abstract.

The AP1000 Nuclear Power Plant is a unique, US NRC certified design which relies on the use of passive safety systems. This article describes the means the AP1000 would cope with loss of offsite and onsite power (Station Blackout). Safety features to shut down the reactor, cool down the reactor coolant system inventory, transfer decay heat to the ultimate heat sink and spent fuel pool treatment are presented in this paper. The innovative passive design of an AP1000 plant and the use of natural driving forces in lieu of AC powered equipment is also outlined.

Streszczenie

Elektrownia jądrowa AP1000 jest unikalnym, certyfikowanym przez amerykański dozór jądrowy projektem w którym szeroko zastosowano pasywne systemy bezpieczeństwa.

Niniejszy artykuł przedstawia jak AP1000 zareaguje w wypadku utraty zasilania w energię elektryczną ze źródeł zewnętrznych i wewnętrznych. Opisano rozwiązania, które doprowadzą do wyłączenia reaktora, utrzymania właściwej temperatury pierwotnego obiegu chłodzenia, odprowadzenia ciepła powyłłączeniowego do atmosfery, a także utrzymania w stanie bezpiecznym basenu z wypalonym paliwem. Przedstawiono w jaki sposób innowacyjne rozwiązania projektowe wykorzystują naturalne siły przyrody zamiast urządzeń zasilanych prądem przemiennym.

Wstęp

Od uruchomienia pierwszej, komercyjnej elektrowni jądrowej minęło niedawno 55 lat. Do dnia dzisiejszego elektrownie jądrowe na całym świecie przepracowały ponad 14,5¹ tysiąca reaktoro-lat. Biorąc pod uwagę szczególną wagę jaką przywiązuje się do bezpieczeństwa funkcjonowania tego typu instalacji, zasób wiedzy zgromadzony podczas ich eksploatacji jest ogromny. Aby część tych doświadczeń pełniej wykorzystać od połowy lat osiemdziesiątych ubiegłego wieku operatorzy elektrowni jądrowych w USA uczestniczyli w programie mającym na celu zestawienie w jednym opracowaniu (Utility Requirements Document - URD)² wymagań, których spełnienia oczekuje się od dostawców przyszłych elektrowni. Analogiczny proces przebiegał w Europie, gdzie powstał dokument European Utility Requirements (EUR). Projekty elektrowni AP600 i AP1000 od początku powstawały

¹ <http://world-nuclear.org/>

² Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document. Palo Alto, California : EPRI, 1999.

przy ścisłej współpracy z organizacjami powołanymi do przygotowania obu publikacji. W efekcie, w roku 2003 potwierdzona została zgodność AP1000 z URD, a w 2007 z EUR.

Amerykański dozór jądrowy (Nuclear Regulatory Commission - NRC) ostatecznie zatwierdził projekt AP1000 (Final Design Certification) w styczniu 2006 roku. Było to zapalenie zielonego światła dla trzech kontraktów na budowę sześciu bloków na terenie USA. Chiński dozór jądrowy (China National Nuclear Administration - NNSA) również zaaprobował rozwiązanie Westinghouse co pozwoliło na podpisanie w 2007 roku dwóch kontraktów na dostawę czterech bloków wraz z transferem technologii.

W AP600 i w AP1000 zaprojektowano pasywne³, uproszczone, niewymagające zasilania prądem przemiennym systemy bezpieczeństwa. Pozwoliło to na wyeliminowanie z drzewa zdarzeń probabilistycznej oceny ryzyka zarówno potencjalnych błędów obsługi, jak i wielu urządzeń (np. pomp cyrkulacyjnych, generatorów Diesla) czy całych układów (np. układ wody zasilającej, ruchowej).

Do opanowania awarii projektowych wykorzystano naturalne, przewidywalne zjawiska fizyczne i termodynamiczne, zachodzące wewnątrz rurociągów, zbiorników, na powierzchniach wymiany ciepła, wynikające z różnic temperatur czy ciśnień.

Zastosowane rozwiązania pozwoliły na zmniejszenie do $5 \cdot 10^{-7}$ (na rok) prawdopodobieństwo stopienia rdzenia (Core Damage Frequency- CDF) i do $6 \cdot 10^{-8}$ (na rok) prawdopodobieństwo skażenia środowiska (Large Release Frequency – LRF). Parametry CDF i LRF zmniejszono o dwa rzędy wielkości w porównaniu z obecnie pracującymi elektrowniami jądrowymi paradoksalnie - przez zmniejszenie ilości urządzeń i uproszczenie układów.

Z punktu widzenia operatorów ważny jest również czas w którym nie jest konieczna interwencja obsługi w celu spełnienia wymagań dozoru odnośnie konsekwencji awarii projektowych. Według wymagań zdefiniowanych w URD, w przypadku „elektrowni pasywnych” ma to być okres 72 godzin⁴, podczas gdy dla elektrowni wykorzystujących aktywne systemy bezpieczeństwa - 30 minut⁵.

W artykule przedstawiony zostanie przebieg zdarzeń w trzech ramach czasowych od momentu zainicjowania awarii: pierwsze 72 godziny, od 4-tej do 7-mej doby i okres późniejszy. Opisane zostaną elementy systemów bezpieczeństwa, wyjaśnione na czym polega ich pasywny charakter, oraz przedstawiony zostanie przebieg zdarzeń i warunki panujące w kluczowych elementach bloku. Niniejsza publikacja nie przedstawia wszystkich pasywnych układów bezpieczeństwa AP1000, a jedynie te, których działanie konieczne jest do opanowania omawianej awarii.

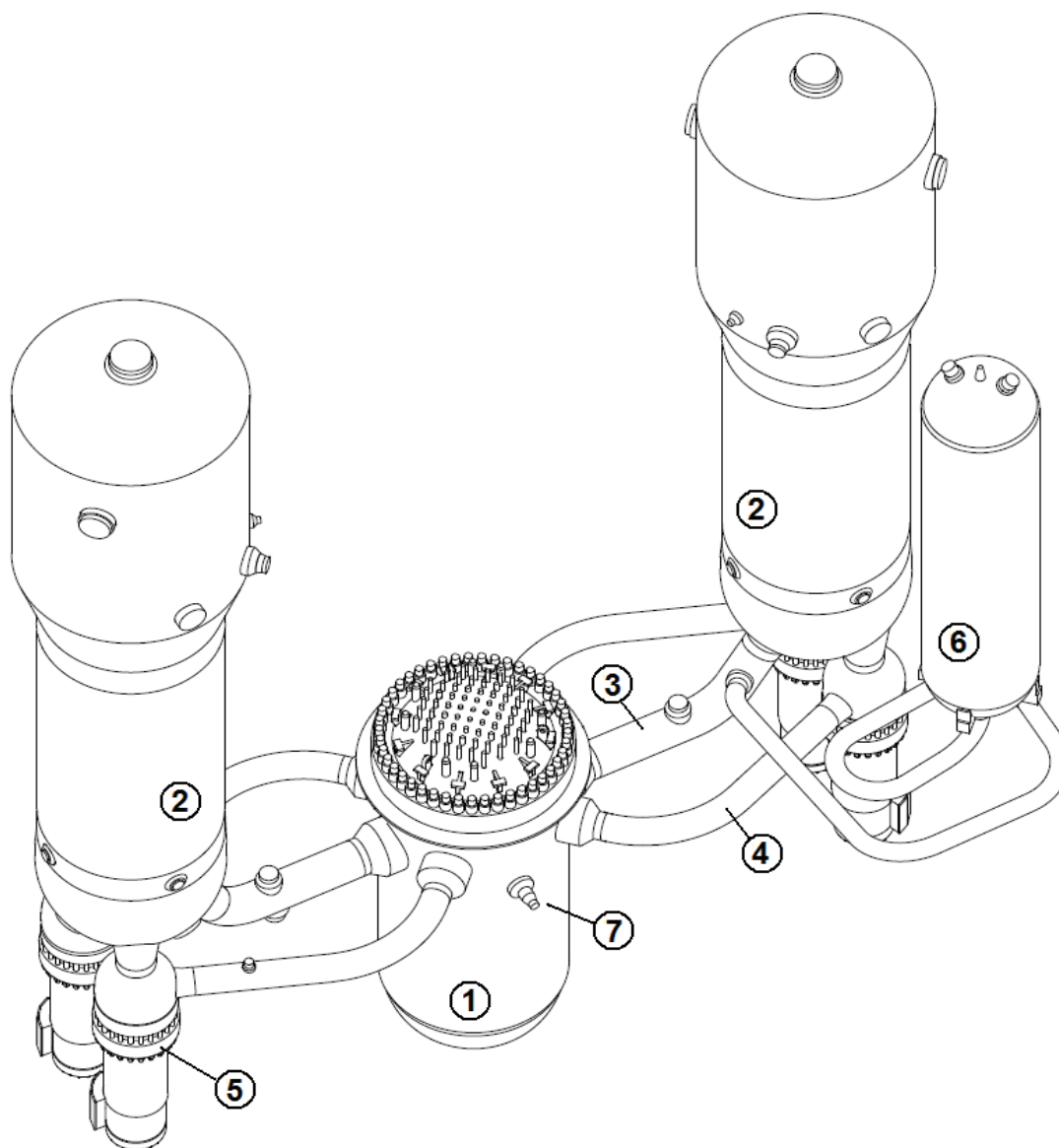
³Zob. definicja urządzeń pasywnych na końcu artykułu.

⁴URD tom III, rozdz. 1, pkt 2.3.2.9 str. 1.2-13

⁵URD tom II, rozdz. 1, pkt 2.3.2.9

Podstawowe wiadomości.

Blok elektrowni AP1000 posiada nominalną moc 1117 MWe i oparty jest na lekkowodnym reaktorze ciśnieniowym (PWR) o mocy termicznej 3415 MWt.

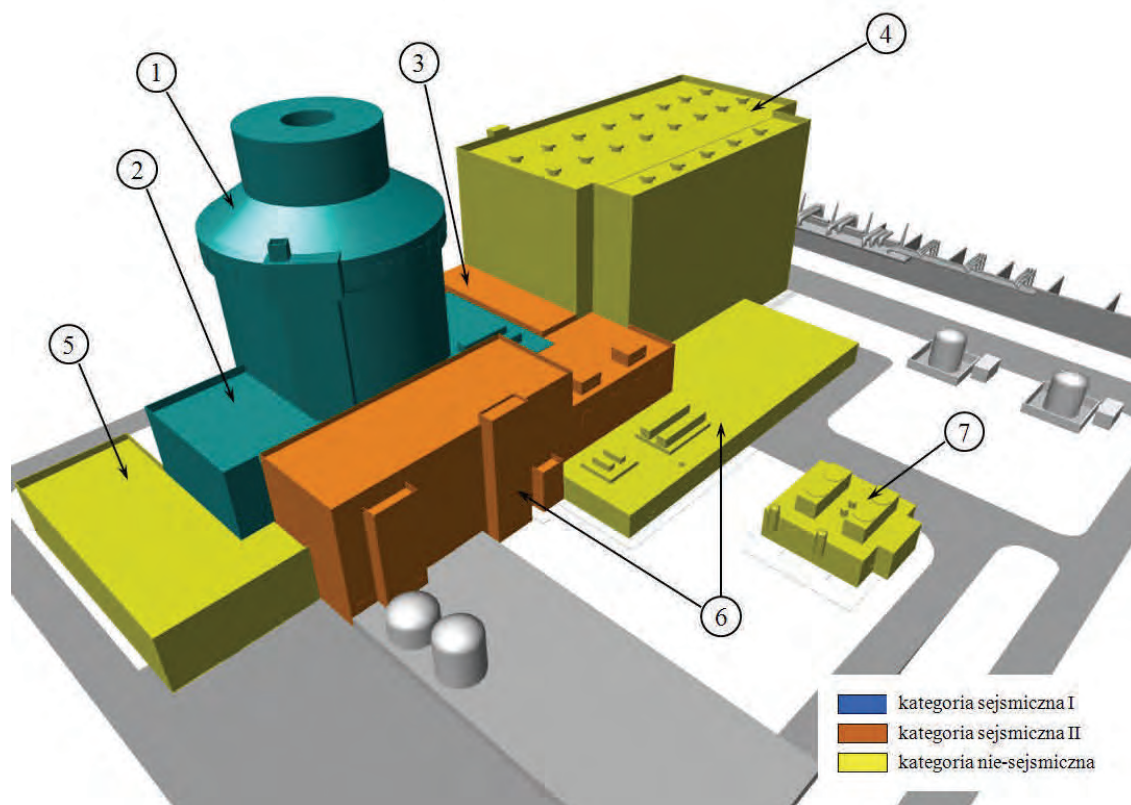


Rysunek 1. Pierwotny obieg chłodzenia reaktora AP1000 (Reactor Coolant System – RCS). 1) zbiornik reaktora, 2) wyrównownica pary, 3) gałąź gorąca (Hot Leg – HL), 4) gałąź zimna (Cold Leg – CL), 5) pompa cyrkulacyjna, 6) stabilizator ciśnienia, 7) króciec bezpośredniego wtrysku.

Zbiornik reaktora podłączony jest do dwóch pętli obiegu pierwotnego (Rysunek 1). Każda z nich składa się z rurociągu wylotowego z reaktora (Hot Leg – HL), wyrównownicy pary, dwóch głównych pomp cyrkulacyjnych (podłączonych bezpośrednio do wyrównownicy pary) i dwóch rurociągów powrotnych (Cold Leg – CL). Do jednej z pętli podłączony jest stabilizator ciśnienia. Rurociągi parowe z wyrównownic poprowadzone są przez przepusty w obudowie bezpieczeństwa do budynku maszynowni. Budynek główny jądrowy (Nuclear Island) posadowiony jest na jednolitej płycie fundamentowej i jest jedynym budynkiem I klasy sejsmicznej na terenie bloku. Wyłącznie wewnątrz tego budynku znajdują się wszystkie awaryjne układy służące do przeciwdziałania awarii jądrowej z udziałem paliwa w zbiorniku reaktora, w basenie wypalonego paliwa i wysokoradioaktywnych odpadów. Nie ma innych budynków i związanych z tym połączeń, kanałów i tuneli od których zależy bezpieczne wyłączenie reaktora i utrzymanie stanu bezpiecznego wyłączenia. Budynek

główny jądrowy jest funkcjonalnie podzielony na budynek osłonowy okalający obudowę bezpieczeństwa i budynek pomocniczy.

Z punktu widzenia rozpatrywanego zdarzenia istotne jest, że w budynku pomocniczym znajduje się siedem awaryjnych zespołów akumulatorów kwasowo-ołowiowych, których zadaniem jest zasilanie kluczowych urządzeń na prąd stały i zmienny (poprzez konwertery, UPS). Cztery niezależne zespoły zasilają niezbędne urządzenia pomiarowe, napędy zaworów oraz awaryjne oświetlenie wymagane w ciągu pierwszych 24 godzin od momentu zainicjowania awarii. Dwa (również niezależne) dostarczają energii do oświetlenia nastawni głównej i monitorowania kluczowych urządzeń pomiarowych przez 72 godziny. Siódmy zespół to akumulatory zapasowe, które mogą zastąpić którykolwiek z wymienionych poprzednio zespołów.



Rysunek 2. Budynki bloku AP1000: 1) budynek osłonowy (Shield Building), 2) budynek pomocniczy (Auxiliary Building), 3) „pierwsza galeria” (First Bay) budynku maszynowni, 4) budynek maszynowni (Turbine Building), 5) budynek odpadów radioaktywnych (Radwaste Building), 6) budynki „Annex”, 7) budynki generatorów awaryjnych (Diesel Generator Buildings).

(Opracowanie własne)

Awaria zasilania elektrycznego.

Amerkańska komisja dozoru jądrowego (*Nuclear Regulatory Commission* – NRC) w ramach kodeksu regulacji federalnych (*Code of Federal Regulations CFR*) Rejestr 10 (energetyka) w części 50.2⁶ definiuje awarię zasilania elektrycznego w elektrowni jądrowej (*Station*

Blackout) jako całkowitą utratę zasilania zewnętrznego z sieci elektroenergetycznej, przy jednoczesnym wyłączeniu turbiny i braku wewnętrznego zasilania awaryjnego prądem zmiennym. Awaria tego typu nie obejmuje utraty zasilania prądem zmiennym z innych (niepodłączonych trwale) źródeł prądu lub z akumulatorów (przez falowniki, UPS). Nie zakłada się równoczesnych pojedynczych awarii ani awarii projektowej (na przykład rozszczelnień rurociągów).

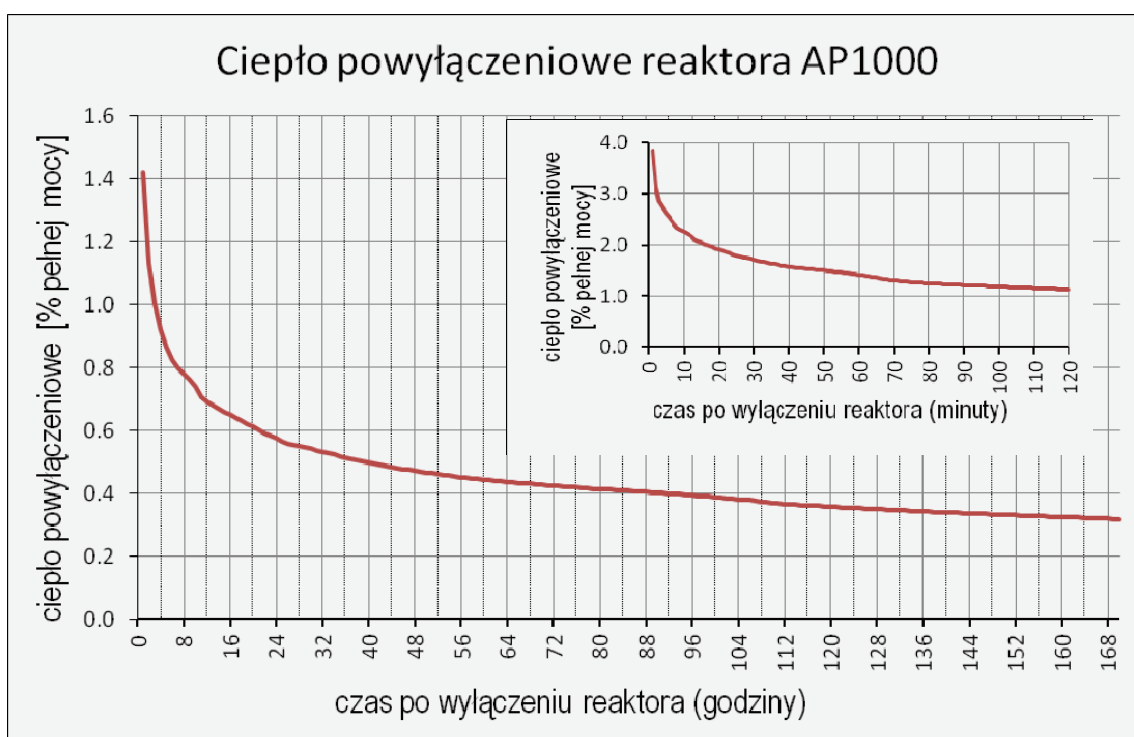
⁶10CFR20 Code of Federal Regulations, 2011. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/>

Ochrona reaktora i obudowy bezpieczeństwa.

Pierwsze 72 godziny

Utrata zasilania elektrycznego powoduje wytrząsk turbiny i awaryjne wyłączenie reaktora poprzez grawitacyjne wprowadzenie prętów regulacyjnych do rdzenia na skutek utraty zasilania elektromagnesów podtrzymująco-sterujących. Pompy cyrkulacyjne pierwotnego obiegu chłodzenia pozbawione zostają zasilania, jednak dzięki inercji koła zamachowego obracają się wytracając prędkość. Zasilanie zaworów odcinających przepustów przez obudowę bezpieczeństwa zostaje przekazane zespołom akumulatorów.

Po wyłączeniu reaktora, na skutek zachodzących reakcji jądrowych, wytwarzane jest w rdzeniu ciepło zwane ciepłem powyłłączeniowym (Rysunek 3). Energia ta musi być usuwana z rdzenia reaktora w sposób ciągły, by nie dopuścić do przegrzania i uszkodzenia paliwa.



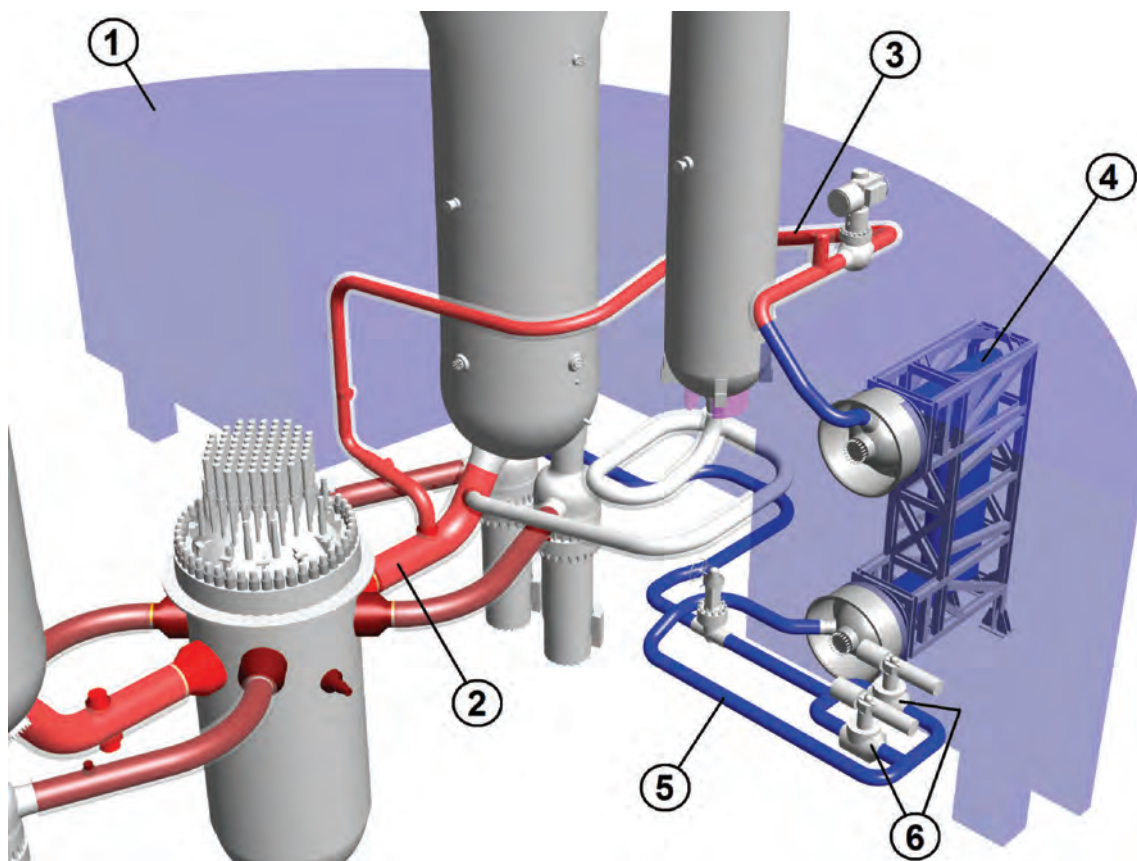
Rysunek 3. Krzywa generacji ciepła powyłłączeniowego w reaktorze AP1000 od momentu wyłączenia do 7 dni.
(Źródło: Westinghouse Electric Company)

W ciągu pierwszych 72 godzin doprowadzenie reaktora do stanu bezpiecznego i odprowadzenie ciepła powyłłączeniowego od rdzenia do otoczenia zapewniane jest przez trzy układy. Są to:

- do odprowadzania ciepła z rdzenia do obudowy bezpieczeństwa - pasywny wymiennik ciepła (*Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger – PRHR HX*), wraz z basenem magazynowym wody przeładunkowej (*Incontainment Refueling Water Storage Tank - IRWST*),
- do wtrysku wody z kwasem borowym - zbiornik wysokociśnieniowego wtrysku do zbiornika reaktora (*Core Makeup Tank – CMT*),
- do odprowadzania ciepła na zewnątrz obudowy bezpieczeństwa – pasywny układ chłodzenia obudowy bezpieczeństwa (*Passive Containment Cooling System – PCS*).

Odprowadzanie ciepła powyłaczeniowego od rdzenia do obudowy bezpieczeństwa.

Wewnątrz obudowy bezpieczeństwa znajduje się basen IRWST o pojemności 2100m³. Podczas kampanii przeładunkowej zgromadzony w nim roztwór kwasu borowego służy do wypełnienia basenu przeładunkowego na czas wymiany paliwa. Podczas normalnej pracy spełnia rolę awaryjnego bufora cieplnego i źródła wody dla niskociśnieniowego zalewania rdzenia w przypadku rozszczelnienia obiegu pierwotnego.



Rysunek 4. Pętla pasywnego wymiennika ciepła. 1) basen (IRWST), 2) gorąca gałąź pierwotnego obiegu chłodzenia (HL), 3) rurociąg doprowadzający wodę do wymiennika ciepła, 4) wymiennik ciepła (PRHR HX), 5) rurociąg powrotny, 6) pneumatyczne zawory odcinające.

(Opracowanie własne)

Zanurzony w IRWST wymiennik ciepła (PRHR HX) podłączony jest dwoma rurociągami do jednej z pętli pierwotnego układu chłodzenia (Rysunek 4). Rurociąg doprowadzający podłączony jest do rurociągu powrotnego z reaktora (gorąca gałąź pętli – HL) i z ciągłym wzniosem poprowadzony jest aż do najwyższego punktu, gdzie uformowana jest pułapka termiczna. Takie trasowanie wraz z izolacją termiczną zapewnia naturalną konwekcję wody wewnątrz rurociągu i utrzymanie w nim gorącej wody o temperaturze zbliżonej do tej, która panuje w pierwotnym układzie chłodzenia. Za pułapką termiczną rurociąg podłączony jest do króćca wlotowego górnej części wymiennika ciepła. Rurociąg powrotny z dolnej części wymiennika poprowadzony jest ze spadkiem, aż do komory w dolnej części wytwornicy pary. Jest to przestrzeń o najniższym ciśnieniu w pętli obiegu pierwotnego, gdyż znajdują się tam króćce wlotowe dwóch głównych pomp cyrkulacyjnych. Podczas pracy reaktora zarówno wymiennik ciepła jak i rurociągi są gotowe do awaryjnego odbioru ciepła; w rurociągu doprowadzającym utrzymuje się woda gorąca, a w rurociągu powrotnym i w wymienniku - woda zimna, o temperaturze otoczenia. Jedynie dwa równoległe, normalnie zamknięte zawory na rurociągu powrotnym zapobiegają cyrkulacji, która wystąpiłaby na skutek zarówno różnicy gęstości wody w obu częściach pętli jak i różnicy ciśnień wynikającej z punktów podłączenia do pierwotnego obiegu chłodzenia.

Podczas zaplanowanego wyłączenia reaktora pierwszy etap schładzania pierwotnego układu chłodzenia realizowany jest przy pomocy wytwornicy pary. W procesie tym biorą czynny udział między innymi pompy wody zasilającej, główne pompy cyrkulacyjne, upusty pary do skraplacza, pompy próżniowe, układ chłodzenia skraplacza. Rozważana w niniejszej pracy awaria typu *blackout* powoduje zanik zasilania wszystkich tych urządzeń. Wzrost ciśnienia w głównych rurociągach parowych powoduje otwarcie zaworów bezpieczeństwa i w konsekwencji następuje szybkie obniżanie się poziomu wody w wytwornicach pary po stronie obiegu wtórnego. System monitorowania i ochrony (*Protection and Safety Monitoring System – PMS*) aktywuje pasywny układ chłodzenia poprzez otwarcie jednego z dwóch zaworów na rurociągu powrotnym z PRHR HX⁷. Celowo zastosowana inercja głównych pomp cyrkulacyjnych wspomaga uruchomienie przepływu wody przez pasywny wymiennik ciepła. Dalsza cyrkulacja wymuszona jest wyłącznie przez różnicę gęstości wody w rurociągach.

Ogrzana w rdzeniu woda wydostaje się przez króciec wylotowy ze zbiornika reaktora i unosi się rurociągiem doprowadzającym do wymiennika ciepła. Chłodzona spływa do dolnej komory wytwornicy pary, opływa wirniki pomp i przez dwie zimne gałęzie pętli obiegu pierwotnego wpływa z powrotem do zbiornika reaktora. Ciepło powyłączeniowe jest odbierane od rdzenia w sposób ciągły.

W momencie rozpoczęcia chłodzenia awaryjnego woda w basenie ma temperaturę otoczenia. Pozwala to na maksymalną wymianę ciepła zaraz po uruchomieniu przepływu, kiedy jest największe zapotrzebowanie na odbiór energii. W miarę upływu czasu i wzrostu temperatury wody w basenie zmniejsza się strumień odbieranego ciepła, w dalszym ciągu jednak spełnia założone kryteria, gdyż jednocześnie maleje ilość ciepła powyłączeniowego generowanego w rdzeniu (zob. Rysunek 3). Dopływ ciepła do basenu doprowadza wodę do stanu wrzenia a coraz intensywniej powstająca para przedostaje się do wnętrza obudowy bezpieczeństwa przez luki wentylacyjne w pokrywie basenu.

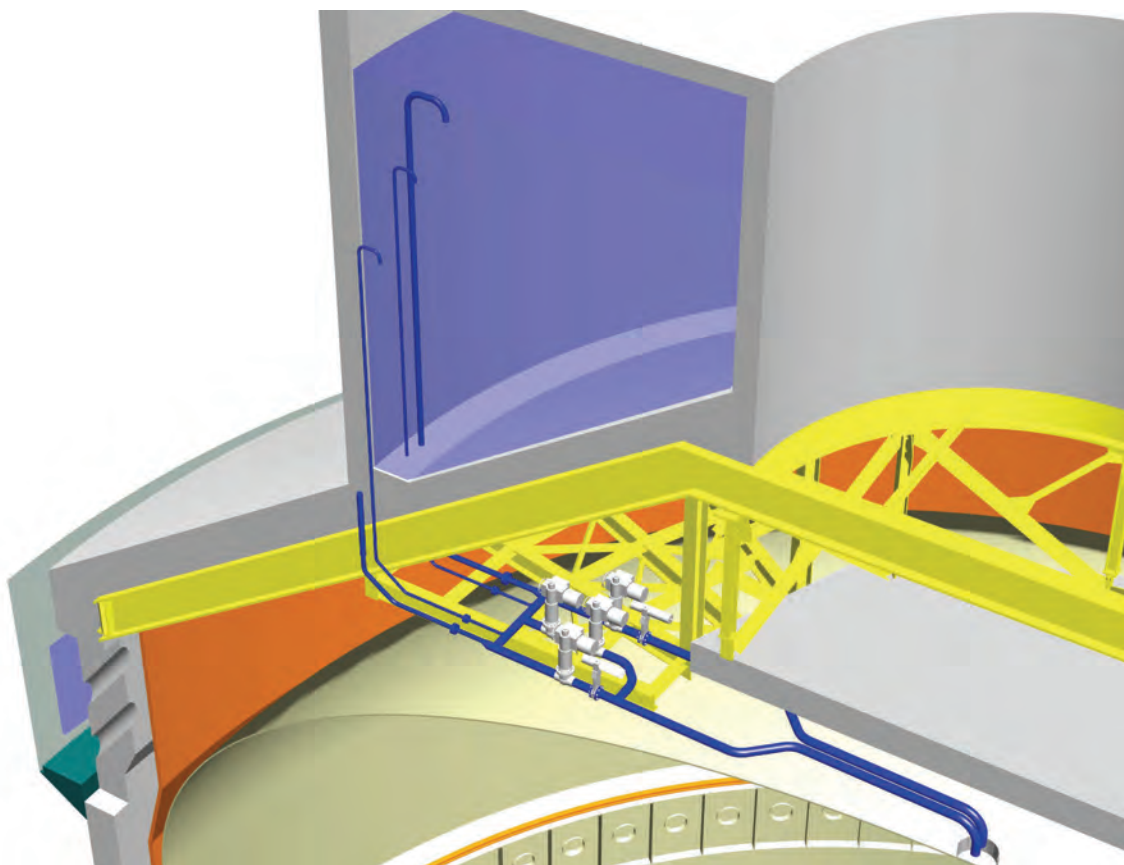
W AP1000 obudowę bezpieczeństwa (*Containment Vessel – CV*) stanowi wolnostojący, ciśnieniowy zbiornik stalowy. Na jego wewnętrznych ściankach zachodzi kondensacja pary, a tym samym przekazanie ciepła. Skropliny spływają po powierzchni obudowy bezpieczeństwa i zebrane w rynnie, zostają grawitacyjnie skierowane z powrotem do basenu. Ciepło przekazane podczas kondensacji pary zostaje finalnie odebrane przez przepływające po zewnętrznej stronie obudowy powietrze atmosferyczne. Obudowa bezpieczeństwa spełnia zatem rolę wymiennika ciepła o powierzchni czynnej około 5500m². Konstrukcja budynku osłonowego chroniącego obudowę bezpieczeństwa zapewnia i ułatwia konwekcyjny przepływ powietrza.

⁷ Zawory te mają napędy pneumatyczne i otwierają się również w przypadku utraty ciśnienia w układzie sprężonego powietrza, lub braku zasilania prądem stałym zaworu sterującego (*fails open*).

Odprowadzanie ciepła na zewnątrz obudowy bezpieczeństwa.

W początkowym okresie działania pętli PRHR HX ilość ciepła powyłaczeniowego generowanego w rdzeniu jest większa od zdolności jego odbioru przez powietrze atmosferyczne z zewnętrznej powłoki obudowy bezpieczeństwa. Aby uniknąć nadmiernego wzrostu ciśnienia wewnątrz obudowy konieczne jest jej zraszanie.

Źródłem wody jest zbiornik (*Passive Containment Cooling Tank – PCS*) o pojemności prawie 3000m³ umieszczony w górnej części budynku osłonowego. Gdy ciśnienie wewnątrz obudowy bezpieczeństwa osiągnie ustaloną wartość, jeden z trzech niezależnych zaworów na rurociągach spustowych otwiera się i woda grawitacyjnie sływa na powierzchnię górnej kopuły obudowy⁸.



Rysunek 5. Konfiguracja rurociągów spływowych ze zbiornika PCS na kopułę obudowy bezpieczeństwa.

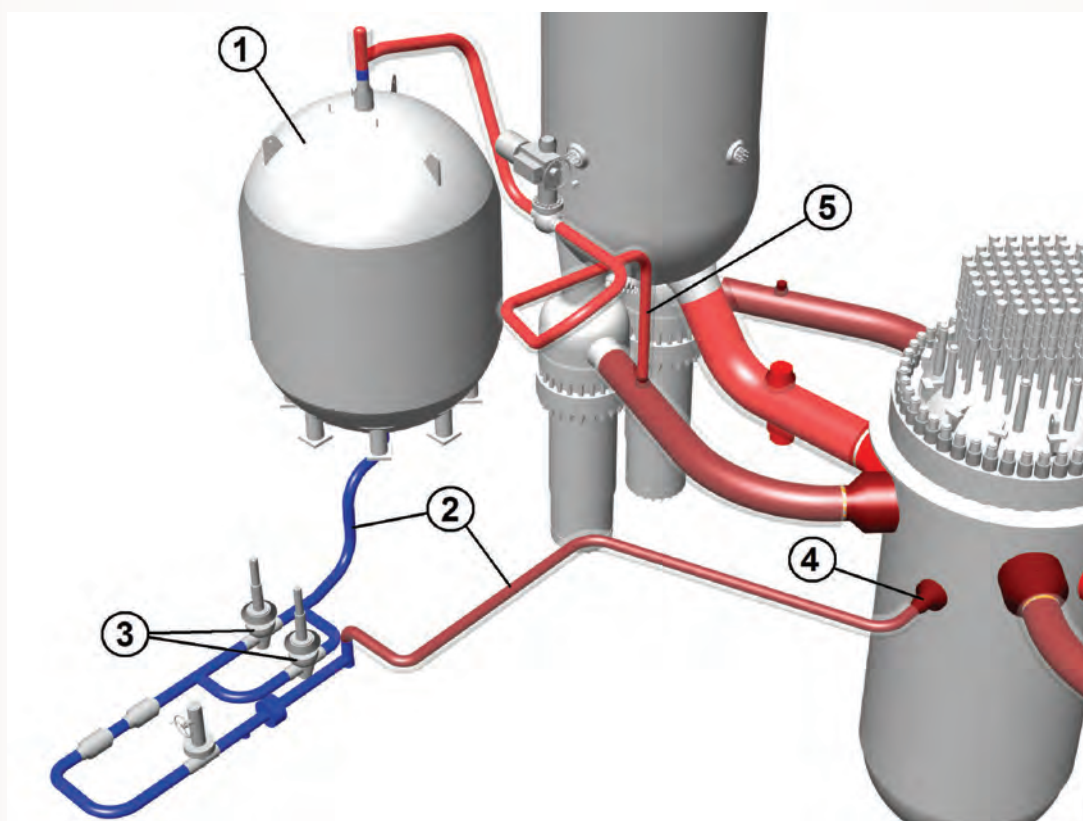
(Opracowanie własne)

Wypływ jest kontrolowany przez przelewy, umieszczone na różnych, ściśle określonych głębokościach (Rysunek 5). Z początku, gdy ciepła powyłaczeniowego jest najwięcej, woda wypływa czterema ujściami. W miarę upływu czasu, opadania poziomu wody w zbiorniku, ale i zmniejszania się ilości ciepła powyłaczeniowego, kolejne przelewy zostają odkryte zmniejszając wypływający strumień. W ten sposób zoptymalizowano zużycie wody bez aktywnych zaworów regulujących i urządzeń pomiarowych.

⁸Dwa z tych zaworów mają napędy pneumatyczne i otwierają się również w przypadku utraty ciśnienia w układzie sprężonego powietrza, lub braku zasilania prądem stałym zaworu sterującego (*fails open*).

Uzupełnianie wody z kwasem borowym.

Przebieg niektórych awarii wymaga maksymalnego spowolnienia reakcji jądrowych w reaktorze. Wewnątrz obudowy bezpieczeństwa znajdują się dwa zbiorniki (*Core Makeup Tank - CMT*), które są głównymi elementami wysokociśnieniowego wtrysku wody uzupełniającej wraz z substancją pochłaniającą neutrony - roztworu kwasu borowego. Zbiorniki te zawierają roztwór kwasu borowego o koncentracji ponad dwukrotnie większej niż maksymalna w pierwotnym obiegu chłodzenia⁹. Obie pętle CMT zlokalizowane są powyżej rdzenia (*Rysunek 6*), a podczas pracy reaktora zarówno zbiorniki, jak i rurociągi łączące są pod ciśnieniem pierwotnego obiegu chłodzenia. Zimne nitki stanowią zbiorniki wraz z rurociągami wtryskowymi. Gorącą część pętli tworzą poprowadzone ze stałym wzniosem, izolowane termicznie rurociągi od obiegu pierwotnego (*cold legs*) aż do pułapek termicznych tuż nad górnymi króćcami zbiorników CMT. Analogicznie jak w przypadku PRHR HX siłą napędową iniekcji wody uzupełniającej jest grawitacja wykorzystująca różnice gęstości wody¹⁰. Dzięki opisanej konfiguracji ponad 140m³ zgromadzonej w nich roztworu kwasu borowego jest cały czas pod wymaganym ciśnieniem i gotowe do użycia. Naturalnej cyrkulacji zapobiegają dwa równoległe zawory odcinające na każdym z rurociągów wtryskowych.



Rysunek 6. Jedna z dwóch pętli wysokociśnieniowego wtrysku wody uzupełniającej (*Core Makeup*). 1) Zbiornik CMT, 2) rurociąg wtryskowy, 3) pneumatyczne zawory odcinające, 4) króciec bezpośredniego wtrysku (DVI), 5) gorący rurociąg łączący

(Opracowanie własne)

⁹ stężenie roztworu dostosowuje się do warunków panujących w rdzeniu w miarę wypalania się paliwa.

¹⁰ W pewnych warunkach w rurociągu gorącym może dojść do wrzenia i rurociąg wypełni się parą - szybkość iniekcji zwiększy się

Uruchomienie wysokociśnieniowego, awaryjnego wtrysku roztworu kwasu borowego do pierwotnego obiegu chłodzenia polega na otwarciu jednego z zaworów¹¹ odcinających na rurociągach wylotowych ze zbiorników CMT. Natychmiast następuje wprowadzenie zimnego roztworu bezpośrednio do zbiornika reaktora. Spowalnia to reakcje jądrowe w rdzeniu oraz obniża temperaturę pierwotnego układu chłodzenia. Dla oczekiwanego efektu wystarczy by otworzył się jeden z czterech zaworów na jednej z dwóch pętli CMT.

W ciągu 36 godzin od początku zdarzenia (wobec wymaganych 72) pasywne działanie sukładów chłodzenia reaktora oraz chłodzenia obudowy bezpieczeństwa spowoduje przejście reaktora do stanu bezpiecznego wyłączenia (safe shutdown). Oznacza to sprowadzenie reaktywności reaktora poniżej 0,99 i średniej temperatury w pierwotnym obiegu chłodzenia poniżej 215°C¹².

Trzy podstawowe kryteria bezpieczeństwa pozostają spełnione:

- wyłączenie reaktora – pręty regulacyjne znajdują się w rdzeniu, chłodziwo ma podwyższoną zawartość kwasu borowego,
- utrzymanie chłodzenia – działa pętla PRHR HX, ciepło zostaje przekazane obudowie bezpieczeństwa, powietrze atmosferyczne chłodzi obudowę,
- izolacja potencjalnych produktów rozszczepienia wewnątrz obudowy bezpieczeństwa
⇒ obudowa pozostaje zamknięta, nie ma niebezpieczeństwa rozszczelnienia rurociągów przepompowujących media chłodzące do i z obudowy bezpieczeństwa.

72 godziny do 7 dni

Przyjmuje się, że po 72 godzinach wszystkie zespoły baterii są wyczerpane a zbiornik PCS pozostaje pusty. Dopiero w tym momencie konieczne jest uruchomienie źródła prądu przemiennego w celu oświetlenia nastawni, zasilania urządzeń pomiarowych, a także uruchomienia pomp uzupełniających wodę w zbiorniku PCS (oraz w basenie wypalonego paliwa; zob. dalsza część artykułu). Na terenie bloku elektrowni znajdują się dwa 4MW główne (standby) awaryjne generatory zasilane silnikami wysokoprężnymi, umieszczone w osobnych, sąsiadujących budynkach (zob. Rysunek 2). W przypadku omawianej awarii nie jest możliwe jednak ich użycie. Natomiast dostępne są dwa pomocnicze (anciliary), 80kW generatory znajdujące się w budynku Annex. Z racji swojej konstrukcji nie mieszczą się w definicji źródeł prądu przemiennego niedostępnych w ramach awarii typu blackout. W przypadku, gdy generatory pomocnicze nie zadziałają, istnieją przyłącza którymi można dostarczyć energię z generatorów przenośnych. Ilość zgromadzonego oleju napędowego dla każdego z silników wysokoprężnych wystarcza na 4 doby działania.

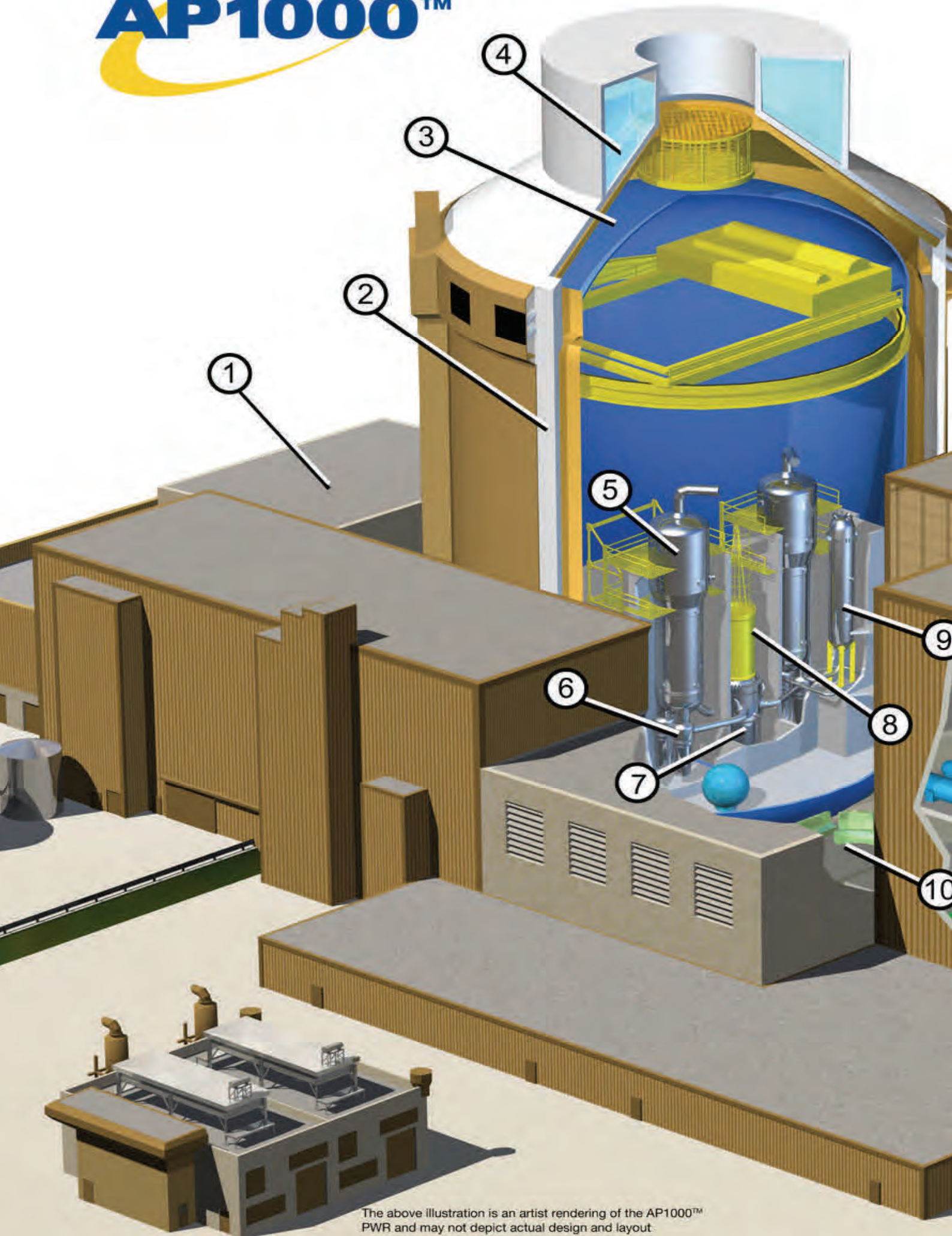
Zasilane z generatorów pomocniczych pompy układu PCS dostarczają wodę do zbiornika na szczycie budynku osłonowego kontynuując zraszanie obudowy bezpieczeństwa. Źródłem wody jest zlokalizowany w pobliżu zbiornik magazynowy (zob. Rysunek 8) o pojemności 3500m³. Zapas ten zapewnia utrzymanie wymaganego wydatku wody (około 23m³/godz.) przez cztery dni¹³. Pozwala to na utrzymanie odpowiedniego ciśnienia wewnątrz obudowy bezpieczeństwa przy ilości generowanego ciepła powyłączeniowego właściwego dla okresu po trzech dobach od wyłączenia reaktora.

¹¹ Zawory te mają napędy pneumatyczne i otwierają się również w przypadku utraty ciśnienia w układzie sprężonego powietrza, lub braku zasilania prądem stałym zaworu sterującego (fails open)

¹² AP1000 Design Control Document, część 2, tabela 16.1.1

¹³ Zbiornik zapewnia też wodę do awaryjnego uzupełniania wody w basenie wypalonego paliwa.

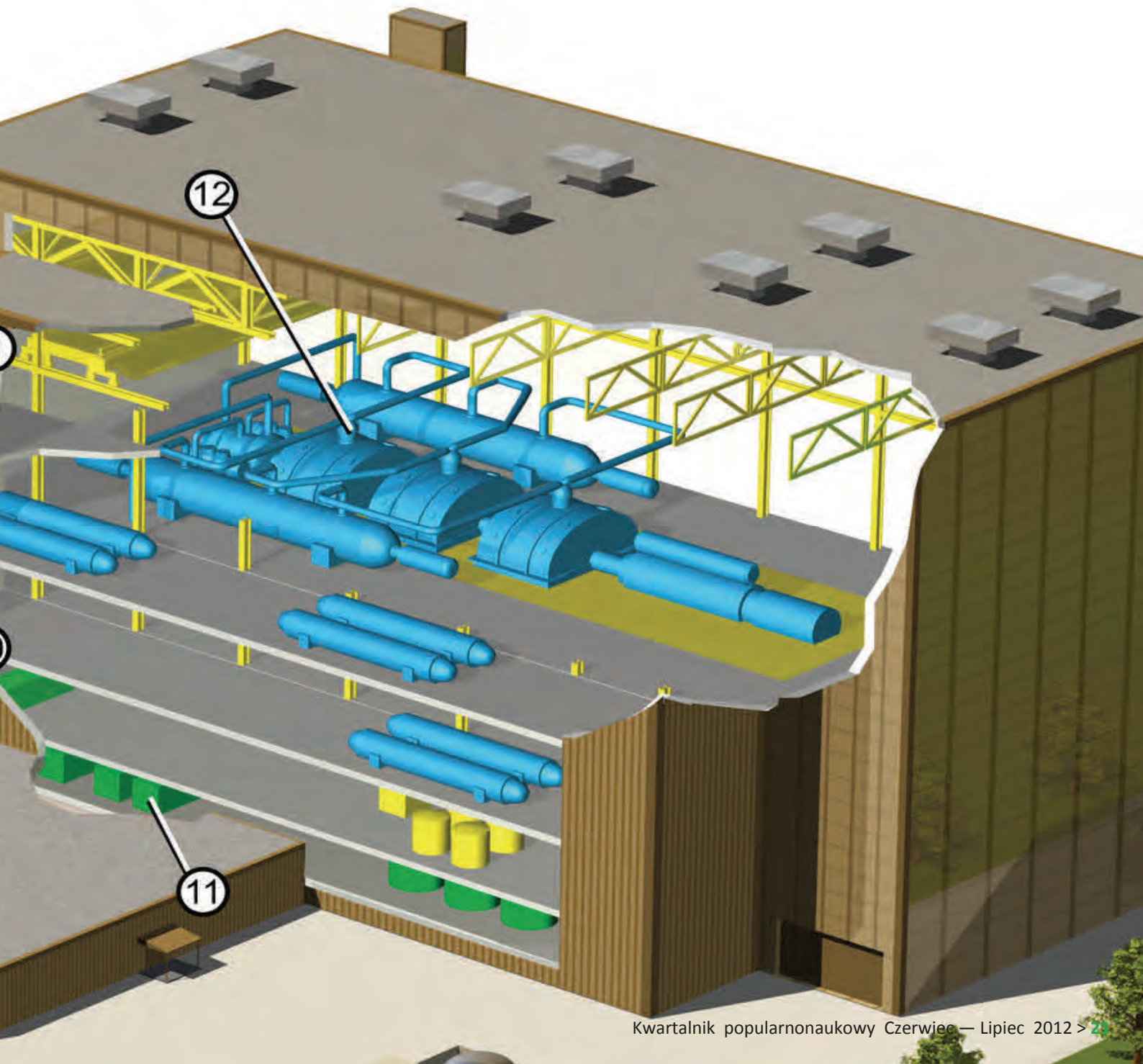
AP1000™



The above illustration is an artist rendering of the AP1000™ PWR and may not depict actual design and layout.

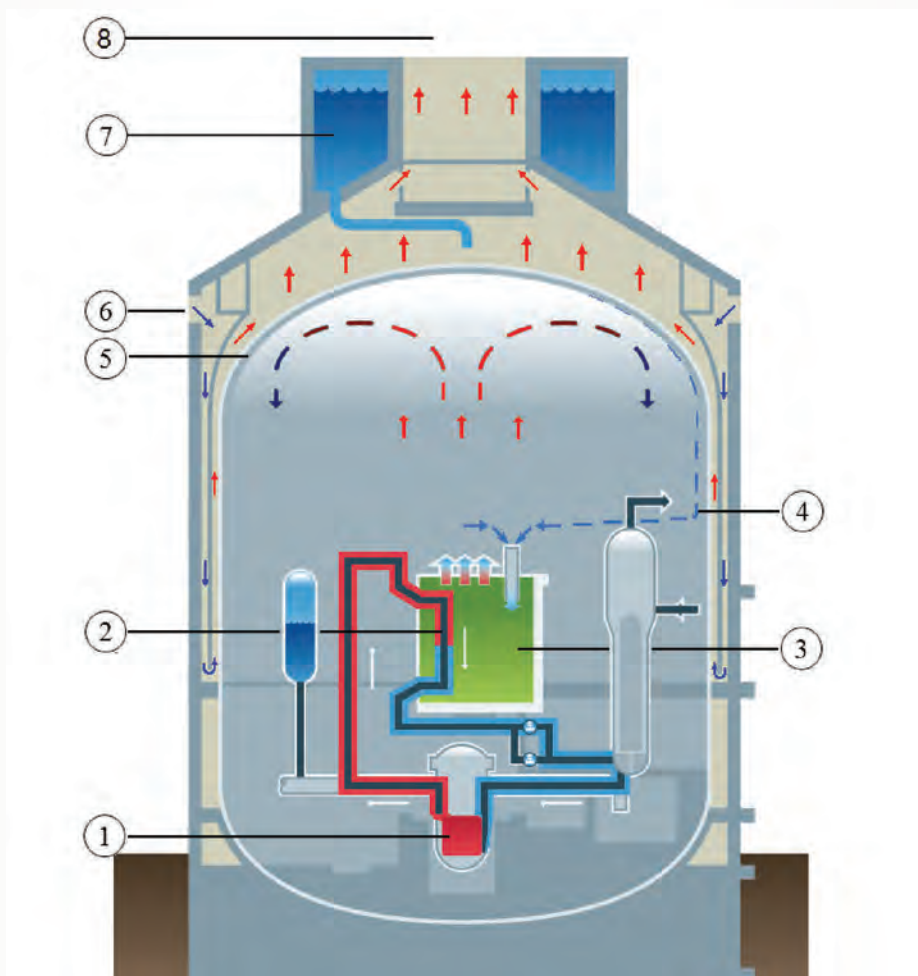
1. Fuel-handling Area
2. Concrete Shield Building
3. Steel Containment
4. Passive Containment Cooling Water Tank
5. Steam Generators (2)
6. Reactor Coolant Pumps (4)

7. Reactor Vessel
8. Integrated Head Package
9. Pressurizer
10. Main Control Room
11. Feedwater Pumps
12. Turbine Generator



Po 7 dniach

Jeżeli do 7 dniach od zaistnienia awarii, nie uda się uruchomić zasilania elektrycznego w celu uruchomienia standardowych układów chłodzenia, konieczne jest uzupełnienie paliwa w zbiornikach oleju napędowego generatora pomocniczego (*anciliary*). Ponieważ zbiornik rezerwowy PCS może zostać już do tego momentu opróżniony, wykorzystuje się dodatkowe zbiorniki z wodą dostępne na terenie bloku (Rysunek 8). Są to: zbiornik magazynowy wody zdemineralizowanej (380m³), zbiornik magazynowy kondensatu (1840m³), zbiorniki wody przeciwpożarowej (razem 3500 m³), zbiornik magazynowy kwasu borowego (300 m³), basen magazynowy wody ruchowej chłodni wentylatorowych (1500m³). Wraz z basenami chłodni kominowych całkowita ilość wody dostępnej na terenie elektrowni wynosi ponad 10 000 m³.



Rysunek 7. Działanie pasywnych systemów odprowadzania ciepła od rdzenia do atmosfery. 1) rdzeń, 2) pasywny wymiennik ciepła (PRHR HX), 3) basen (IRWST), 4) powrót skroplin do basenu IRWST, 5) stalowy zbiornik obudowy bezpieczeństwa (CV), 6) wlot powietrza, 7) zbiornik wody PCS, 8) wylot powietrza.

(Źródło: Westinghouse Electric Company)

Na ścianie zewnętrznej budynku pomocniczego znajdują się podłączenia umożliwiające doprowadzenie wody uzupełniającej bezpośrednio do zbiornika PCS (a także do basenu wypalonego paliwa) przy pomocy wozów straży pożarnej lub motopomp.

W wyniku tych działań ciepło reakcji jądrowej zostanie bezpiecznie odprowadzone do atmosfery, a reaktor pozostanie w stanie bezpiecznego wyłączenia.

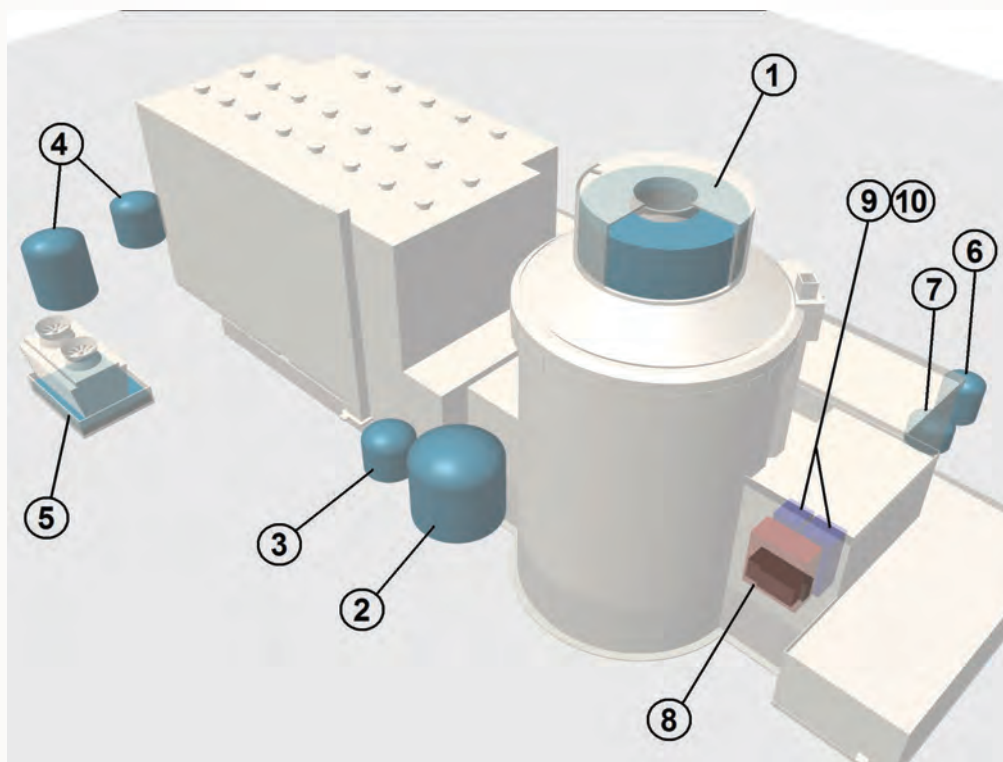
Przypadki szczególne.

Brak wody po trzech dobach.

W założeniach projektowych przyjmuje się, że po 72 godzinach od zainicjowania awarii obudowa bezpieczeństwa pozostaje stale zraszana wodą. W przypadku braku możliwości jej dostarczenia, chłodzenie będzie odbywało się przez powietrze opływające suchą powietrzną zbiornika. Wobec mniejszej intensywności chłodzenia, ciśnienie wewnątrz zbiornika będzie powoli rosło i osiągnie maksimum (poniżej nominalnego ciśnienia projektowego obudowy bezpieczeństwa) po dwóch dniach. Później, w miarę spadku ilości generowanego ciepła powyłaczeniowego chłodzenie przez suchy płaszcz będzie wystarczające i ciśnienie będzie spadać. Konsekwencją takiego scenariusza będą dodatkowe badania techniczne, które będzie musiała przejść obudowa przed powtórny dopuszczeniem do eksploatacji. Nie dojdzie jednak do rozszczelnienia obudowy i wydostania się potencjalnie obecnych wewnątrz produktów rozszczepienia.

Awaria akumulatorów.

Wartym podkreślenia jest fakt, że zawory uruchamiające przedstawione powyżej układy otwierają się w zarówno w przypadku utraty zasilania sprężonym powietrzem jak i braku zasilania prądem (zawory elektromagnetyczne sterujące sprężonym powietrzem). Ma to szczególne znaczenie w przypadku, gdy wraz z awarią zasilania nastąpi utrata wszystkich akumulatorów (na przykład przez zalanie pomieszczeń). W takim przypadku nie będą dostępne ani systemy pomiarowe ani systemy sterowania. Natomiast układy tworzące łańcuch odprowadzania ciepła od rdzenia na zewnątrz obudowy bezpieczeństwa uruchomią się samoczynnie, w tym samym momencie. Również zawory odcinające na przepustach obudowy bezpieczeństwa zamkną się przy braku zasilania nie dopuszczając do wydostania się potencjalnych produktów rozszczepienia na zewnątrz.



Rysunek 8. Rozmieszczenie zbiorników z wodą na terenie bloku. 1) PCS, 2) zbiornik magazynowy PCS, 3) zbiornik kondensatu, 4) zbiorniki wody p.poż., 5) baseny chłodni wentylatorowych, 6) zbiornik wody zdeminiaralizowanej, 7) zbiornik roztworu kwasu borowego, 8) basen wypalonego paliwa, 9) zbiornik dekontaminacji pojemników transportowych, 10) basen załadunkowy pojemników transportowych. Nie pokazano zbiorników wewnątrz obudowy bezpieczeństwa.

(Opracowanie własne)

Basen z wypalonym paliwem.

Wydzieloną część budynku pomocniczego zajmują pomieszczenia i urządzenia gospodarki paliwem. Są to między innymi basen wypalonego paliwa, kanał przeładunkowy, baseny załadunku kontenerów transportowych, magazyn świeżego paliwa, suwnica, maszyna przeładunkowa itp..

W wypalonym paliwie cały czas generowane jest ciepło na skutek reakcji jądrowych. Całkowita ilość energii, którą należy z paliwa odebrać zależy od jego stopnia wypalenia, ilości zgromadzonych kaset i czasu jaki upłynął od momentu wyjęcia ich z reaktora. Układ chłodzenia i oczyszczania (Spent Fuel Pool Cooling System – SFS) zapewnia utrzymanie właściwych parametrów wody w basenach. Ponad paliwem znajduje się ponad 440m³ wody z lustrem wody na poziomie około 7,5m ponad górną krawędzią kaset.

Pierwsze 72 godziny

Awaria zasilania prądem zmiennym powoduje zatrzymanie pomp cyrkulacyjnych obiegu chłodzenia basenu. Generowane w paliwie ciepło powoduje wzrost temperatury wody i po trzech - ośmiu godzinach (w zależności od stanu i ilości zgromadzonego paliwa) pozbawiona chłodzenia zaczyna wrzeć, a wewnątrz hali przeładunkowej wypełnia się parą. W ścianie budynku znajduje się prostokątny otwór zaślepiony zamkniętą, samootwierającą się klapą. Czujnik temperatury inicjuje jej otwarcie (opadnięcie) gdy temperatura wewnątrz hali osiągnie około 74°C. Para znajduje ujście na zewnątrz budynku, intensywne parowanie z basenu powoduje powolne obniżanie się poziomu lustra wody nad kasetami paliwowymi.

W bezpośrednim sąsiedztwie basenu wypalonego paliwa znajdują się: zbiornik dekontaminacji pojemników transportowych (cask wash-down pit) o pojemności 120m³ i basen załadunkowy pojemników transportowych (cask loading pit) z 240m³ wody dostępnej powyżej górnego poziomu kaset. Jednokrotne otwarcie zaworów na rurociągach łączących pozwala na grawitacyjne uzupełnianie wody w basenie wypalonego paliwa. Uzupełnianie z zasobu samego tylko zbiornika dekontaminacji jest wystarczające, by w ciągu pierwszych 72 godzin nie doszło do odkrycia kaset paliwowych.

72 godziny do 7 dni

Po 72 godzinach uruchamiany jest pomocniczy (ancillary) generator napędzany silnikiem wysokoprężnym. Zasilana z niego jedna z dwóch pomp układu PCS dostarcza wodę do basenu wypalonego paliwa z zewnętrznego zbiornika magazynowego PCS (zob. Rysunek 8). W zbiorniku tym zarezerwowany jest czterodniowy zapas wody uzupełniającej zarówno na potrzeby uzupełniania wody w basenie wypalonego paliwa jak i do chłodzenia obudowy bezpieczeństwa (o czym wspomniano wcześniej).

Po 7 dniach

Do utrzymania wymaganego poziomu wody w basenie z wypalonym paliwem potrzebny jest wydatek około 8m³/godz. wody uzupełniającej. Po opróżnieniu zbiornika magazynowego PCS mogą być użyte zasoby zbiorników wymienionych poprzednio (zob. Rysunek 8). Użycie napędzanej silnikiem wysokoprężnym pompy systemu przeciwpożarowego (umieszczonej w budynku maszynowni), będących na wyposażeniu bloku przenośnych motopomp, czy wozów bojowych straży pożarnej umożliwia ciągłe uzupełnianie wody w basenie wypalonego paliwa.

Przypadek szczególny

Awaria podczas kampanii przeładunkowej.

Podczas kampanii przeładunkowej cały rdzeń jest przeniesiony do basenu wypalonego paliwa. Podczas awarii zasilania stan wrzenia zostanie osiągnięty już po około dwóch godzinach. Ponieważ zraszanie obudowy bezpieczeństwa nie jest konieczne (reaktor jest pusty), cała objętość zbiornika PCS jest dostępna dla grawitacyjnego uzupełniania wody w basenie. Wymagane jest tylko jednorazowe otwarcie zaworów przez obsługę.

Nastawnia główna.

Nastawnia główna znajduje się w budynku pomocniczym. Muszą być w niej zapewnione warunki umożliwiające przebywanie obsługi w sytuacjach kryzysowych. Awaria zasilania prądem zmiennym powoduje zatrzymanie systemów wentylacji i klimatyzacji. System pomiarów i kontroli (PMS) izoluje pomieszczenia nastawni głównej chroniąc obsługę przed skutkami potencjalnej emisji substancji radioaktywnych z obudowy bezpieczeństwa. W budynku pomocniczym znajduje się zespół butli ze sprężonym powietrzem, którego pojemność została dobrana na 72 godziny zaopatrzenia nastawni. Zawory odcinające otwierają dopływ powietrza z butli utrzymując lekkie nadciśnienie w pomieszczeniach. Po trzech dobach uzupełnienie powietrza w butlach można zrealizować z innych zbiorników sprężonego powietrza, bądź przy pomocy kompresorów przewoźnych. Specjalnie zaprojektowany sufit nastawni i innych pomieszczeń elektrycznych stanowi bufor przejmujący ciepło pochodzące z urządzeń i z obecności obsługi. Kiedy uruchomione zostają generatory pomocnicze (anciliary) wymianę powietrza przejmują wentylatory przenośne będące na wyposażeniu nastawni, korzystające ze standardowego systemu przewodów doprowadzających.

Podsumowanie.

W przypadku braku zasilania prądem zmiennym ze źródeł zewnętrznych i potrzeb własnych pasywne układy bezpieczeństwa doprowadzą reaktor AP1000 do stanu bezpiecznego wyłączenia w czasie wymaganych 72 godzin, bez konieczności ingerencji operatora.

Jedynie w celu utrzymania wymaganej ilości wody w basenie z wypalonym paliwem konieczne jest jednorazowe, ręczne otwarcie zaworów. Obsługa ma wystarczającą ilość czasu by wykonać to zadanie w trybie umożliwiającym uprzednią ocenę sytuacji.

Funkcje bezpieczeństwa wymagane do łagodzenia skutków zdarzenia utraty zasilania elektrycznego obejmują następujące zakresy:

- chłodzenie rdzenia reaktora,
- utrzymanie szczelności bariery ciśnieniowej pierwotnego układu chłodzenia,
- chłodzenie obudowy bezpieczeństwa przez odprowadzanie ciepła do otoczenia,
- niedopuszczenie do emisji produktów rozszczepienia,
- utrzymanie szczelności obudowy bezpieczeństwa,
- zabezpieczenie personelu w nastawni głównej,
- zapewnienie ciągłości monitorowania najważniejszych parametrów.

Projekt elektrowni AP1000 obejmuje zarówno elementy konstrukcyjne, wyposażenie własne, jak i awaryjne przyłącza w celu zapewnienia bezpieczeństwa w okresie do 7 dni i dłuższym. Są to:

- układy wewnątrz obudowy bezpieczeństwa w konfiguracji umożliwiającej pasywne odprowadzanie ciepła z rdzenia do wnętrza obudowy bezpieczeństwa,
- obudowa bezpieczeństwa, przez którą kontynuowany jest transfer ciepła powyłączeniowego do otoczenia,
- awaryjne, stacjonarne 80kW generatory zasilane silnikami wysokoprężnymi (oraz przyłącza

- umożliwiający użycie generatorów mobilnych) na potrzeby monitorowana najważniejszych układów, oświetlenia, pompowania wody uzupełniającej do zbiornika pasywnego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa (PCS) i/lub basenu wypalonego paliwa, wentylacji nastawni głównej,
- dostępne zapasy wody w ramach granic elektrowni,
 - przyłącza umożliwiające bezpośrednie podawanie wody do kluczowych lokalizacji przy pomocy wozów straży pożarnej lub motopomp,
 - ujście dla pary powstającej podczas odprowadzania ciepła z basenu z wypalonym paliwem.

Dodatek

Element pasywny¹⁴ – element, którego działanie nie zależy od sygnału zewnętrznego jak sygnał otwarcia, ruchu części mechanicznych, czy dostarczania energii.

- Element pasywny nie zawiera części ruchomych i dla przykładu doświadcza tylko zmian ciśnienia, temperatury lub przepływu medium podczas wykonywania swoich funkcji. Jednakże niektóre elementy, które działają z bardzo dużą niezawodnością polegającą na nieodwracalnej akcji lub zmianie mogą należeć do tej kategorii.
- Przykłady urządzeń pasywnych to wymienniki ciepła, rurociągi, zbiorniki, kable i budynki. Należy podkreślić, że ta definicja jest z konieczności ogólna ze swej natury, podobnie jak wynikowa definicja elementów aktywnych. Pewne urządzenia jak membrany bezpieczeństwa, zawory zwrotne, zawory bezpieczeństwa, dysze eżektorowe i niektóre urządzenia elektroniczne mają cechy, które wymagają szczegółowej analizy zanim zostaną uznane za pasywne lub aktywne.
- Każde urządzenie, które nie jest pasywnym, jest urządzeniem aktywnym.

Przy opracowaniu niniejszej publikacji korzystano również z:

Westinghouse AP1000® Nuclear Power Plant Coping with Station Blackout (broшура Westinghouse Electric Company Nr NPP_NPP_000065)

Westinghouse AP1000® Nuclear Power Plant Spent Fuel Pool Cooling (broшура Westinghouse Electric Company Nr NPP_NPP_000067)

Westinghouse AP1000® Nuclear Power Plant Response to External Hazards (broшура Westinghouse Electric Company Nr NPP_NPP_000072)

Indeks skrótów

ADS - Automatic Depressurization System – układ automatycznego zrzutu ciśnienia.

CL - Cold Leg – „zimny” (ok. 280°C) rurociąg powrotny obiegu pierwotnego (z wytwornicy pary do reaktora).

CV – Containment Vessel – zbiornik obudowy bezpieczeństwa.

DCD- Design Control Document – dokument składany dozorowi jako podstawa do certyfikacji, opublikowany na stronach NRC: <http://www.nrc.gov> (Home > Nuclear Reactors > New Reactors > Design Certification Applications > AP1000).

DVI – Direct Vessel Injection – bezpośredni wtrysk wody chłodzącej do zbiornika reaktora. HL - Hot Leg – „gorący”(ok.320°C) rurociąg odprowadzający wodę ze zbiornika reaktora do wytwornicy pary.

HX – heat exchanger – wymiennik ciepła.

IRWST – In-Containment Refueling Water Storage Tank – zbiornik wody przeładunkowej

¹⁴ IAEA (IAEA safety glossary – Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection. 2007 Edition. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2007 s.140.

SFS – Spent Fuel Pool Cooling System – układ chłodzenia basenu wypalonego paliwa. SG - Steam Generator – wytwornica pary.

umieszczony wewnątrz obudowy bezpieczeństwa.

PCS – Passive Containment Cooling System – układ pasywnego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa.

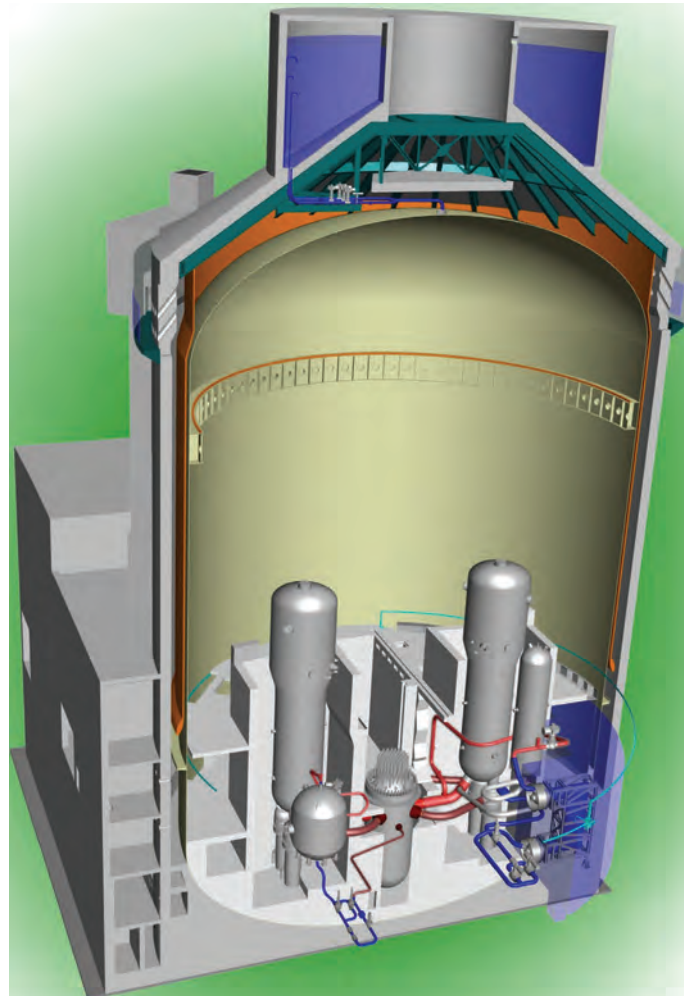
PMS - Protection and Safety Monitoring System- system monitorowania i ochrony/

PRHR – Passive Residual Heat Removal – pasywne usuwanie ciepła powyłączeniowego. PXS – Passive Core Cooling System – układ pasywnego chłodzenia (i zalewania) rdzenia. RCP - Reactor Coolant Pump – pompa obiegu pierwotnego.

RCS – Reactor Coolant System – pierwotny obieg chłodzenia reaktora.

RV – Reactor Vessel – zbiornik reaktora.

Jerzy Chrzanowski – absolwent Wydziału Inżynierii Materiałowej Politechniki Warszawskiej. Był pracownikiem Instytutu Energii Atomowej w Świerku, Intergraph Europe Polska, Elektrim Megadex S.A., SNC-Lavalin Polska. Brał udział w projektach związanych z elektrowniami konwencjonalnymi. W ramach programu AP600 odbywał kilkuletni staż w firmie Westinghouse (USA) i Ansaldo Divisione Nucleare (Włochy). Obecnie pracownik Westinghouse Electric Company w zespole dyspozycji i modelowania przestrzennego projektu AP1000.



Rysunek 9. AP1000 - uproszczony przekrój przez obudowę bezpieczeństwa i budynek ostonowy. Widoczny pierwotny obieg chłodzenia, pętla PRHR, jeden ze zbiorników CMT, obwodowa rynna zbierająca kropliny z wewnętrznej powierzchni obudowy bezpieczeństwa. W górnej części budynku ostonowego widoczny basen PCS, obwodowo rozmieszczone wloty powietrza chłodzącego oraz ujście powietrza (w osi budynku).

(Opracowanie własne)

TOR – CZY SKIERUJE ENERGETYKĘ NA NOWE TORY?

Krzysztof Andrzejewski

Gdy słyszymy hasło “energetyka jądrowa”, natychmiast myślimy o uranie. Głównym źródłem energii w reaktorach jądrowych przyszłości może się jednak okazać inny, przez ostatnie dwie dekady nieco zapomniany pierwiastek. Tor.

Prawdopodobnie już w październiku tego roku ludność naszej planety przekroczy siedem miliardów, a przewiduje się, że w latach 2045-2050 liczba ta wzrośnie nawet do dziewięciu. Równolegle zwiększa się zapotrzebowanie na energię – i w konsekwencji na surowce energetyczne. Statystycznie, obywatel świata zużywa rocznie energię równoważną ok. 10 baryłkom ropy naftowej, a przeciętny mieszkaniec USA potrzebuje ich aż 55. Podnoszący się poziom życia w krajach rozwijających dodatkowo zwiększy głód energii. Szacuje się, że już w ciągu 30 lat zapotrzebowanie na nią może się na świecie podwoić. W tej sytuacji sięga się po mniej zasobne pokłady surowców energetycznych, usprawnia wydobycie i poszukuje nowych źródeł. Spore nadzieje pokłada się w zasobach odnawialnych, takich jak wiatr, słońce, źródła geotermalne, biomasa czy biopaliwa.

Renesans przeżywa także energetyka jądrowa, zwłaszcza w Chinach, Korei Południowej, Indiach i Rosji. Ostatnio proces ten został nieco przyhamowany wskutek wydarzeń w Fukushima, ale nawet Japonia podtrzymuje swoje zainteresowanie energią jądrową, a specjaliści podkreślają wysoki poziom bezpieczeństwa reaktorów najnowszych generacji. Zasoby uranu nie należą jednak do największych. Wśród potencjalnych paliw energetyki jądrowej przyszłości wymienia się więc dotychczas stosunkowo mało eksploatowany tor. Jest to szczególnie obiecujący surowiec. Bezpośrednio nie jest paliwem jądrowym, ale można go w nie przekształcić. A co szczególnie ważne, jego zasoby w skorupie ziemskiej są czterokrotnie większe niż uranu.

Tor kontra uran

Naturalny uran składa się z dwóch izotopów: U-238 (jest go 99,3%) i U-235 (0,7%). Izotop U-235 jest rozszczepiany przez neutrony termiczne (o energiach ok. 625 eV), co oznacza, że już na samym uranie naturalnym można zbudować działający reaktor. W nowoczesnych reaktorach lekkowodnych zawartość procentowa U-235 w paliwie uranowym jest znacznie większa, waha się od 2 do 5%. W trakcie pracy reaktora z paliwem uranowym, U-238 jest przetwarzany na pierwiastki transuranowe, z których pierwszy, pluton Pu-239, jest rozszczepialny i od razu po powstaniu staje się paliwem jądrowym, wyrównującym do pewnego stopnia ubytek U-235.

W przeciwieństwie do uranu, tor występuje w przyrodzie głównie w postaci jednego izotopu, Th-232. Izotop ten nie jest rozszczepiany przez neutrony termiczne i aby powstał z niego rozszczepialny uran U-233, należy go napromieniować w reaktorze. Przekrój czynny toru na pochłanianie neutronów w niższych energiach jest większy niż dla U-238. Dzięki temu przetwarzanie Th-232 na U-233 jest bardziej efektywne niż przetwarzanie U-238 na Pu-239.

Otrzymany z toru uran U-233 jest znakomitym paliwem jądrowym: przy rozszczepieniu produkuje więcej neutronów niż U-235 czy Pu-239. Efekt ten pozwala budować reaktory powielające paliwo działające na neutronach termicznych. Co więcej, paliwo z U-233 ma lepsze własności fizyczne i chemiczne, a jego przechowywanie po wypaleniu jest łatwiejsze. W dobie ciągłych zagrożeń terrorystycznych ważny jest też fakt, że wytwarzany w reaktorze U-233 ma domieszkę U-232, którego łańcuch rozpadu zawiera szereg silnie promieniotwórczych izotopów, wykluczających odzyskiwanie U-233 na drodze chemicznej bez użycia dużych i drogich, zdalnie sterowanych instalacji chemicznych. W rezultacie materiał ten nie jest łatwym surowcem do produkcji bomb jądrowych metodami chałupniczymi.

W uranie U-238 już jedno pochłonięcie neutronu przez jądro prowadzi do powstania izoto-

pów plutonu Pu-239 i otwiera drogę do powstania dalszych transuranowców, natomiast w paliwie torowym potrzeba do tego aż sześciu pochłoneń. Dzięki temu w paliwie torowym powstaje tysiąc razy mniej długożyciowych transuranowych pierwiastków promieniotwórczych niż w paliwie uranowym. Efekt ten wykorzystuje się w celach pokojowych: paliwo reaktorowe zawierające mieszaninę toru z plutonem z rozbijanych bomb jądrowych ułatwia pozbycie się niechlubnego dziedzictwa zimnej wojny.

Technologia przerobu wypalonego paliwa torowego nie jest jeszcze dobrze opracowana. Sam Th-232 nie jest paliwem jądrowym, a jego wykorzystanie jest nieuchronnie związane z drogim i kłopotliwym przerobem chemicznym wypalonego paliwa. Problemem jest tu powstawanie protaktynu Pa-233 – to właśnie on przekształca się w izotop U-233. Niestety, proces przekształcenia zachodzi z opóźnieniem, wynikającym z 27-dniowego okresu zaniku Pa-233. W rezultacie izotop Pa-233 może pochłaniać neutrony, co pogarsza ekonomię procesów zachodzących w paliwie jądrowym z torem.

Nie taki nowy

Pierwszym reaktorem, w którym zastosowano paliwo torowe, był uruchomiony w 1957 roku w Shippingport w stanie Ohio niewielki (60 MW) reaktor typu PWR. W 1977 roku przekształcono go w reaktor pokazowy, przeznaczony do sprawdzenia możliwości powielania paliwa w reaktorze termicznym z wykorzystaniem toru. Eksperyment trwał do 1982 roku i zakończył się sukcesem: reaktor przepracował 29 000 godzin na pełnej mocy i wyprodukował 2,1 miliarda kilowatogodzin przy dyspozycyjności 76%.

Rdzeń reaktora w Shippingport składał się z ułożonych w pierścień sześciokątnych kaset z prętami zawierającymi uran U-233 i tor. Wewnątrz kaset znajdowały się pręty z torem wzbogaconym do 5-6% w U-233. Doświadczenia wykazały, że po zakończeniu pracy w rdzeniu znajdowało się 1,39% więcej materiału rozszczepialnego (uranu U-233) niż na początku, czyli nastąpiło powielenie. Problemem pozostał jednak jego odzysk ze spieku dwutlenku uranu UO_2 i dwutlenku toru ThO_2 .

Kłopoty z odzyskiwaniem uranu U-233 z wypalonego paliwa spróbowano rozwiązać w Oak Ridge National Laboratory, w reaktorze z paliwem w stanie płynnym. Były nim stopione sole (fluorki) toru, uranu lub plutonu (stąd nazwa typu: MSR, czyli Molten Salt Reactor). Testowy reaktor o mocy 7,4 MW pracował w latach 1964–1969 i dowiódł, że można w sposób ciągły usuwać z paliwa szkodliwe produkty rozszczepienia (metodami chemicznymi; ksenon Xe-135 wydziela się w postaci bąbli gazu) oraz uzupełniać paliwo zużyte do podtrzymania reakcji rozszczepienia. Płynne paliwo ułatwiało separowanie wytworzonego uranu U-233 i umożliwiało pracę obiegów chłodzących w wysokich temperaturach (ok. 650 °C), a w konsekwencji stosowanie turbin gazowych do produkcji energii elektrycznej z wysoką sprawnością termodynamiczną (rozważano nawet zastosowanie reaktorów tego typu jako źródeł ciepła dla procesów chemicznych). Ciekły stan paliwa zapewniał także wysoką stabilizację i bezpieczeństwo pracy reaktora. Wadą była konieczność wykonywania operacji technologicznych na dużych ilościach stopionego, gorącego medium, co oznaczało zwiększenie ryzyka wypadków typowych dla fabryk chemicznych.

Na całym świecie

W latach 60., 70. i 80. na paliwie torowym pracowało kilka reaktorów. Jednym z ciekawszych był zbudowany w Juelich prototypowy reaktor AVR ze złożem usypanym (Arbeitsgemeinschaft Versuchs Reaktor). Działał od 1967 do 1988 roku, jego moc termiczna wynosiła 46 MW, a elektryczna 15 MW. Paliwem były kule wielkości piłki tenisowej, wykonane z grafitu pyrolitycznego, który spełniał również rolę moderatora. W kulach znajdowały się tysiące mikrokapsulek z materiałem rozszczepialnym w otoczce z węgla krzemowego. Kule z paliwem były usypane w stożkowym zbiorniku. W trakcie wypalania wypalone kule były usuwane od dołu, a świeże dosypywane od góry.

Chłodziwem był hel pracujący w temperaturze 950°C. Tak wysoka temperatura wiązała się z licznymi problemami technologicznymi. W ich wyniku doszło do skażenia zbiornika reaktora izotopami cezu Cs-137 i strontu Sr-90, a potem do problemów z jego bezpiecznym składowaniem po wycofaniu z eksploatacji. Reaktor pracował jednak ponad 750 tygodni na mocy 15 MW, w tym 95% czasu na paliwie torowym. Ogółem zużyto w nim 1360 kg toru zmieszanego z wysoko wzbogaconym uranem.

W 1970 roku na reaktorze AVR przeprowadzono test bezpieczeństwa: wstrzymano chłodzenie przy równoczesnym zablokowaniu prętów regulacyjnych w taki sposób, aby reaktor pracował z pełną mocą. Nastąpił wzrost temperatury rdzenia, ale grafitowe paliwo go wytrzymało, a proces wychwytu neutronów w uranie U-238 spowolnił reakcję rozszczepienia. Reaktor ustabilizował się samoczynnie przy mocy ok. 300 kW. W analogicznej sytuacji w reaktorze lekkowodnym doszłoby do stopienia rdzenia.

W Niemczech w latach 1983-89 pracował także reaktor THTR-300. Chłodzenie i paliwo miał podobne jak w AVR, z tą różnicą, że w grafitowych kulach znajdowały się mikrokapsułki z uranem U-235 i torem Th-232. Od 1985 roku dostarczał prąd do sieci, został jednak zatrzymany na fali krytyki energii jądrowej po katastrofie w Czarnobylu. Warto dodać, że Niemcy prowadzili również eksperymenty z wykorzystaniem toru w reaktorach lekkowodnych, m.in. w 60-megawatowym reaktorze wrzącym w Lingen.

W Winfrith, w Wielkiej Brytanii, w latach 1965-76 pracował wysokotemperaturowy reaktor DRAGON o mocy 20 MW, chłodzony gazem. Mikrokapsułki z materiałem rozszczepialnym były podobne jak w AVR i THTR, ale formowano je w kształcie rur otoczonych grafitem. Elementy paliwowe z torem zawierały wysoko wzbogacony uran (>90%) w proporcji Th/U równej 10:1. Powstający U-233 zastępował zużyty U-235, dzięki czemu paliwa nie trzeba było wymieniać przez sześć lat. Na pełnej mocy DRAGON przepracował 741 dni (równoważnych).

W USA w latach 1967-1974 działał należący do General Atomics reaktor Peach Bottom. Charakteryzował się wysoką temperaturą pracy, moderatorem grafitowym i chłodzeniem helowym. Jego moc termiczna wynosiła 110 MW, paliwem był wysoko wzbogacony uran i tor. Innym amerykańskim reaktorem na paliwie torowym był komercyjny Fort St Vrain, moderowany grafitem i chłodzony helem o temperaturze 700°C. Funkcjonował w latach 1976-89, a zużyto w nim 25 t toru z wysoko wzbogaconym uranem. Z każdej tony toru udało się wyprodukować 170 000 megawatodni energii.

Ponad pół wieku doświadczeń z paliwem torowym ma za sobą także Kanada. Tylko do 1987 roku przeprowadzono tam ok. 25 testów w trzech reaktorach badawczych i jednym prototypie komercyjnym. Stosowano paliwo będące mieszaniną toru i wysoko wzbogaconego uranu (1-30% UO₂). Nad wykorzystaniem toru intensywnie pracują Indie, na terenie których złoża toru są sześciokrotnie obfitsze od uranowych. Hindusi korzystają z technologii reaktora ciężkowodnego PHWR, wzorowanego na kanadyjskim reaktorze CANDU i charakteryzującym się znakomitą ekonomią wykorzystania neutronów.

Spadek zainteresowania

Skoro tor był paliwem dla tak wielu reaktorów, dlaczego pod koniec ubiegłego wieku zaprzestano prac nad jego wykorzystaniem? Przyczyn było kilka. Przede wszystkim, w związku z rozbrojeniem atomowym i możliwością wykorzystania materiałów rozszczepialnych z arsenałów jądrowych, spadły ceny uranu. Przeszkodą ekonomiczną okazały się także trudności i koszty odzyskiwania uranu U-233, związane ze stosowaniem drogich, zdalnie sterowanych urządzeń. Dodatkowo opinia publiczna w wielu krajach była przeciwna przerobowi paliwa jądrowego, co stawiało na cenzurowanym odzyskiwanie U-233 z paliwa wypalonego w reakcjach z udziałem toru. Wreszcie, powielanie toru przy technologiach z lat 60. i 70. pozwalało na odtworzenie zużytego paliwa tylko z niewielkim naddatkiem. Postawiono na powielające reaktory sodowe. Spodziewano się, że uzysk nowego paliwa będzie w nich większy. I tak np. rosyjski reaktor BN-350 potrafił produkować 50% więcej paliwa niż zużywał, a teoretyczny limit dla reaktorów sodowych, przy odpowied-

niej konstrukcji, wynosi 80% . Jednak reaktory sodowe produkują pluton, zaś chłodzący je sód może się zapalić w przypadku rozszczelnienia jego obiegów. Po Czarnobylu taki typ reaktora był nie do przyjęcia dla opinii publicznej. Francja zamknęła swoje reaktory sodowe, ale rosyjski BN-600 nadal pracuje i są w nim prowadzone prace studialne.

Powrót do gry

Obecnie wraca zainteresowanie reaktorami z paliwem torowym. Firma General Atomics korzysta z doświadczeń z reaktora Fort St Vrain i pracuje nad wysokotemperaturowym reaktorem chłodzonym gazem, z turbiną gazową – GT-MHR (Gas Turbine-Modular Helium Reactor). Reaktor może pracować na kilku typach paliw: torze z wysoko wzbogaconym uranem, torze z uranem U-233 oraz torze z plutonem. Chiny zakupiły technologię reaktora AVR i dzięki niej uruchomiły w 2003 roku reaktor HTR-10. Ostatnio Chińska Akademia Nauk zdecydowała o rozpoczęciu prac na dużą skalę nad reaktorem torowym chłodzonym stopionymi solami. Proponowana konstrukcja, którą można zaliczyć do przyszłościowej, czwartej generacji reaktorów, ma w integralny sposób wbudowany bardzo ważny element związany z bezpieczeństwem. Otóż jeśli reaktor zaczyna się przegrzewać, topi się korek z odpowiednio dobranego materiału i paliwo spływa do zbiorników ukształtowanych w taki sposób, że zapewniają utrzymanie stanu podkrytycznego. Nie potrzeba żadnych komputerowo uruchamianych pomp, które mogą ulec awarii jak w Fukushima. Reaktor sam ratuje się z opresji.

W Japonii, Rosji, Francji i USA trwają prace nad reaktorami czwartej generacji, działającymi na stopionych solach z dodatkami litu i berylu. Kanadyjska firma AECL bada możliwości stosowania toru z pięcioprocentowym dodatkiem plutonu, pracującego w zamkniętym cyklu paliwowym, w którym 80% generowanej energii pochodzi z toru. Indie inwestują z kolei w zaawansowany reaktor na ciężkiej wodzie AHWR (Advanced Heavy Water Reactor), wytwarzający 300 MW mocy z paliwa Th/U-233 lub Th/Pu-239 zmieszanego w taki sposób, aby zapewnić samopodtrzymanie ilości uranu U-233. Zakłada się, że reaktor, zaprojektowany z myślą o użytkowaniu przez 100 lat, przetworzy 65% wsadu paliwowego na energię, przy czym jej 75% będzie pochodziło z toru.

Amerykańska firma Lightbridge (dawniej Thorium Power) od niemal 20 lat zajmuje się rozwijaniem technologii reaktora z Shippingport. Od 1994 roku są prowadzone wspólne badania z Instytutem im. Kurczatowa w Moskwie nad opracowaniem paliwa torowo-plutonowego dla istniejących reaktorów lekkowodnych o mocy elektrycznej 1000 MW. Podobnie jak w reaktorze Shippingport, nowa kasetka miałaby demontowalną plutonową strefą środkową i otaczającą ją strefę paliworodną z mieszaniny toru i uranu. Strefa środkowa pozostawałaby w rdzeniu przez trzy lata, a paliworodna przez dziewięć. Wiadomo, że przy opracowaniu technologii paliwa w strefie środkowej wykorzystano doświadczenie z rosyjskich łodzi podwodnych o napędzie atomowym. Możliwość przestawienia istniejących reaktorów lekkowodnych na paliwo torowe miałaby ogromne znaczenie ekonomiczne.

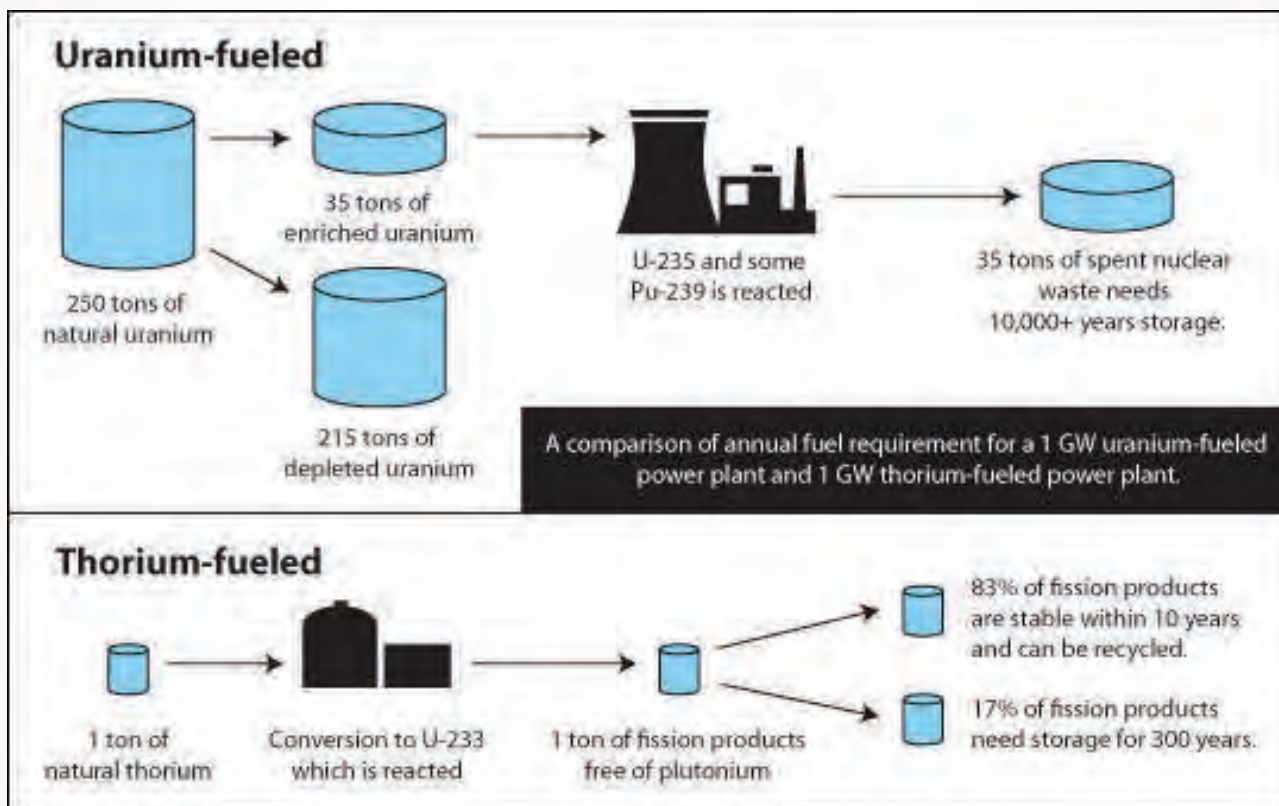
Tor nad Wisłą

W Polsce, w Instytucie Energii Atomowej POLATOM, także prowadzi się prace studialne nad efektami stosowania toru w reaktorach energetycznych (w ramach współfinansowanego przez Unię Europejską Programu Operacyjnego Innowacyjna Gospodarka). Badania obejmują w części eksperymentalnej napromienianie próbek torowych w reaktorze MARIA oraz interpretację wyników pomiarów tych próbek za pomocą istniejących programów, w celu ich weryfikacji. W części obliczeniowej są rozwijane programy do obliczeń kampanii paliwowej reaktorów energetycznych oraz wykonuje się analizy efektów ekonomicznych wynikających z wprowadzenia toru do rdzenia reaktora. Analizuje się również, jak wprowadzenie nowego materiału paliwowego o odmiennych niż dotychczas charakterystykach, wpłynie na przebieg kampanii paliwowej.

Cykl paliwowy z użyciem toru pozwala na wykorzystanie surowca, którego zasoby są kil-

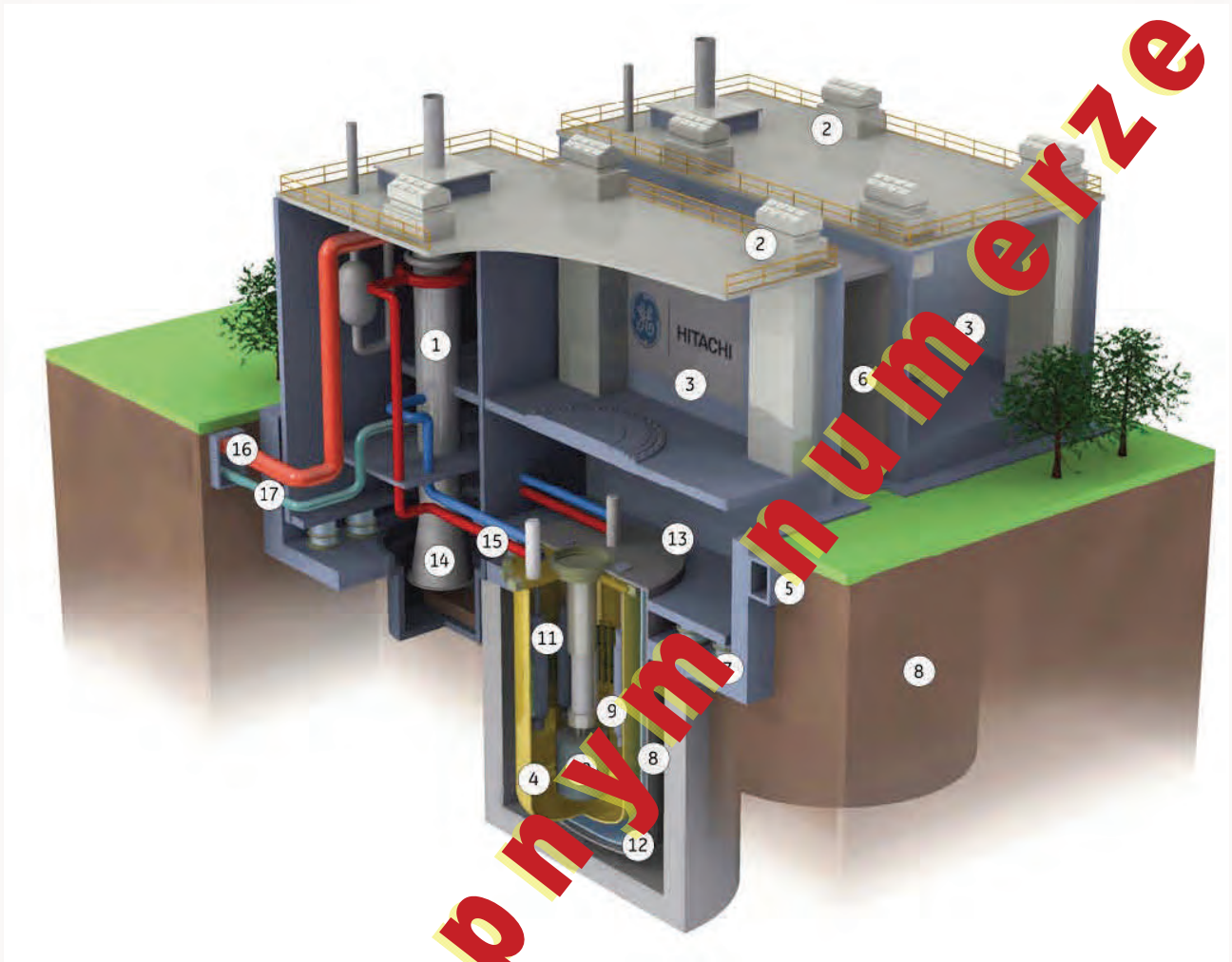
Elektrownie Jądrowe

kukrotnie większe od złóż uranu. Produkcja energii prowadzi do powstania stosunkowo niewielkich ilości długożyciowych pierwiastków transuranowych i sprzyja zredukowaniu promieniotwórczości odpadów. W wielu wersjach reaktorów możliwość wykorzystania odpadów do celów militarnych jest silnie utrudniona. Tor ma zalety, ale są i wady: duży koszt wytwarzania paliwa, wynikający z wysokiej promieniotwórczości uranu U-233; problemy z recyklingiem toru, w którym



Porównanie rocznego zapotrzebowania paliwa dla jedno gigawatowej elektrowni opartej o uran i tor.





HITACHI

Reaktor PRISM

Elegancki w swej prostocie, z układem bezpieczeństwa biernego i modułowej konstrukcji, zapewniający 1000-krotne skrócenie czasu składowania wypalonego paliwa bez emisji CO²

ELEKTROWNIE JĄDROWE, BASENY KĄPIELOWE I BIAŁACZKI DZIECIĘCE

Andrzej Wójcik

Wstęp

Na portalu samorządowym - www.portalsamorzadowy.pl – pojawił się w styczniu 2012 wywiad z prof. Mirosławem Lechem Wyszyńskim z Uniwersytetu w Birmingham, zatytułowany „W sprawie elektrowni PGE zachowuje się arogancko”. W wywiadzie tym prof. Wyszyński krytycznie wypowiada się na temat planów budowy elektrowni jądrowej w Polsce. Argumenty użyte przez profesora, oraz forma ich przedstawienia nie powinny, według mnie, pozostać bez odpowiedzi.

Zacznijmy od formy. Profesor stosuje mało merytoryczny chwyt polegający na zdyskredytowaniu przeciwnika przez ośmieszenie. O co chodzi? Otóż profesor pisze, że „inną sprawą jest fakt, że nie wiem czemu od razu wychodzi się z założenia, że na terenie Polski musi stanąć elektrownia o mocy 3000 MW... To jest gigant - jak łatwo wyliczyć to na kawałku papieru, co pół minuty z samego chłodzenia takiej elektrowni zagotuje się basen olimpijski wody o temperaturze 10 stopni”. Cel chwytu jest jasny: ośmieszyć. Bo po co nam wielka grzałka do gotowania wody w basenach kąpielowych? Podobne obliczenie można jednak zrobić dla każdej elektrowni przetwarzającej energię cieplną na elektryczną. Tylko co z tego wynika? Nic. To właśnie woda stosowana do chłodzenia reaktora jądrowego napędza, w postaci pary, turbiny generujące prąd. Nikt nie będzie nią podgrzewał basenów kąpielowych. Brzydki chwyt.

Dalej pada argument, że planując elektrownie jądrowe, Polska nie podąża za duchem czasu: „i tak to już niestety jest z polską technologią, że zawsze jesteśmy dziesięć lat za innymi i zawsze próbujemy nam się sprzedać to, co już nigdzie indziej "nie idzie" - w tym stare technologie jądrowe (...)”. Jedyne zgodna z duchem czasu wydaje się być, według profesora, decyzja Niemiec o wycofaniu się z energetyki jądrowej. Tymczasem inne kraje europejskie jak Francja, Zjednoczone Królestwo, Rosja i Finlandia planują lub już budują nowe elektrownie jądrowe. Czy te kraje też są 10 lat za innymi? Czy ich decyzje nie odzwierciedlają ducha czasu?

Najcięższy argument profesor zostawia na koniec. Czytamy, że „na terenach, na których działają elektrownie (...) dwukrotnie wzrasta liczba zachorowań na białaczkę wśród dzieci, co zostało opublikowane w poważnych pismach medycznych. Są też studia dotyczące spadku płodności mężczyzn”. Sprawy spadku płodności mężczyzn w okolicach elektrowni jądrowych nie trzeba komentować, ponieważ problem nie istnieje i prawdopodobnie został wymyślony przez profesora na potrzebę chwili. Warto jednak zająć się problemem białaczek dziecięcych, ponieważ jest to problem rzeczywisty i nośny, bo dotyczy rzeczy dla wielu z nas najważniejszej – zdrowia dzieci. Należy też podkreślić, że wokół niektórych elektrowni jądrowych stwierdzono nie dwukrotny, lecz dziesięciokrotny wzrost liczby zachorowań. Sprawa jest złożona i wymaga głębszej analizy.

Etiologia białaczek dziecięcych

Białaczka dziecięca jest rzadką chorobą, chociaż stanowi 35% wszystkich chorób nowotworowych wieku dziecięcego. W Polsce zapada na nią około 330 dzieci rocznie. Najczęstszą jej postacią - 80% przypadków - jest ostra białaczka limfoblastyczna. W krajach rozwiniętych ryzyko zapadalności na białaczkę rośnie po urodzeniu i osiąga wartość maksymalną w wieku 2-5 lat, potem spada i ponownie rośnie wraz z wiekiem dojrzałym. W skali światowej obserwuje się słaby lecz stały wzrost zapadalności na tę formę choroby wieku dziecięcego. Wielokrotnie stwierdzono, że białaczki występują w geograficznych skupiskach (ang. clusters) [1-3].

Przyczyny zapadalności na białaczki nie są dobrze znane. Znanymi lub podejrzewanymi czynnikami ryzyka są choroby genetyczne jak zespół Downa lub Klinefeltera, zaburzenie układu odpornościowego, narażenie na toksyny chemiczne, pola elektromagnetyczne i promieniowanie jonizujące w okresie płodowym. Według jednej z hipotez czynnikiem ryzyka jest też mieszanie ludności (ang. population mixing), gdzie białaczki są wynikiem spadku tzw. grupowej odporności na czynniki wirusowe [4].

Seascale - pierwsze doniesienie o białaczkach dziecięcych wokół elektrowni jądrowych

Pierwsze doniesienia na temat wpływu elektrowni jądrowych na występowanie białaczek wśród dzieci pojawiły się w latach 1980-ych, kiedy telewizja brytyjska odkryła ich skupisko w miasteczku Seascale, leżącym blisko brytyjskiej elektrowni jądrowej Sellafield. W okresie 1955-1983 zarejestrowano 7 przypadków białaczki dziecięcej, 10 razy więcej niż oczekiwano. Nie ma wątpliwości, że skupisko to nie jest wynikiem przypadku [5-6].

W celu wyjaśnienia przyczyny białaczek powołano komisję nazwaną COMARE, której pierwszym celem było sprawdzenie hipotezy, że białaczki są wynikiem skażenia terenu wokół Sellafield [7]. Szybko okazało się, że maksymalne dawki na jakie narażeni byli mieszkańcy Seascale nie przekraczały 10% rocznej dawki skutecznej mieszkańców Zjednoczonego Królestwa i były 200 razy niższe od dawek, jakie mogłyby wywołać obserwowany poziom białaczek [7]. Pod koniec lat 1980-ych Gardner i wsp. [8] przedstawili alternatywne wytłumaczenie skupiska białaczek. Według nich, choroby były wynikiem narażenia na promieniowanie ojców pracujących w Sellafield przed poczęciem dzieci. Wytłumaczenie to nie ma pokrycia w wynikach badań ojców, którzy przeżyli wybuchy bomb atomowych w Hiroszynie i Nagasaki. W styczniu 2012 pokazała się jednak praca naukowa z laboratorium znanego genetyka Yuri Dubrova z Uniwersytetu w Leicester, która ponownie rozpała dyskusję na temat możliwości transgenetycznego przekazywania efektów promieniowania. Abouzeid i wsp. [9] stwierdzili w niej destabilizację genomu myszy, których ojcowie otrzymali wysoką dawkę promieniowania. Czy te wyniki mają znaczenie dla ludzi? Czy dotyczą też działania niskich dawek promieniowania? Nie wiadomo.

Skupiska białaczek wokół innych instalacji jądrowych

Odkrycie skupiska białaczek w Seascale wywołało lawinę badań epidemiologicznych wokół innych obiektów jądrowych, szczególnie w Zjednoczonym Królestwie, USA, Niemczech i Francji. Opublikowano szereg prac przeglądowych, w których zestawiono uzyskane wyniki [10-12]. Badania można podzielić na dwa typy: lokalne i wielomiejscowe.

Badaniem lokalnym objęto blisko 200 obiektów jądrowych (elektrowni jądrowych lub i jednostek zajmujących się przerobem paliwa). Rzeczywiście skupiska białaczek znaleziono wokół 3 obiektów: opisane wyżej Seascale w Anglii, Dounreay w Szkocji oraz Elbmarsch w Niemczech. Skupisko w Dounreay odkryto w 1986 roku. W odległości 12,5 km od obiektu jądrowego znaleziono tam 5 przypadków białaczki, podczas kiedy oczekiwana liczba wynosiła 1. W miejscowości Elbmarsch, (leżącej w pobliżu elektrowni Krümmel w Schleswig Hollstein) również znaleziono 5 przypadków, podczas kiedy liczba oczekiwana wynosiła 1. Istnieją też, doniesienia o skupiskach w Aldermaston i Burghfield (Zjednoczone Królestwo), oraz w pobliżu La Hague (Francja), jednak nie są one tak znamienne jak wyżej wymienione. Wokół pozostałych instalacji jądrowych nie stwierdzono skupisk białaczek [12].

Badania wielomiejscowych przeprowadzono około 25 w różnych krajach. Wyniki zestawiono na wykresie 1 w postaci ryzyka względnego. Obejmują one zarówno zapadalność, jak i umieralność. Wyniki są zmienne i nie wskazują na jednoznacznie podwyższony poziom ryzyka białaczek wokół obiektów jądrowych. Tam gdzie stwierdzony podwyższony poziom ryzyka, dotyczył on tylko dzieci w wieku poniżej 10 roku życia.

Ciekawe jest, że podwyższony poziom ryzyka stwierdzono również wokół obiektów jądrowych

przed ich uruchomieniem. Podobnie, jak w przypadku działających obiektów, dotyczy ono przede wszystkim dzieci w wieku do 10 lat [11]. Wynik ten pokazuje, że białaczki dziecięce wokół obiektów jądrowych nie są przyczynowo związane z narażeniem na promieniowanie.

Niemieckie badanie KIKK

Wcześniejsze badania przeprowadzone w Niemczech, wykazały trend wzrostu ryzyka nowotworowego u dzieci w wieku do 5 roku życia mieszkających w odległości do 5 km od niektórych elektrowni jądrowych. Jak wspomniano, szczególnie wyraźny wzrost ryzyka obserwowano w okolicy elektrowni Krümmel. W celu dokładniejszego zbadania zależności między odległością a zapadalnością na nowotwory, Niemiecki Federalny Urząd Ochrony Radiologicznej zlecił w 2001 roku wykonanie dużego badania epidemiologicznego kliniczno-kontrolnego. Badanie to, o nazwie „Epidemiologiczne badanie nowotworów dziecięcych w okolicach elektrowni jądrowych” - badanie KiKK rozpoczęto w 2003 roku, a opublikowano je w grudniu 2007 roku [13]. Dodatkowo wyniki badania opublikowano w kilku czasopismach naukowych [14-16].

Celem badania KiKK było sprawdzenie, czy istnieje zależność między faktem zamieszkania w pobliżu elektrowni jądrowej a ryzykiem zapadalności na nowotwór u dzieci w wieku do 5 lat. Nie wykonując pomiarów dozymetrycznych założono, że dawka promieniowania na jaką narażeni są mieszkańcy jest odwrotnie proporcjonalna do odległości od elektrowni. Dla miejsca zamieszkania każdego przypadku oraz każdej kontroli ustalono, z dokładnością do 25 m, odległość do najdłuższej działającego komina w elektrowni jądrowej. Jako miejsce zamieszkania rejestrowano adres zameldowania w momencie wystąpienia nowotworu lub doboru kontroli.

Dla nowotworów litych stwierdzono brak zależności odległość – skutek. Inaczej wypadły wyniki dla białaczek: w promieniu do 5 km od elektrowni poziom ryzyka względnego wyniósł 2,27 z 95% przedziałem ufności 1,45 - 3,56 (tabela 1). Wynik ten oznacza znamieny wzrost poziomu ryzyka. Po rozbiciu czasu obserwacji na mniej więcej pięcioletnie okresy, wzrost ten wykazał tendencję spadkową i nie był statystycznie znamieny dla okresu 1996-2003 [16]. Dodatkowo, wyniki z okolic elektrowni w Krümmel miały silny wpływ na poziom ryzyka w latach 1991-1995 i 1996-2003 (rys. 2). Poziom ryzyka w odległości powyżej 5 km od elektrowni nie był podwyższony. Jak można było oczekiwać, wyniki badania KIKK wzbudziły wiele dyskusji na temat bezpieczeństwa energetyki jądrowej, ale też na temat metodyki badania. Niemiecka Komisja Ochrony przed Promieniowaniem (SSK) powołała grupę niezależnych ekspertów do krytycznej oceny badania KiKK. Wyniki oceny opublikowano w październiku 2008 roku [17]. Eksperti SSK potwierdzili znamieny wzrost zapadalności na białaczki wśród mieszkańców okolic elektrowni do 5 km, jednak ostro skrytykowali metodykę badania. Dwa najważniejsze punkty krytyki przedstawiam poniżej.

1. Problem pomiaru dawek pochłoniętych. Autorzy badania KiKK założyli, że dawki promieniowania pochłonięte przez dzieci mieszkające w okolicy elektrowni jądrowych są odwrotnie proporcjonalne do odległości. Nie podjęto jednak trudu oceny dawek, chociaż odpowiednie dane dozymetryczne są dostępne dla każdej elektrowni jądrowej. W rzeczywistości, maksymalna dawka pochłonięta w obszarze o promieniu 5 km wokół elektrowni nie mogła przekroczyć 0,02 mSv na rok, a szacuje się, że średnia wartość dawki wyniosła mniej niż 0,01 mSv na rok. Dawka ta jest wielokrotnie niższa od dawek pochodzących z innych źródeł. Autorzy badania KiKK nie podjęli również trudu pomiaru poziomu dawek pochodzących z promieniowania naturalnego w domach badanych osób, chociaż wiadomo, że są one zróżnicowane i zależą od regionu zamieszkania. Dlatego, podwyższony poziom ryzyka białaczki w najbliższym sąsiedztwie elektrowni, chociaż rzeczywisty, nie jest przyczynowo związany z narażeniem na promieniowanie jonizujące pochodzące z elektrowni jądrowej.

2. Problem migracji mieszkańców. Jako miejsce zamieszkania rejestrowano adres zameldowania w momencie wystąpienia nowotworu, nie uwzględniając jego zmian w okresie poprzedzającym chorobę. Tymczasem około 30% rodzin badanych dzieci (przypadków i kontroli) zmieniła miejsce

zamieszkania w okresie przed badaniem. Wiadomo, że białaczka jest chorobą u podłoża której leży szereg zmian genetycznych i że od momentu inicjacji nowotworu do jego manifestacji musi upłynąć pewien okres czasu, zwany okresem latencji. Z badań nad ofiarami wybuchu bomb atomowych w Hiroszynie i Nagasaki wiadomo, że okres latencji dla białaczek wynosi około 5 lat. Brak wiedzy na temat historii zamieszkania rodzin przed pomiarem odległości od elektrowni jądrowej stawia pod znakiem zapytania poprawność przyczynowej zależności odległość – skutek.

Badania wykonane po badaniu KIKK

Badanie KIKK wywołało szeroką dyskusję nie tylko w szeregach naukowców, ale też polityków. Członkowie rządów wielu państw posiadających program atomowy zleciło wykonania podobnego badania we własnych krajach. Jako pierwsze opublikowano wyniki badania w Finlandii [18], które nie potwierdziły wyników KIKK. W styczniu 2012 roku ukazały się wyniki badania francuskiego nazwanego Geocap [19]. Badanie zostało wykonane podobnie jak badanie KIKK, jednak autorzy wzięli pod uwagę nie tylko odległość od elektrowni jądrowej ale też emisję promieniowania. Wyniki częściowo potwierdziły wynik KIKK: stwierdzono dwukrotny wzrost poziomu ryzyka względnego białaczek wśród dzieci mieszkających w odległości do 5 km od elektrowni. Wynik ten był widoczny w przedziale czasowym 2002 – 2007, a nie w okresie 1990 – 2002. Nie stwierdza się też żadnego związku między ryzykiem białaczek a emisją promieniowania z elektrowni. Podobne badanie prowadzone jest w Zjednoczonym Królestwie, ale wyniki nie są jeszcze znane. Należy wspomnieć, że rząd szwedzki zlecił wykonanie ekspertyzy na temat sensowności badania w Szwecji. Wniosek ekspertyzy jest negatywny: niska liczba mieszkańców Szwecji nie pozwoli na uzyskanie miarodajnych wyników, w związku z czym badanie takie nie ma sensu, ponieważ nie da się ani potwierdzić, ani wykluczyć podniesionego poziomu ryzyka [20]. Ten sam argument dotyczy oczywiście również Finlandii, ale tamtejsze władze, będąc być może pod presją opinii publicznej wynikającej z prowadzenia właśnie budowy elektrowni, postanowiły i tak przeprowadzić badanie.

Jakie są możliwe przyczyny podwyższonej zapadalności na białaczki?

Przyczyny występowania białaczek w pobliżu elektrowni jądrowych nie są znane. Jak pokazało badanie Geocap, czynnikiem który można wykluczyć jest tło promieniowania jonizującego. Obecnie, najbardziej wiarygodnym wytłumaczeniem jest mieszanie ludności. Mechanizm ten, zaproponowany przez Kinlana [4] zakłada, że w populacjach o wysokim stopniu mieszania spada odporność grupowa na czynniki infekcyjne i białaczki, które mogą być wywoływane infekcjami wirusowymi. Teorii tej nie udało się do tej pory potwierdzić, chociaż badania mieszkańców okolic obiektu jądrowego w La Hague wykazały korelacje między ryzykiem białaczki a stopniem wymieszania ludności [21]. Podobny trend obserwowano w szwedzkich rodzinach, gdzie ojcowie kontaktowali się zawodowo z dużą grupą ludzi poza miejscem ich zamieszkania [22]. Wysoki poziom mieszania ludności stwierdzono także wśród mieszkańców Seascale, co może tłumaczyć obserwowane tam przypadki białaczki [23].

Zakończenie

Skupiska białaczek dziecięcych wokół elektrowni jądrowych nie są przyczynowo związane z promieniowaniem jonizującym. Prawdopodobnie są wynikiem struktury gospodarczo-społecznej krajów rozwiniętych, gdzie dochodzi do przemieszczania się ludności w miejsca gdzie powstają duże obiekty przemysłowe. Problem ten oczywiście dotyczy nie tylko elektrowni jądrowych, ale również innych obiektów przemysłowych [24]. Należy też pamiętać, że mówimy o bardzo niskim poziomie ryzyka bezwzględnego: w Seascale, gdzie zanotowano najwyższy, bo dziesięciokrotny wzrost poziomu występowania białaczek, zarejestrowano 7 przypadków w okresie 30 lat. Oczywiście jest, że każdy przypadek choroby nowotworowej dziecka jest dramatem, ale poziom ryzyka należy widzieć w odpowiedniej proporcji.

Wróćmy na końcu do wywiadu z profesorem Wszyńskim. Krytykując budowę dużej elektrowni mówi on „nie wiem, czemu nie ma więc mowy o małych elektrowniach. Można budować mniejsze elektrownie o mocy ok. 125- 500 MW (mocy elektrycznej), wtedy będzie je i łatwiej umiejscowić i łatwiej zagospodarować wytwarzane z nich ciepło w lokalnych elektrociepłowniach”. Ryzyko białaczek dziecięcych nie jest skorelowane z wielkością elektrowni, lecz z ich usytuowaniem w stosunku do miejsc zamieszkałych. Można założyć, że budowa wielu małych elektrowni wpłynie potęgująco na jego poziom. Krytykując plany budowy elektrowni w Polsce profesor używa zatem sprzecznych argumentów i trudno się oprzeć wrażeniu, że jego wypowiedź nie opiera się na głębokiej znajomości problemu.

Prof. dr hab. Andrzej Wójcik jest profesorem radiobiologii na Uniwersytecie w Sztokholmie i na Uniwersytecie Jana Kochanowskiego w Kielcach. Jest członkiem zarządu centrum badań w dziedzinie ochrony radiologicznej w Sztokholmie i prezesem Europejskiego Towarzystwa Badań Radiacyjnych.

Bibliografia

- Rossig C, Juergens H. Aetiology of childhood acute leukaemias: current status of knowledge. *Radiation Protection Dosimetry* 132: 114-118, 2008.
- Bogusławska-Jaworska J. Onkologia dziecięca. AM we Wrocławiu, Wrocław, 1997.
- Alexander F. Clusters and clustering of childhood cancer: A review. *European Journal of Epidemiology* 15: 847-852, 2009.
- Kinlen L. Evidence for an infective cause of childhood leukaemia: comparison of a Scottish new town with nuclear reprocessing sites in Britain. *Lancet* 2: 1323-1327, 1988.
- Doll R. The Seascale cluster: a probable explanation. *British Journal of Cancer* 81: 3-5, 1999.
- Urquhart J, Palmer M, Cutler J. Cancer in Cumbria: the Windscale connection. *Lancet* 1: 217-218, 1984.
- COMARE (1986) Committee on Medical Aspects of Radiation in the Environment (COMARE). First Report. The implications of the new data on the releases from Sellafield in the 1950s for the conclusions of the report on the investigation of the possible increased incidence of cancer in west Cumbria. HMSO, London.
- Gardner MJ, Snee MP, Hall AJ, Powell CA, Downes S. Results of case-control study of leukaemia and lymphoma among young people near Sellafield nuclear plant in West Cumbria. *British Medical Journal* 300: 423-429, 1990.
- Abouzeid Ali HE, Barber RC, Dubrova YE. The effects of maternal irradiation during adulthood on mutation induction and transgenerational instability in mice. *Mutat Res.* 2012 Jan 24. [Epub ahead of print].
- Baker PJ, Hoel DG. Meta-analysis of standardized incidence and mortality rates of childhood leukaemia in proximity to nuclear facilities. *European Journal of Cancer Care (England)* 16: 355-363, 2007.
- Laurier D, Grosche B, Hall P. Risk of childhood leukaemia in the vicinity of nuclear installations - findings and recent controversies. *Acta Oncologica* 41: 14-24, 2002.
- Laurier D, Jacob S, Bernier MO, Leuraud K, Metz C. Epidemiological studies of leukaemia in children and young adults around nuclear facilities: a critical review. *Radiation Protection Dosimetry* 132: 182-190, 2008.
- BfS (2007) Vorhaben StSch 4334: Epidemiologische Studie zu Kinderkrebs in der Umgebung von Kernkraftwerken (KiKK-Studie). Teil 1: Fall-Kontroll-Studie ohne Befragung. Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter.
- Kaatsch P, Spix C, Schulze-Rath R, Schmiedel S, Blettner M. Leukaemia in young children living in the vicinity of German nuclear power plants. *International Journal of Cancer* 122: 721-726, 2008.
- Spix C, Schmiedel S, Kaatsch P, Schulze-Rath R, Blettner M. Case-control study on childhood cancer in the vicinity of nuclear power plants in Germany 1980-2003. *European Journal of Cancer* 44: 275-284, 2008.
- Kaatsch P, Spix C, Jung I, Blettner M. Leukämien bei unter 5-jährigen Kindern in der Umgebung deutscher Kernkraftwerke. *Deutsches Ärzteblatt* 105: 725-732, 2008.
- Bewertung der epidemiologischen Studie zu Kinderkrebs in der Umgebung von Kernkraftwerken (KiKK-Studie) Stel-

lungnahme der Strahlenschutzkommission. Berichte der Strahlenschutzkommission, Heft 57, Verlag H. Hoffmann, Berlin.

Heinävaara S, Toikkanen S, Pasanen K, Verkasalo PK, Kurttio P, Auvinen A. Cancer incidence in the vicinity of Finnish nuclear power plants: an emphasis on childhood leukemia. *Cancer Causes Control*. 21:587-595, 2010.

Sermage-Faure C, Laurier D, Goujon-Bellec S, Chartier M, Guyot-Goubin A, Rudant J, Hémon D, Clavel J. Childhood leukemia around French nuclear power plants-The geocap study, 2002-2007. *Int J Cancer*. 2012 Jan 5. doi: 10.1002/ijc.27425. [Epub ahead of print]

Wojcik A, Feychting M. Childhood leukaemia around nuclear facilities. Report number: 2010:21, Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM), Szwecja.

Boutou O, Guizard AV, Slama R, Pottier D, Spira A. Population mixing and leukaemia in young people around the La Hague nuclear waste reprocessing plant. *British Journal of Cancer* 87: 740-745, 2002.

Kinlen L, Jiang J, Hemminki K. A case-control study of childhood leukaemia and paternal occupational contact level in rural Sweden. *British Journal of Cancer* 86: 732-737, 2002.

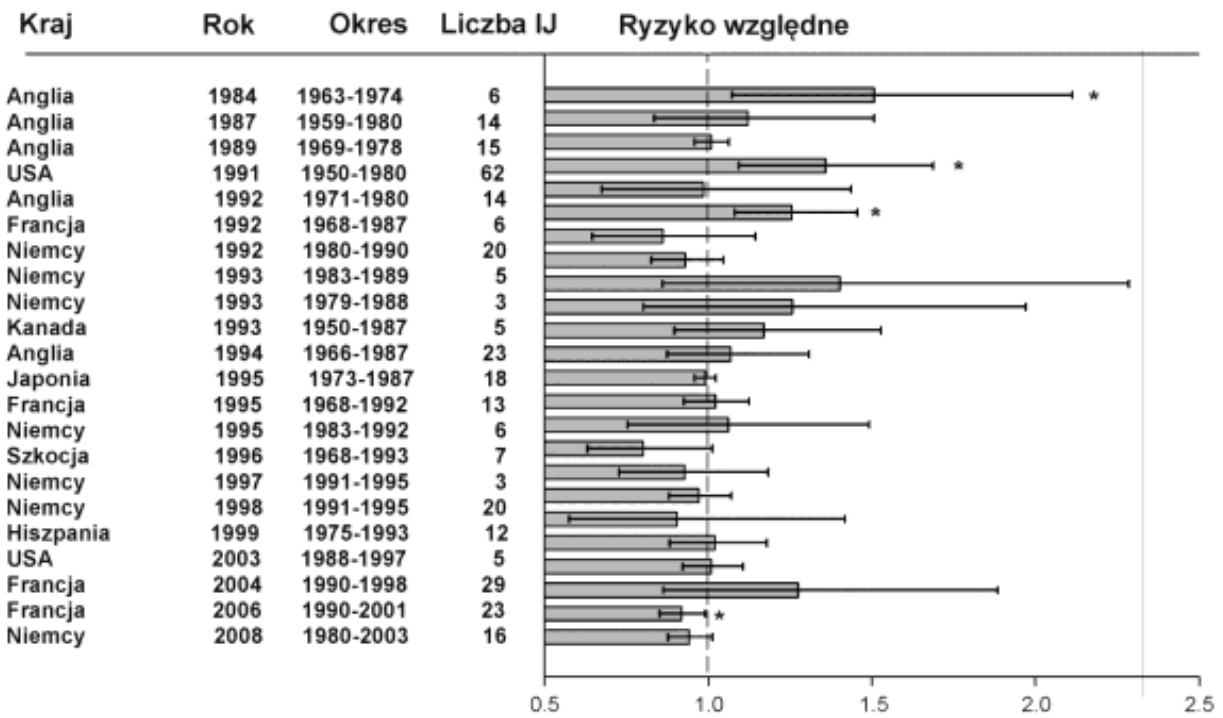
Dickinson HO, Parker L. Quantifying the effect of population mixing on childhood leukaemia risk: the Seascale cluster. *British Journal of Cancer* 81: 144-151, 1999.

Kroll ME, Stiller CA, Murphy MF, Carpenter LM. Childhood leukaemia and socioeconomic status in England and Wales 1976-2005: evidence of higher incidence in relatively affluent communities persists over time. *Br J Cancer* 105:1783-1787, 2011.

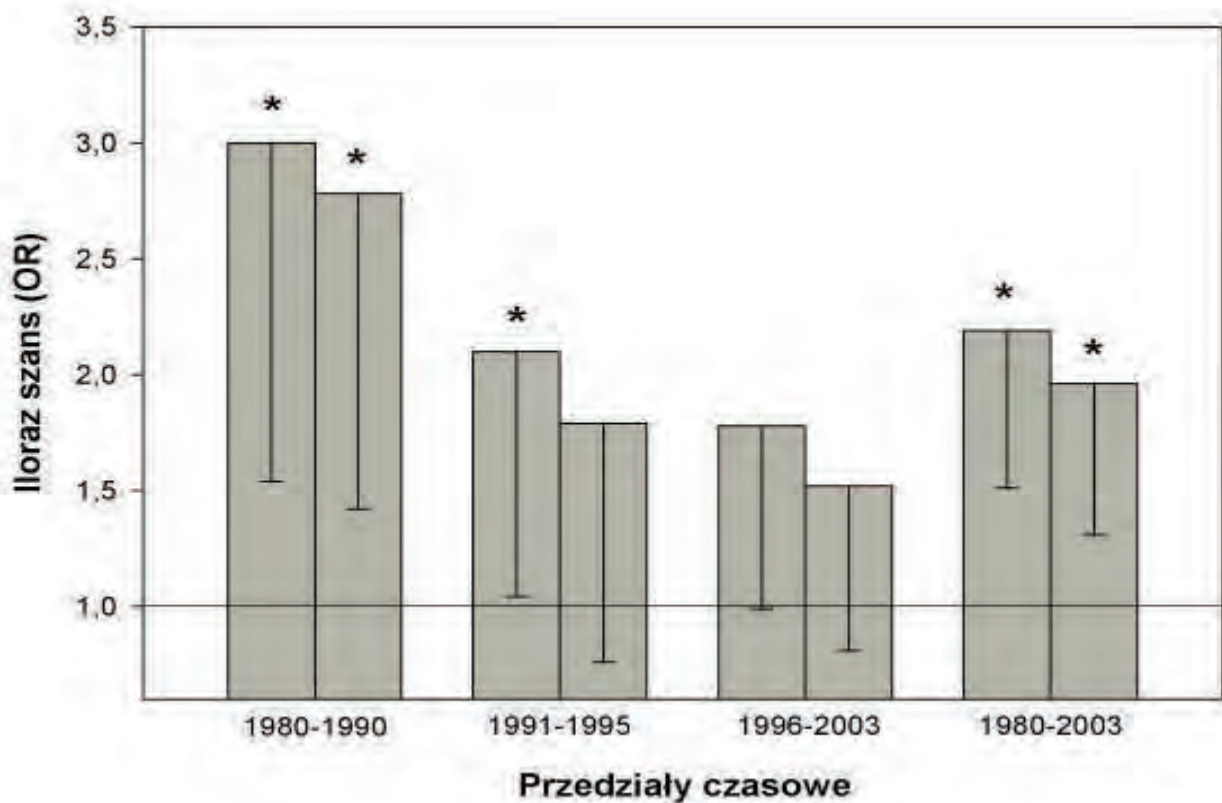
Odległość od EJ (km)	OR	95% PU	p	Liczba przypadków	Liczba kontroli
< 5	2,27	1,45-3,56	0,0003	37	54
5 - 9	1,09	0,78-1,52	0,62	57	170
10 – 29	1,00	-	-	327	1039
30 – 49	1,12	0,87-1,43	0,38	135	385
50 – 69	0,95	0,56-1,61	0,85	27	89
70 +	1,11	0,34-3,63	0,86	4	11
Suma				587	1748

Tabela 1. Względne ryzyko zapadalności na ostrą białaczkę (n= 587) u dzieci w wieku do 5 lat mieszkających w różnej odległości od najbliższej elektrowni jądrowej. EJ: elektrownia jądrowa; OR: iloraz szans (odds ratio); PU: przedział ufności; p: poziom znamienności dwustronnego testu porównującego wynik do przedziału odległości 10-29 km.

Promieniowanie jonizujące



Rys. 1. Ryzyko względne białaczki dziecięcej wśród mieszkańców okolic działających instalacji jądrowych w różnych krajach. Okres: okres obserwacji; Liczba IJ: liczba instalacji jądrowych. Słupki błędów symbolizują 95% przedziały ufności. Gwiazdki: znamiennego wzrost ryzyka. Według [14].



Rysunek 2. Ilorazy szans (ryzyko względne) dla białaczek wśród dzieci mieszkających w obszarze do 5km od elektrowni jądrowej w różnych okresach czasu. Kolumny po lewej stronie odnoszą się do: danych ze wszystkich elektrowni jądrowych; Kolumny po prawej słupki stronie do: danych ze wszystkich elektrowni jądrowych poza Krümmel; słupki błędów (pionowe linie w kolumnie) dolne 95% przedziały ufności; gwiazdki: znamiennego wzrost ryzyka w stosunku do obszarów > 5 km.

SYSTEMY WSPOMAGANIA DECYZJI CENTRUM DOSKONAŁOŚCI

MANHAZ

Sławomir Potemski

Ponad dziewięć lat temu, pierwszego grudnia 2002 roku rozpoczęło działalność Centrum Doskonałości „MANHAZ” (Management of Health and Environmental Hazards – Zarządzanie Zagrożeniami dla Zdrowia i Środowiska) umiejscowione w Instytucie Energii Atomowej. Przypomnijmy pokrótce jak doszło do jego powstania, co było zasadniczym celem powołania Centrum oraz jaką działalność nadal prowadzi¹.

Pod koniec 2001 roku w ramach 5 Programu Ramowego Unii Europejskiej ogłoszony został konkurs dla centrów doskonałości. Ówczesne Ministerstwo Nauki i Informatyzacji postanowiło wspomóc przygotowywanie wniosków niespotykaną jak na owe czasy kwotą 20 000 złotych. Spowodowało to duże zainteresowanie wielu grup badawczych. Faktycznie, w wyniku tego konkursu powstało sporo centrów doskonałości, jednak w jego pierwszej edycji finansowanie z Unii Europejskiej otrzymało w Polsce, o ile dobrze pamiętam, siedem. Jednym z nich był właśnie CD MANHAZ – co zostało formalnie zrealizowane w Instytucie Energii Atomowej w postaci projektu o takim samym akronimie² pod kierownictwem dr M. Borysiewicza, Główne cele jakie sobie postawiono były następujące:

- Zastosowanie zaawansowanych metod naukowych i technologii w zarządzaniu zagrożeniami dla środowiska.
- Zwiększenie efektywności zrozumienia wzajemnych powiązań między wieloma, zależnymi od źródła zagrożenia czynnikami, wpływającymi na zdrowie człowieka oraz wykorzystanie tej wiedzy do poprawy procesu podejmowania decyzji w celu ochrony człowieka i jego środowiska.
- Pełnienie roli katalizatora w wypracowywaniu trafniejszych decyzji w odniesieniu do środowiska poprzez solidne, oparte na podstawach naukowych zarządzanie zagrożeniami.

Jako misję Centrum określono sprawowanie przewodnictwa, wykonywanie ekspertyz i integrację wysiłków w odniesieniu do analiz zagrożeń pochodzących z przetwarzania niebezpiecznych substancji w Polsce.

Główne kierunki działań Centrum zdefiniowano w następujących punktach:

- umożliwienie wymiany informacji pomiędzy naukowcami a osobami zaangażowanymi w proces tworzenia polityki bezpieczeństwa na temat metod analizy zagrożeń, oraz
- pełnienie funkcji źródła informacyjnego dla wszystkich zainteresowanych stron.

Pomysł polegał, między innymi, na stworzeniu swego rodzaju forum, w skład którego wchodziłi:

- ⇒ twórcy narzędzi informatycznych do oceny i zarządzania zagrożeniami spowodowanymi przez poważne awarie oraz twórcy systemów wspomaganie decyzji,
- ⇒ personel centrów awaryjnych,

¹ Centrum Doskonałości (CD) to jednostki naukowe bądź struktury organizacyjne prowadzące badania naukowe i rozwijające nowoczesne technologie na najwyższym światowym poziomie. Skupiają zespoły uczonych o wybitnych osiągnięciach badawczych, którzy współpracują w zakresie wspólnych tematów, prowadzą wspólne projekty badawcze i technologiczne, podejmują bliską współpracę z przemysłem oraz prowadzą działalność szkoleniową i edukacyjną. (przyp. red.)

² Centrum Doskonałości MANHAZ powstało w 2002 roku w ramach V Programu Ramowego Unii Europejskiej. Głównym obszarem działalności Centrum są usługi w zakresie analiz bezpieczeństwa i ryzyka awarii instalacji przemysłowych w kontekście ochrony zdrowia ludzkiego, różnego rodzaju dóbr i środowiska naturalnego. Po zakończeniu projektu „MANHAZ”, CD MANHAZ działa dalej zgodnie z zasadą, iż projekty na centra doskonałości służą jedynie do początkowego wsparcia ich działalności. (przyp. red.)

⇒ inspektorzy ds. ochrony zdrowia i środowiska oraz osoby odpowiedzialne za bezpieczne zarządzanie fabrykami chemicznymi, instalacjami oraz systemami technologicznymi w transporcie niebezpiecznych materiałów (włączając w to transport rurociągami).

Zasadniczo chodziło o to, aby ułatwić współdziałanie twórców modeli z użytkownikami instalacji niebezpiecznych – tak aby interakcja między tymi dwiema grupami pozwoliła z jednej strony na zastosowanie bardziej zaawansowanych metod w praktyce, z drugiej zaś na lepsze dostosowanie narzędzi do rzeczywistych potrzeb użytkowników.

Główne działania Centrum skupiły się na organizacji spotkań roboczych o charakterze warsztatów oraz przygotowaniu materiałów szkoleniowych i technicznych w postaci broszur, przewodników, narzędzi programistycznych i dedykowanych portali WWW. Całość działalności zorganizowana była w postaci tematycznych pakietów roboczych obejmujących następujące zagadnienia:

- Modelowanie rozprzestrzeniania się zanieczyszczeń w atmosferze i środowisku wodnym na potrzeby systemów wspomagania decyzji w sytuacjach awaryjnych.
- Modele i narzędzia do ocen ryzyka związanego z przewozem towarów niebezpiecznych transportem drogowym i kolejowym.
- Metody i modele oceny ryzyka związanego z transportowaniem niebezpiecznych substancji rurociągami.
- Metodyka ocen ryzyka i zagrożeń środowiska dla różnych sposobów (tzw. cykli paliwowych) wytwarzania energii elektrycznych
- Organizacja krajowych grup roboczych dla ocen bezpieczeństwa związanego z użyciem materiałów promieniotwórczych w medycynie.
- Organizacja szkoły letniej pn. „Zarządzanie zagrożeniami dla środowiska”.
- Wymiana i weryfikacja informacji.

W trakcie realizacji projektu MANHAZ (tj. do 2006 roku) zorganizowano w sumie 12 warsztatów, szkołę letnią (wspólnie z Wydziałem Inżynierii Środowiska Politechniki Warszawskiej) ze 120 uczestnikami oraz wydano obszerną (ok. 1200 stron) monografię w języku angielskim pt. *“Models and techniques for health and environmental hazard assessment and management”*, będącą podsumowaniem całego projektu. Monografia obejmowała następujące zagadnienia:

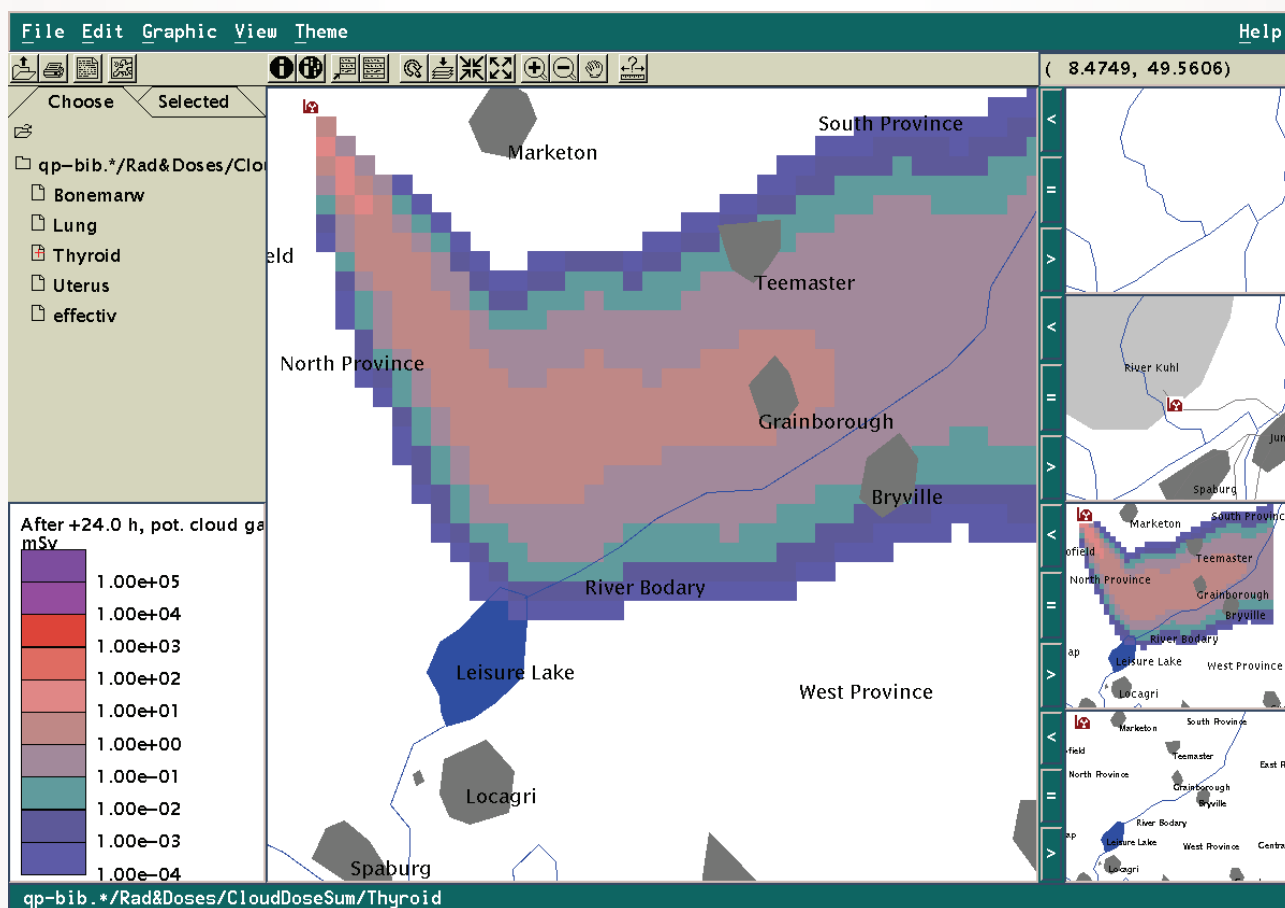
- Modelowanie jakości powietrza na potrzeby systemów wspomagania decyzji.
- Modelowanie skażeń wodnych (powierzchniowych i gruntowych).
- Poważne awarie stacjonarnych instalacji przemysłowych (bezpieczeństwo i analizy ryzyka).
- Oszacowanie ryzyka powierzchniowego rozprzestrzeniania się substancji niebezpiecznych.
- Modele i narzędzia do oszacowania ryzyka transportowania niebezpiecznych substancji rurociągami.
- Podejście do porównawczych oszacowań ryzyka cykli paliwowych produkcji elektryczności.
- Oszacowanie ryzyka i systemy zapewniania jakości w medycznych zastosowaniach promieniowania jonizującego.

Należy też dodać, że pod koniec projektu MANHAZ, który zakończył się w 2006 roku, dziennie notowano średnio ok. 200 wejść na dedykowaną stronę WWW, która zawierała bardzo dużo różnego rodzaju dokumentów – przede wszystkim raportów oraz materiałów z warsztatów i szkoły letniej.

Suche wyliczenie przedstawione powyżej to nie wszystko – Centrum Doskonalenia MANHAZ uczestniczyło – i wciąż uczestniczy – w szeregu projektów badawczych: unijnych oraz krajowych. Nie zamierzam tu wymieniać ich wszystkich, ale postaram się krótko podsumować najważniejsze osiągnięcia dotychczasowego okresu działalności CD MANHAZ .

System wspomaganie decyzji po wypadku jądrowym RODOS ("Real Time On-line Decision Support System for Nuclear Emergencies in Europe").

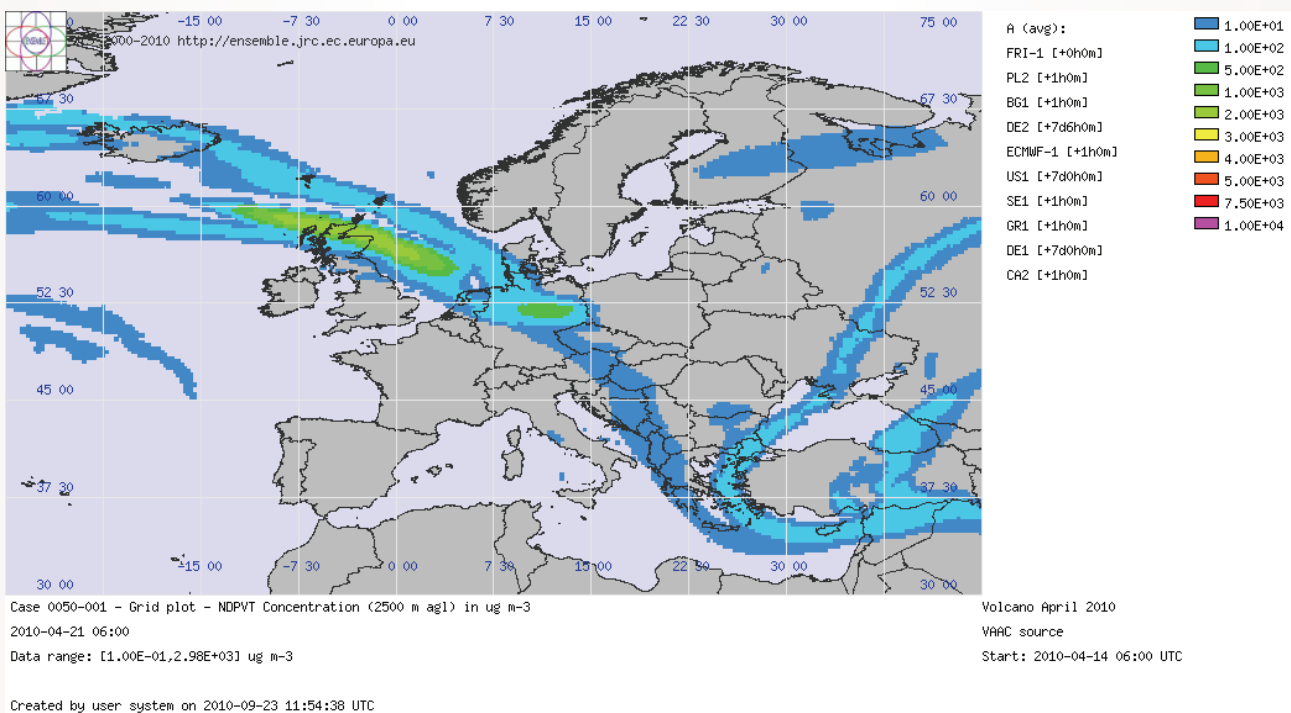
Został on opracowany w wyniku realizacji szeregu projektów UE, w których uczestniczyło ponad 50 instytucji europejskich - rolę koordynatora pełni Forschungszentrum Karlsruhe (obecnie KIT – Karlsruher Institute für Technologie). System RODOS został zaimplementowany w Centrum ds. Zdarzeń Awaryjnych Państwowej Agencji Atomistyki (PAA), gdzie jest używany do dnia dzisiejszego – CD MANHAZ stanowi zaplecze badawcze dla PAA w tym zakresie. System skonstruowany jest tak, aby ułatwiać podejmowanie decyzji od najwcześniejszego stadium wypadku do wielu lat po awarii oraz w szerokim zakresie odległości od miejsca uwolnienia - zarówno dla obszarów w bezpośrednim otoczeniu miejsca wypadku, jak również dla rejonów znacznie oddalonych od tego miejsca. RODOS jest systemem czasu rzeczywistego pracującym w trybie on-line tzn. ma możliwość pobierania i wykorzystywania nadchodzących danych zarówno z monitoringu meteorologicznego jak i radiologicznego. Zawiera on wiele modeli, z których najważniejsze to: symulacja krótko- i daleko-zasięgowego transportu i dyspersji w atmosferze, oszacowania dawek od różnych dróg narażeń, wyznaczanie skutków zdrowotnych deterministycznych i stochastycznych, oceny skuteczności przeciwdziałań oraz wybór optymalnych strategii postępowania po awarii jądrowej.



Rys. 1 System RODOS: oszacowanie dawek na tarczę po hipotetycznej awarii

ENSEMBLE – Metody korelacji i ewaluacji średnio- i dalekozasięgowych prognostycznych modeli transportu i dyspersji skażeń w atmosferze.

Wraz z kilkunastoma ośrodkami europejskimi CD MANHAZ wziął czynny udział w opracowaniu systemu ENSEMBLE do badania zespołów statystycznych (tzw. ensembling) w numerycznym prognozowaniu pogody oraz transporcie radionuklidów lub substancji chemicznych w atmosferze. W efekcie stworzony został, unikalny w skali światowej, system umożliwiający nie tylko dokonywanie szeregu analiz statystycznych, ewaluacji i porównań modeli, ale również do wykorzystania w praktyce – zwłaszcza w sytuacji zagrożeń transgranicznych. System jest zaimplementowany w taki sposób, że jego centralna baza i serwer znajdują się w Institute for Environment and Sustainability Joint Research Centre UE w Isprze (Instytut Środowiska i Zrównoważonego Rozwoju, Zjednoczony Instytut Badawczy Włochy) zaś użytkownicy mają możliwość przesyłania wyników symulacji wykonanych swoimi modelami oraz łatwego i szybkiego ich porównywania z wynikami pochodzącymi z innych modeli. Tego rodzaju podejście umożliwia dokonywanie ocen niepewności wyników, co ma szczególne znaczenie w przypadku rzeczywistych uwolnień substancji niebezpiecznych do środowiska. System był testowany w wielu ćwiczeniach oraz w prawdziwych sytuacjach awaryjnych (np. pożar rafinerii Hemel Hempstead, 2005). CD MANHAZ wciąż uczestniczy w działalności grupy ENSEMBLE – ostatnio także w przypadku rozprzestrzeniania się pyłu wulkanicznego w Islandii oraz analizy awarii w Fukushima.

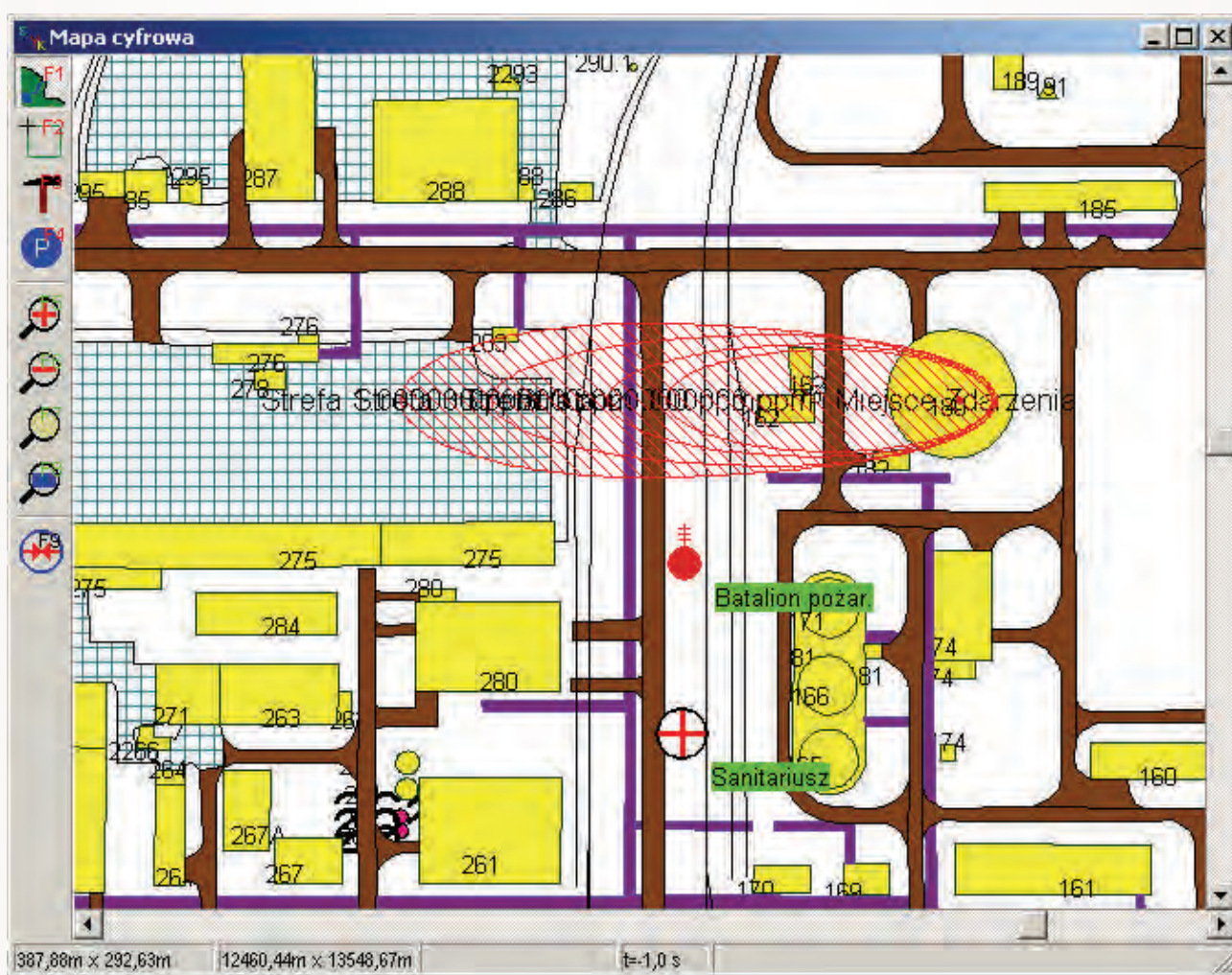


Rys. 2 System ENSEMBLE: analiza rozprzestrzeniania się pyłu wulkanicznego w 2010 r.

Komputerowy system zarządzania sytuacjami kryzysowymi w zakładach niebezpiecznych (SZYK)

System został opracowany w ramach programu wieloletniego „Dostosowywanie warunków pracy w Polsce do standardów Unii Europejskiej” koordynowanego przez Centralny Instytut Ochrony Pracy (CIOP). Koncepcja systemu polegała na opracowaniu zintegrowanego pakietu szeregu modułów – w szczególności takich jak: (1) z informatyzowana wersja planu operacyjno-ratowniczego zgodnie z wymogami ustawy o ochronie i kształtowaniu środowiska oraz z dyrektywą SEVESO II Unii Europejskiej; (2) numeryczne diagnozowanie pól meteorologicznych w oparciu o lokalne pomiary meteorologiczne; (3) mapy numeryczne uwzględniające topografię terenu łącznie z zabudową i pokryciem terenu oraz szczegółowe plany instalacji zakładu; (4) model rozprzestrzeniania się substancji szkodliwych w atmosferze i ośrodkach wodnych; (5) model ocen skutków awarii chemicznych dla ludzi i środowiska; (6) moduł wspomaganie akcji ratowniczej, w oparciu o wcześniej przygotowane plany operacyjno-ratownicze i obliczenia symulacyjne i dane z monitoringu; (7) moduł do wizualizacji wyników ww. obliczeń i przygotowywania raportów.

System SZYK ma charakter aplikacji dedykowanej tzn. jest adaptowalny do wykorzystania w dowolnym zakładzie chemicznym oraz w lokalnych centrach zarządzania kryzysowego.



Rys. 3 System SZYK: zarządzanie akcją po awarii w zakładzie chemicznym

Modele zagrożeń aglomeracji miejskiej wraz z systemem zarządzania kryzysowego na przykładzie m. st. Warszawy

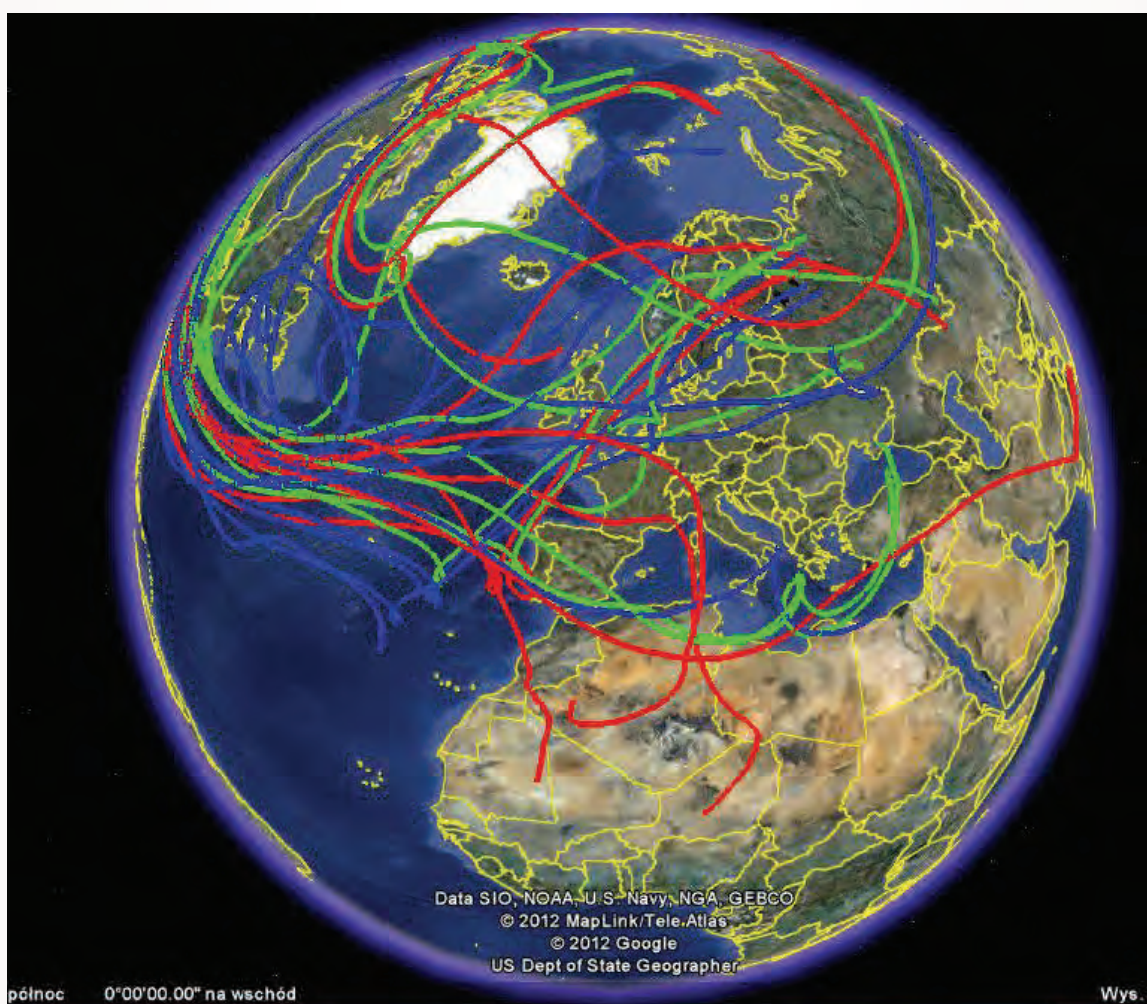
Z kolei w ramach dużego projektu koordynowanego przez Wojskową Akademię Techniczną CD MANHAZ był odpowiedzialny za przygotowanie dwóch zasadniczych modułów:

Monitoring, prognozowanie i symulacja zagrożeń w sytuacji katastrofy chemicznej i ataku terrorystycznego z użyciem wysokotoksycznych substancji chemicznych.

CD MANHAZ przeprowadził analizę stosowalności różnych modeli rozprzestrzeniania skażeń w atmosferze, które mogłyby uwzględniać specyfikę terenów zabudowanych i sprostać wymogom obliczeń w czasie rzeczywistym. W ramach systemu opracowano praktyczny symulator do efektywnego i łatwego wyznaczania stref zagrożeń po uwolnieniach niebezpiecznych substancji do atmosfery. Zaproponowano również proste modele transportu skażeń w wodach powierzchniowych i w miejskiej sieci dystrybucji wody pitnej oraz do analizy zagrożeń generowanych przez składowiska odpadów.

Monitoring, prognozowanie i symulacja zagrożeń oraz zarządzania kryzysowego w aglomeracji warszawskiej w sytuacji wystąpienia zagrożenia skażeniem promieniotwórczym.

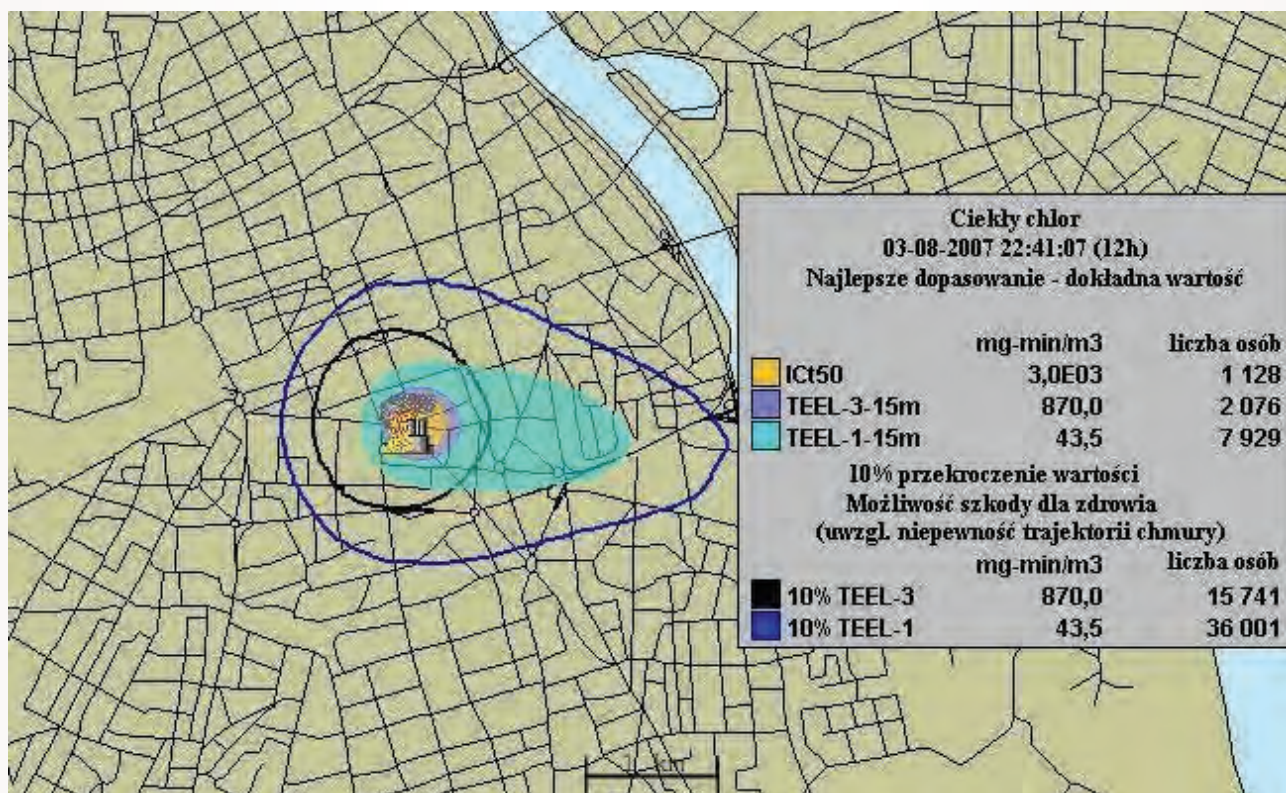
CD MANHAZ przeanalizował zagrożenia związane z instalacjami stałymi, bronią masowego rażenia, transportem substancji promieniotwórczych oraz zagrożenia dla wód. Opracowano metody monitorowania stanu zagrożenia radiologicznego oraz prognozowania skażeń radiologicznych za pomocą systemu RODOS oraz amerykańskiego pakietu do prognozowania zagrożeń o nazwie HPAC (Hazard Prediction and Assessment Capability, Prognozowanie zagrożeń i ocena ryzyka a także sposoby ich łączenia z pozostałymi modułami systemu.



Rys. 4 Analiza trajektorii po awarii jądrowej w Fukushima 2011 r.

System zarządzania ryzykiem dla ludzi i środowiska związanym z transportem kolejowym niebezpiecznych chemikaliów.

W ramach innego programu wieloletniego „Poprawa bezpieczeństwa i warunków pracy” również koordynowanego przez Centralny Instytut Ochrony Pracy (CIOP)) opracowano podstawy systemu zarządzania bezpieczeństwem związanego z transportem kolejowym substancji niebezpiecznych. W szczególności zajęto się problematyką zagrożeń związanych z emisją zanieczyszczeń do powietrza, hałasem, polami elektromagnetycznymi i wytwarzaniem odpadów. W każdej z tych grup zagadnień omówiono obowiązujące dyrektywy i zalecenia UE oraz uregulowania krajowe. Przedstawiono rekomendowane algorytmy i modele matematyczne szacowania wielkości tych zagrożeń oraz odpowiednie narzędzia komputerowe (programy obliczeniowe, systemy ekspertowe). Opracowano model oszacowań ryzyka związanego z przewozem substancji niebezpiecznych, z uwzględnieniem szczegółowych przyczyn powstawania scenariuszy zdarzeń, prowadzących do uszkodzeń wagonów transportujących substancje niebezpieczne. Opracowane narzędzia komputerowe dotyczą łatwych w zastosowaniu modeli uwolnień substancji niebezpiecznych do powietrza, środowiska wodnego i gleby, m.in. cieczy kriogenicznych i ropopochodnych. Przygotowano także interakcyjną bazę danych, która może służyć jako wspomaganie działań ratowniczych. Posiada ona własną bazę ok. 3000 substancji chemicznych i umożliwia szybkie określenia stref działań ratowniczych, ewakuacji ludności. Z bazy tej można także uzyskać informacje o koniecznych sposobach i środkach postępowania z substancjami po ich uwolnieniu do środowiska.



Rys. 5 Analiza sytuacji po hipotetycznym uwolnieniu ciekłego chloru w Warszawie

Komputerowy System Wspomagania Decyzji w zakresie Zarządzania Bezpieczeństwem Chemicznych (SWD-Chem)

Współ z Instytutem Ochrony Środowiska w ramach wymienianego już programu wieloletniego „Dostosowywanie warunków pracy w Polsce do standardów Unii Europejskiej” została opracowana prototypowa wersja systemu komputerowego SWD-Chem wspomagającego zarządzanie zagrożeniami chemicznymi. System ten integruje różne narzędzia i zasadniczo składa się z dwóch grup oprogramowania:

pakietu programów do ocen zgrubnych oryginalnie opracowanych dla amerykańskiej agencji ochrony środowiska (EPA) oraz systemu SADA (Spatial Analysis and Decision Assistance) do wspomagania zgrubnych ocen zagrożeń człowieka i środowiska powodowanych przez uwolnienia substancji chemicznych do środowiska;

otwartego środowiska informatycznego (MIMS – Multimedia Integrated Modelling System)), umożliwiającego prowadzenie zintegrowanych analiz obiegu (transport i los) chemikaliów w różnych komponentach środowiska (powietrze, woda, gleba).

Nie sposób wymienić wszystkich działań CD MANHAZ, ich lista byłaby zbyt długa, ale warto dodać, że wiele różnych mniej lub bardziej zaawansowanych modeli i programów komputerowych zostało zaimplementowanych i testowanych pod kątem przydatności do zastosowania w opisanych powyżej projektach i innych tu nie wymienionych. Centrum współpracuje z wieloma instytucjami krajowymi i międzynarodowymi. Sporo prac, na przykład w dziedzinie poważnych awarii instalacji przemysłowych, zostało wykonanych dla Głównego Inspektoratu Ochrony Środowiska. Z kolei dla zakładów chemicznych wykonywano analizy ryzyka, a także analizy podatności na zagrożenia, znane pod nazwą SVA (Security Vulnerability Analysis po ataku na wieże WTC w Nowym Jorku stały się istotnym elementem zarządzania bezpieczeństwem.

Należy także dodać, iż CD MANHAZ jest w zasadzie jedyną instytucją, która ma pewne doświadczenia w wykonywaniu probabilistycznych analiz bezpieczeństwa (PSA) w szczególności dla instalacji jądrowych, a obecnie wykonuje ekspertyzy dla PAA.

W ostatnich latach działalności CD MANHAZ coraz większy nacisk położono na wykorzystaniu modeli i programów dostosowanych do obliczeń wysokiej wydajności (HPC – High Performance Computing). Również w tym zakresie Centrum ma pewne tradycje. Abstrahując od faktu, że część pracowników wywodzi się z dawnego Centrum Obliczeniowego CYFRONET, należy przypomnieć, iż pierwszy klaster komputerowy typu Beowulf został zbudowany już 10 lat temu – jeszcze w trakcie tworzenia CD MANHAZ. Obecnie coraz więcej uwagi poświęca się np. tematyce obliczeniowej mechaniki płynów (CFD – Computational Fluid Dynamics). Znajduje ona zastosowanie, między innymi, do wyznaczania przepływów w warunkach miejskich, umożliwiające wykonanie precyzyjnych obliczeń transportu i dyspersji substancji niebezpiecznych w takich warunkach. Inny przykład zastosowania to obliczenia przepływów w ośrodkach porowatych, co umożliwia wykonywanie symulacji rozprzestrzeniania się skażeń w glebie. Jeszcze inny to symulacja powstawania dymu wewnątrz budynków czy nawet modelowanie wybuchów. Obecnie coraz częściej próbuje się zastosować pakiety CFD do obliczeń cieplno-przepływowych w reaktorach energetycznych. Te kierunki działań CD MANHAZ, wraz z prowadzonymi od lat pracami dotyczącymi systemów podejmowania decyzji, zarządzania zagrożeniami i wykonywania analiz ryzyka dla instalacji przemysłowych, w

*Program WELCOME Fundacji na rzecz Nauki Państwa
zespoły badawcze w polskich jednostkach nauki*

szczegółności PSA, stanowić powinny istotną część działań obecnego Narodowego Centrum Badań Jądrowych (NCBJ).

Jakie jest miejsce CD MANHAZ w nowej strukturze NCBJ?

Od 1 stycznia Centrum zostało wchłonięte przez Zakład Energetyki Jądrowej, więc można powiedzieć, iż pewnego rodzaju dotychczasowa samodzielność została utracona. Z drugiej strony Zakład jest dużą strukturą, więc teoretycznie daje większe możliwości działania. To co nie jest całkiem jasne to czy fakt bezpośredniego przypisania CD MANHAZ do energetyki jądrowej nie spowoduje zanikania innej – dotychczas przecież bardzo szeroko zakrojonej – działalności.

Samo życie zapewne odpowie na to pytanie. Dodajmy, że obecnie pracownicy CD MANHAZ są zaangażowani w realizację między innymi następujących projektów:

1. Opracowanie systemu informacji w czasie rzeczywistym o zagrożeniach poważnymi awariami na potrzeby wczesnego ostrzegania oraz zarządzania kryzysowego - projekt jest realizowany w ramach programu wieloletniego "Poprawa bezpieczeństwa i warunków pracy" - II etap, którego koordynatorem jest Centralny Instytut Ochrony Pracy.
2. Centrum Informatyczne w Świerku: infrastruktura i usługi dla energetyki – projekt ten jest wielkim przedsięwzięciem i zasługuje na zupełnie osobne omówienie.
3. W ramach programu WELCOME³ finansowanego przez Fundację na Rzecz Nauki Polskiej w projekcie prof. L. Roszkowskiego (NCBJ) dotyczącym zastosowania technik bayesowskich do wieleparametrowych problemów w fizyce z wykorzystaniem przetwarzania równoległego dla dużych zbiorów danych: w części dotyczącej stochastycznej rekonstrukcji zdarzeń (odtworzenie członu źródłowego na podstawie danych z monitoringu po uwolnieniu niebezpiecznych substancji do atmosfery).

Do tego należy dodać kontynuację wymienionych już uprzednio działań dla PAA w dziedzinie systemów wspomagania decyzji oraz probabilistycznych analiz bezpieczeństwa PSA.

³Program WELCOME Fundacji na rzecz Nauki Polskiej dotyczy wsparcia projektów realizowanych przez wybitnych uczonych z zagranicy tworzących zespoły badawcze w polskich jednostkach naukowych

WYZNACZANIE DAWEK PROMIENIOWANIA JONIZUJĄCEGO W CELU OCENY NARAŻENIA

Tadeusz Musiałowicz

Wprowadzenie

Napromienienie człowieka w wyniku użytkowania źródeł promieniowania jonizującego powinno być ograniczone do rozsądnie najniższego poziomu (zasada ALARA - „as low as reasonable achievable“). Ten rozsądny poziom, w warunkach normalnej pracy, nie może przekraczać limitów określonych w przepisach prawnych ochrony radiologicznej. Aby stosować się do tych zasad trzeba kontrolować narażenie, którego ocena nie zawsze wynika z bezpośredniego pomiaru. Artykuł niniejszy jest głównie adresowany do inspektorów ochrony radiologicznej i ma na celu ułatwienie im przeprowadzanie analizy stopnia narażenia pracowników i poprawności prowadzenia pac ze źródłami promieniownia.

1. Podstawowe wielkości w ochronie radiologicznej

Dawka pochłonięta

Średnia energia $d\bar{\varepsilon}$ przekazana przez promieniowanie jonizujące materii w elemencie objętości o masie dm .

$$D = d\bar{\varepsilon} / dm$$

Jednostką dawki pochłoniętej w układzie SI jest dżul na kilogram $J kg^{-1}$.

Specjalną nazwą jednostki dawki pochłoniętej jest grej Gy.

$$1Gy = 1 J kg^{-1}.$$

Średnia dawka pochłonięta

Dawka pochłonięta uśredniona w narządzie lub tkance T organizmu o masie m_T .

$$D_T = \varepsilon_T / m_T$$

Dawka równoważna

Średnia dawka pochłonięta w narządzie lub tkance $D_{T,R}$ ważona dla rodzaju i energii promieniowania jonizującego R . Waga w_R jest bezwymiarowy czynnik promieniowania w_R .

Wartości czynnika podane są rozporządzeniu Rady Ministrów /1 /.

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R}$$

Jednostką dawki równoważnej w układzie SI jest dżul na kilogram $J kg^{-1}$.

Specjalną nazwą jednostki dawki równoważnej jest siwert Sv.

Dawka efektywna

Suma ważonych dawek równoważnych /dawka podwójnie ważona/ we wszystkich określonych w rozporządzeniu /1/ tkankach i narządach ciała od narażenia zewnętrznego i wewnętrznego. Waga w_T jest bezwymiarowy czynnik tkanki w_T . Wartości czynnika dla wchodzących w rachubę narządów i tkanek podane są w w. rozporządzeniu /1/.

$$E = \sum_T w_T H_T$$

Obciążająca dawka równoważna

Dawka równa całce w czasie τ z mocy dawki równoważnej w tkance lub narządzie T, którą otrzymuje osobnik w wyniku wniknięcia do organizmu nuklidu promieniotwórczego.

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T dt$$

t_0 – moment wniknięcia nuklidu do organizmu

τ – czas odpowiadający rozpatrywanemu okresowi narażenia organizmu

Obciążająca dawka efektywna

Suma iloczynów obciążających dawek równoważnych H_T i odpowiednich czynników wagowych tkanki w_T .

$$E(\tau) = \sum_T w_T H_T(\tau)$$

Praktycznie rozpatrywany okres narażenia organizmu to 50 lat dla pracowników (osoby dorosłe) i 70 lat dla ludności (dzieci).

Zbiorowa (kolektywna) dawka efektywna

Iloczyn liczby osób N_i w grupie i i średniej dawki efektywnej E_i w tej grupie osób narażonych od określonego źródła promieniowania.

$$S_i = N_i E_i$$

Jeśli populacja narażonych od określonego źródła osób składa się z różnych grup, dawka zbiorowa tej populacji jest sumą dawek w poszczególnych grupach.

$$S = \sum_i N_i E_i$$

Jednostką dawki zbiorowej jest osobo siwert.

Wielkość ta jest stosowana głównie dla przeprowadzania procedury optymalizacji w ochronie radiologicznej. Jest ona oparta na przyjętej, przy ocenie stochastycznych skutków promieniowania, hipotezie LNT (linear non threshold) i sens jej stosowania jest ostatnio mocno krytykowany. Została jednak utrzymana przez Międzynarodową Komisję Ochrony Radiologicznej ((ICRP) w projekcie nowych zaleceń.

2. Wielkości operacyjne

Równoważnik dawki

Iloczyn dawki pochłoniętej D w określonym punkcie tkanki i czynnika jakości promieniowania Q . Bezwymiarowy czynnik jakości promieniowania jest zależny od wartości liniowego przekazania energii przez promieniowanie jonizujące.

$$H = QD$$

Jednostką równoważnika dawki w układzie SI jest džul na kilogram $J kg^{-1}$.

Specjalną nazwą jednostki równoważnika dawki jest siwert Sv.

Przestrzenny równoważnik dawki

$H^*(d)$ - równoważnik dawki w punkcie pola promieniowania jaki był by wytworzony przez odpowiednie rozciągnięte i zorientowane¹ pole w kuli ICRU (Międzynarodowa Komisja Jednostek Radiologicznych) na głębokości d , na promieniu przeciwnym do kierunku pola zorientowanego.

Wielkość tą mierzymy, w celu kontroli otoczenia, w referencyjnym punkcie pola promieniowania przenikliwego, przyjmując głębokość $d = 10 \text{ mm}$ - $H^*(10)$.

Kierunkowy równoważnik dawki

$H(d, \Omega)$ - równoważnik dawki w punkcie pola promieniowania, jaki byłby wytworzony przez odpowiednie rozciągnięte² pole w kuli ICRU na głębokości d , na promieniu skierowanym w określonym kierunku, Ω .

Wielkość tą mierzymy, w celu kontroli otoczenia, w referencyjnym punkcie pola promieniowania mało przenikliwego, przyjmując głębokość $d = 0,07 \text{ mm}$ - $H(0,07, \Omega)$. Wystarcza to praktycznie także dla oceny narażenia soczewek oczu (mimo że znajdują się na głębokości 3 mm).

Indywidualny równoważnik dawki

$H_p(d)$ - równoważnik dawki w miękkiej tkance na odpowiedniej głębokości d , poniżej określonego punktu ciała.

Określony punkt to miejsce, reprezentatywne dla oceny narażenia, gdzie noszony jest dawkomierz indywidualny. Odpowiednia głębokość dla promieniowania przenikliwego to $d = 10 \text{ mm}$, a dla mało przenikliwego $d = 0,07 \text{ mm}$. Przy kontroli wybiórczego narażenia kończyn również dla promieniowania przenikliwego mierzy się - $H_p(0,07)$.

Biologiczne skutki napromienienia

Analizując narażenie człowieka na promieniowanie, bierzemy pod uwagę dwa rodzaje jego skutków: deterministyczne i stochastyczne.

Skutki deterministyczne to reakcja tkanek występująca w krótkim okresie po napromienieniu. Skutki te mogą jedynie wystąpić jedynie po przekroczeniu pewnego progu dawki, a ich ostrość zależy od tego jak znacznie próg ten został przekroczony. Uważa się, że żadna z tkanek nie wykazuje promienioczułości poniżej dawki około 100 mGy (niezależnie od wartości liniowego przekazania energii).

Przestrzeganie podanych w przepisach limitów dawek równoważnych zabezpiecza przed skutkami deterministycznymi. Limity dawek równoważnych ustalono dla skóry, kończyn i soczewek oczu. Tkanki te są najbardziej narażone na możliwość selektywnego, lokalnego napromienienia i w tym przypadku limity dawki efektywnej nie zabezpieczają wystarczająco przed efektami deterministycznymi.

Skutki stochastyczne to przede wszystkim zwiększenie prawdopodobieństwa indukowania nowotworów i zmian genetycznych. Nowotwory mogą powstawać w wyniku mutacji komórek somatycznych, a genetyczne uszkodzenia potomstwa, w wyniku mutacji komórek reprodukcyjnych. Efekty stochastyczne występują w długim okresie po napromienieniu (kilka a nawet kilkadziesiąt lat). Ich ostrość nie zależy od wartości dawki, od której zależy

¹ Pole rozciągnięte i zorientowane: pole promieniowania, w którym fluencja cząstek oraz jego kierunkowy i energetyczny rozkład są takie same jak w polu rozciągniętym ale fluencja jest jednokierunkowa.

² Pole rozciągnięte: pole wyznaczone na podstawie pola rzeczywistego, w którym fluencja cząstek i jego kierunkowy i energetyczny rozkład, we wchodzącej w rachubę objętości, mają te same wartości jak w rzeczywistym polu w rozpatrywanym punkcie.

jedynie prawdopodobieństwo ich wystąpienia. Przyjmuje się, że nie ma tu progu dawki. (hipoteza LNT). Przestrzeganie podanych w przepisach limitów dawki efektywnej, zmniejsza do akceptowanego, w ochronie radiologicznej, poziomu prawdopodobieństwa wystąpienia skutków stochastycznych promieniowania oraz zabezpiecza, nie napromieniane selektywnie narządy i tkanki, z dużym zapasem przed efektami deterministycznymi.

Ocena narażenia

Limitowane w przepisach, związane z narażeniem organizmu człowieka wielkości, dawka równoważna i dawka efektywna, nie są mierzalne. Dla ich oceny posługujemy się w dozymetrii wskaźnikami – wielkościami operacyjnymi. Stosując wielkości operacyjne, należy pamiętać, że dla spełnienia wymagań ochrony radiologicznej, niezbędne jest zapewnienie pesymistycznej oceny narażenia tzn. określenie najwyższych z prawdopodobnych wartości napromienienia człowieka.

Przy określaniu dawki posługujemy się różnymi, w zależności od potrzeb, wielkościami równoważnika dawki. Zostało to ogólnie omówione w punkcie „wielkości operacyjne”. Szczegóły podane są w zestawieniach poniżej.

Kontrola dawek równoważnych w skórze, kończynach i soczewkach oczu.

Kontrola otoczenia : mierzy się równoważnik dawki kierunkowy $H(0,07, \Omega)$.

Kontrola indywidualna : mierzy się równoważnik dawki indywidualny $H_p(0,07)$

Stosując tę praktyczną akceptowaną przez ICRP zasadę, przy dobieraniu odpowiedniego równoważnika dawki, niema potrzeby kierowania się określeniem czy promieniowanie jest silnie czy mało przenikliwe.

Dla soczewek oczu można spotkać się ze stosowaniem równoważników $H(3, \Omega)$ i $H_p(3)$, ale jest to w praktyce bardzo rzadko stosowane.

Kontrola dawek równoważnych jest stosunkowo prosta. Do pomiaru wybiera się reprezentatywne, najbardziej narażone miejsce i zakłada się, że tkanka jest napromieniana równomiernie. Można wtedy przyjąć że moc dawki lub dawka, odpowiada mierzonej mocy równoważnika lub równoważnikowi dawki. Pomiarów indywidualnych dokonuje się najczęściej na palcu lub/i nadgarstku ręki. Przy pomiarach środowiskowych trzeba jeszcze właściwie ocenić czas narażenia.

Kontrola dawki efektywnej

Kontrola otoczenia : mierzy się równoważnik dawki przestrzenny - $H^*(10)$.

Kontrola indywidualna : mierzy się równoważnik dawki indywidualny - $H_p(10)$

Dawka efektywna to suma napromienienia organizmu od źródeł zewnętrznych i wewnętrznych. Gdy przy ocenie narażenia w rachubę wchodzi jedynie narażenie zewnętrzne, sprawa kontroli jest tak samo prosta jak przy ocenie dawki równoważnej. Przy pomiarach indywidualnych dawkomierz umieszcza się w reprezentatywnym miejscu na korpusie ciała (najczęściej na wysokości klatki piersiowej) i mierzy się równoważnik dawki $H_p(10)$, który przy równomiernym napromienieniu odpowiada dawce efektywnej.

Gdy zachodzi potrzeba oceny składowej narażenia od źródeł promieniowania znajdujących się wewnątrz organizmu sprawa jest znacznie bardziej skomplikowana.

Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej chcąc ułatwić wdrażanie zaleceń ICRP /3/5 rozwinęła praktycznie w swoich przepisach /2/ wzór $E = \sum_T w_T H_T$ określający dawkę

efektywną. Całkowita dawka efektywna: $E_T = H_p(d) + \sum_j e(g)_{j,ing} I_{j,ing} + \sum_j e(g)_{j,inh} I_{j,inh}$

gdzie: $H_p(d)$ – indywidualny równoważnik dawki promieniowania przenikliwego(t.zn. $d=10$)

$e(g)_{j,ing}$ i $e(g)_{j,inh}$ - oznaczają jednostkowe obciążające dawki efektywne osób w grupie wiekowej g / podział na grupy wiekowe dotyczy narażenia ludności/ otrzymane w

wyniku wniknięcia do organizmu drogą pokarmową (ing) lub oddechową (inh) jednostkowej aktywności nuklidu promieniotwórczego j.

$I_{j,ing}$ i $I_{j,inh}$ – oznaczają odpowiednie aktywności nuklidu j.

Wartości jednostkowych dawek obciążających podane są w przepisach IAEA /2/ i w rozporządzeniu /1/.

Podany przez IAEA wzór na całkowitą dawkę efektywną zawiera jedną nieścisłość, nie należy pisać znaku równości między dawką i równoważnikiem który jest jedynie jej wskaźnikiem

Poprawnie podane jest rozwinięcie wzoru na dawkę efektywną w ostatnim projekcie zaleceń ICRP (Draft Recommendations 12.01.2007).

$$E \cong H_p(10) + E(50) \quad \text{gdzie: } E(50) = \sum_j e(g)_{j,ing} I_{j,ing} + \sum_j e(g)_{j,inh} I_{j,inh}$$

W rzadkich przypadkach znaczącego udziału w narażeniu zewnętrznym promieniowania mało przenikliwego, zaleca się do podanego wyżej wzoru dodać wielkość $0,01 H_p(0,07)$. Potrzeba bardziej szczegółowego rozpatrzenia sytuacji i uwzględnienia $H_p(0,07)$ dla skóry może zachodzić gdy dawki są duże (osiągają lub przekraczają dawki graniczne), a pole promieniowania jest bardzo niejednorodne. Potrzeba ta może zachodzić szczególnie wtedy gdy zarówno dawka równoważna promieniowania mało przenikliwego jak i dawka (na całe ciało) promieniowania przenikliwego osiąga albo przekracza wartość graniczną lub gdy dużą dawką promieniowania mało przenikliwego napromieniowana została duża powierzchnia ciała. W pierwszym przypadku nawet niewielka składowa dawki efektywnej może spowodować przekroczenie limitu, a w drugim (gdy jest to np. całe ciało) składowa ta będzie dawać znaczącą wartość dawki efektywnej (przy dawce równoważnej 500 mSv – dawka efektywna wyniesie 5 mSv). W sytuacjach gdy powierzchnia napromieniona dużymi dawkami jest mała (najczęściej spotykany przypadek wybiórczego narażenia rąk), graniczna dawka w skórze spowoduje składową dawki efektywnej rzędu 10^{-1} mSv. Wynika to ze sposobu oceny tej składowej na podstawie narażenia skóry (uśrednia się dawkę równoważną na powierzchnię całej skóry). Zasada ta jest jednoznacznie określona w przepisach IAEA /2/.

W podanych przykładach szacowania dawki efektywnej przyjęto graniczną wartość dawki równoważnej - 500 mSv, jest to limit, a więc wartość najbardziej pesymistyczna. Jeśli dawka równoważna w skórze będzie większa to należy zmienić technologię pracy albo zrezygnować z jej wykonywania, bo ustalonych w przepisach limitów nie należy przekraczać.

Przy ocenie dawki efektywnej obciążającej od skażeń wewnętrznych w danym roku kalendarzowym, przyjmuje się dla narażenia zawodowego, okres 50 lat (dla tego okresu narażenia mamy podane w przepisach wartości jednostkowych dawek obciążających). Mimo że interesuje nas w tym przypadku w zasadzie, dawka obciążająca w roku kalendarzowym w którym nastąpiło wniknięcie, nie popełniamy dużego błędu bo jeśli półokres fizyczny nuklidu jest krótki, na następne lata nic nie zostanie, a nawet jeśli jest długi to co pozostało, zostało już pesymistycznie uwzględnione w obliczonej dawce obciążającej w danym roku.

Praktycznie stosowany dla kontroli narażenia wzór na całkowitą dawkę efektywną podaje w nieco zmienionej postaci rozporządzenie /1/.

$$E = E_Z + \sum_j e(g)_{j,p} J_{j,p} + \sum_j e(g)_{j,o} J_{j,o}$$

gdzie: E_Z - dawka od narażenia zewnętrznego

Pozostałe oznaczenia odpowiednio jak we wzorze podanym przez IAEA.

Wymagania, metody badań, oraz charakterystyki dawkomierzy indywidualnych z bezpośrednim odczytem do pomiaru równoważnika dawki i mocy równoważnika dawki, promieniowania α , γ i β , podaje norma Europejskiego Komitetu Normalizacyjnego CEN

/4/. Przewiduje się, że w przyszłym roku norma ta zostanie przetłumaczona i wydana jako Polska Norma.

Zasady wzorcowania dawkomierzy otoczenia i dawkomierzy indywidualnych do pomiaru równoważnika dawki i mocy równoważnika dawki promieniowania fotonowego o energii od 8 keV do 9 MeV określone są w Polskiej Normie /5/. Norma ta określa także fantomy wodne stosowane przy wzorcowaniu w zależności od miejsca noszenia dawkomierza.

Palce – $H_p(0,07)$ – fantom prętowy, walec o długości 300 mm i średnicy 19 mm. Przegub dłoni i kostki stóp – $H_p(0,07)$ – fantom kolumnowy, cylinder o długości 300 mm i średnicy 73 mm.

Korpus – $H_p(10)$ – fantom płytowy, płyta 30 cm x 30 cm x 15 cm. Dla promieniowania o małej energii dawkomierze noszone na korpusie wzorcowane są także dla $H_p(0,07)$

Ponieważ dawkomierze podczas wzorcowania umieszczają się w powietrzu na powierzchni fantomu /lub w wolnym powietrzu/, norma podaje, dla różnych widm promieniowania, współczynniki przeliczeniowe z kermy w powietrzu na równoważnik dawki.

Podsumowanie

Dawki równoważne dla skóry, kończyn i soczewek oczu wyznacza się na podstawie wskaźników: $H_p(0,07)$ i $H^*(0,07)$.

Dawkę efektywną w większości przypadków wyznacza się ze wzoru: $E \cong H_p(10) + E(50)$, uwzględniając dla składowej narażenia zewnętrznego tylko promieniowanie przenikliwe, tzn. przy kontroli indywidualnej mierzy się $H_p(10)$, a przy pomiarach środowiskowych $H^*(10)$.

Przy zawodowym narażeniu wewnętrznym bierze się pod uwagę dawkę obciążającą w okresie 50 lat. Uwzględnia się tylko tkanki i narządy, dla których ICRP określiła czynniki wagowe w_T . Lista tych narządów i tkanek może zostać w przyszłości uzupełniona jeśli ICRP uzna, że mogą być one wybiórczo napromieniane i przyczyniać się w sposób znaczący do powstawania w organizmie nowotworów. Wtedy ulegną zmianie wartości innych czynników w_T , gdyż suma wszystkich czynników musi pozostać równa jedności.

Bibliografia

1. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 18 stycznia 2005 r. w sprawie dawek granicznych promieniowania jonizującego.
2. International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. Safety Series No. 115. IAEA, Vienna 1996.
3. Recommendations of ICRP. ICRP Publication 60. Pergamon Press, Oxford 1991.
4. EN 61529 / 2006). Measurements of personal dose equivalents $H_p(10)$ and $H_p(0,07)$ for X, gamma and beta radiations. Direct reading personal dose equivalent and/or dose equivalent rate meters.
5. PN-ISO 4037-3 / 2005 . Wzorcowanie dawkomierzy otoczenia i dawkomierzy indywidualnych oraz określanie ich charakterystyk energetycznych i kierunkowych.
6. Council Directive 96/29 /EURATOM of 13 May 1996.

Tadeusz Musiałowicz

Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej

Autor wyraża podziękowanie mgr inż. Januszowi Henschke za cenne uwagi oraz v-ce Prezesowi PAA mgr inż. Witoldowi Łada za dyskusję

RADIOACTIVE@HOME

Krzysztof Piszczek, mgr. inż. Michał Szoplik

We współczesnym świecie zapotrzebowanie na energię rośnie w dużym tempie, a sposoby uzyskiwania wystarczających jej ilości są tematem niezwykle medialnym. Wzrost zainteresowania alternatywnymi źródłami energii jest niewątpliwie pozytywnym aspektem szumu medialnego jednak współczesna technologia pozwala na uzyskanie z elektrowni wiatrowych bądź kolektorów słonecznych jest jedynie małej części bilansu energetycznego nawet w najbardziej rozwiniętych krajach.

Jednym z najtańszych i najnowocześniejszych, a jednocześnie budzących największe kontrowersje społeczne sposobów na zaspokojenie zapotrzebowania współczesnej gospodarki jest wykorzystanie możliwości energetyki jądrowej. Niewątpliwie jest to jedna z najtańszych metod, nie powodująca zanieczyszczenia środowiska, ale wciąż nie doceniana, szczególnie w naszym kraju, metoda uzyskiwania taniej energii elektrycznej. Społeczeństwo obawia się zagrożenia katastrofą podobną jaka wydarzyła się w 1986 roku w Czarnobylu, czy też w marcu 2011 w Fukushima. Niestety, obawy te powoduje głównie brak rzetelnej informacji lub jej słaba dostępność. Odpowiadając na bieżące wydarzenia, w ramach współpracy grupy ludzi powstał projekt Radioactive@Home.

Czym jest Radioactive@Home (Rad@H)

Projekt powstał jako społeczna, w pełni wolna i niekomercyjna inicjatywa grupy ludzi zrzeszonych w nieformalnym zespole [BOINC@Poland](#)¹. Główną misją drużyny jest udostępnianie wolnej mocy obliczeniowej komputerów domowych dla dużych i zaawansowanych projektów naukowych. Celem projektu Rad@H jest stworzenie rozległej (światowej) sieci czujników promieniowania jonizującego (beta i gamma) przy zachowaniu możliwie niskich kosztów sprzętu, działającej w ramach sieci przetwarzania rozproszonego (BOINC). Drugim celem projektu jest edukacja w dziedzinie energetyki atomowej, zagadnień technicznych związanych z fizyką nuklearną oraz propagowanie idei przetwarzania rozproszonego.

Warto zwrócić uwagę, że samo powstanie projektu wymagało współpracy ludzi dysponujących wiedzą z różnych dziedzin ogólnie pojętej nauki. Drużyna składa się z ludzi zajmujących się fizyką, programowaniem mikrokontrolerów, programowaniem w językach PC, obsługą serwerów i baz danych, a także stroną graficzną oraz prezentacją wyników. W rezultacie wielu z członków zespołu musiało nauczyć się pewnych aspektów innej dziedziny (np. programista mikrokontrolera musiał pozyskać wiedzę na temat przeliczania wartości promieniowania, używanych jednostek, itp.).

Bardzo ciekawym aspektem projektu jest jego otwartość. Wszystkie materiały powstałe podczas prac nad projektem zostały udostępnione publicznie, dzięki temu każdy zainteresowany może skorzystać ze schematu detektora i na tej bazie stworzyć swój własny, bądź wykorzystać tę wiedzę w inny sposób, również oprogramowanie (zarówno w wersji źródłowej jak i skompilowanej) jest cały czas dostępne na stronie projektu do dowolnego wykorzystania.

Najciekawszym jednak aspektem **Radioactive@Home** jest stałe publikowanie danych od-

¹ BOINC@Poland jest drużyną narodową i zrzesza największą liczbę zapaleńców przetwarzania rozproszonego w Polsce. Realizowane są projekty z zakresu ekologii, medycyny, biologii, astronomii, matematyki, fizyki, chemii i innych działów nauki. Społeczność internetowa BOINC@Poland wspiera nowych użytkowników i dzieli się z nimi wszelkimi potrzebnymi informacjami.

² BOINC (Berkeley Open Infrastructure for Network Computing) – Otwarta architektura przetwarzania rozproszonego uniwersytetu Berkeley, <http://boinc.berkeley.edu/>

czytywanych z detektorów w czasie rzeczywistym na specjalnie do tego celu stworzonej mapie. Pozwala to na bieżąco porównywać dane publikowane przez oficjalne agencje i jest jednocześnie całkowicie niezależne od tychże agencji. W kraju w pełni demokratycznym jakim jest Polska takie dane są czysto poglądowe, jednak wciąż jest wiele państw gdzie władze zatajają lub z dużym opóźnieniem publikują informacje. Istnienie niezależnej sieci detektorów promieniowania może być bardzo przydatne w przypadku państw, gdzie demokracja wciąż nie jest tak pełna jak w Polsce lub brakuje nadzoru międzynarodowego nad programem atomowym.

Celem projektu nie jest zastąpienie międzynarodowych systemów kontroli skażeń, takich jak IAEA, CTBTO, lecz raczej ich uzupełnienie a także w pewnym stopniu alternatywa dla osób chcących mieć potwierdzenia danych oficjalnych. Oczywiście jest także, że nie może być jedynym źródłem wiedzy na temat aktualnego promieniowania, ze względu na zachowanie dostępnej dla każdego ceny autorzy projektu nie mogą certyfikować każdego egzemplarza, jednak wysoka powtarzalność czułości w wykorzystanych detektorach Geigera gwarantuje dość dokładne pomiary (przeprowadzone testy m.in. z wykorzystaniem czujnika Terra MKS-05 wykazują bardzo dobrą zbieżność otrzymanych odczytów).

Dzięki wyjątkowo niskiej cenie skonstruowanego detektora projekt może w bardzo dużym stopniu pokryć nawet spore obszary, w stopniu kilkakrotnie większym niż w wypadku istniejących sieci państwowych, – w styczniu 2012 uruchomiono następnych 60 detektorów tylko na terenie Polski, co da łącznie wraz z już uruchomionymi 90 punktów pomiarowych na naszym terenie!

W chwili obecnej około 200 czujników pracuje już w systemie ciągłym z czego połowa w Polsce, a reszta w Niemczech, Japonii, Hiszpanii, Czechach, Wielkiej Brytanii, Belgii, Kanadzie, USA oraz Danii. W fazie produkcji obecnie jest 250 czujników przeznaczonych dla krajów wymienionych wcześniej oraz Japonii, Tajwanu, Korei Południowej, Francji, Norwegii, Finlandii oraz Włoch. Zainteresowanie wyrazili także wolontariusze z Australii, Ukrainy oraz Białorusi.

Geneza

Zespół BOINC@Poland od kilku już lat prowadzi kilka inicjatyw związanych z wspieraniem prac naukowych. Głównym kierunkiem działań jest rozwijanie projektów związanych przetwarzaniem rozproszonym takich jak np. projekty: Enigma@Home (projekt zajmuje się deszyfracją, zaszyfrowanych niemiecką Enigmą wiadomości z czasów II wojny światowej), Mersenne@Home (prowadzi zaawansowane obliczenia matematyczne), propagowaniem nauki i przetwarzania rozproszonego w szkołach i urzędach, itp.

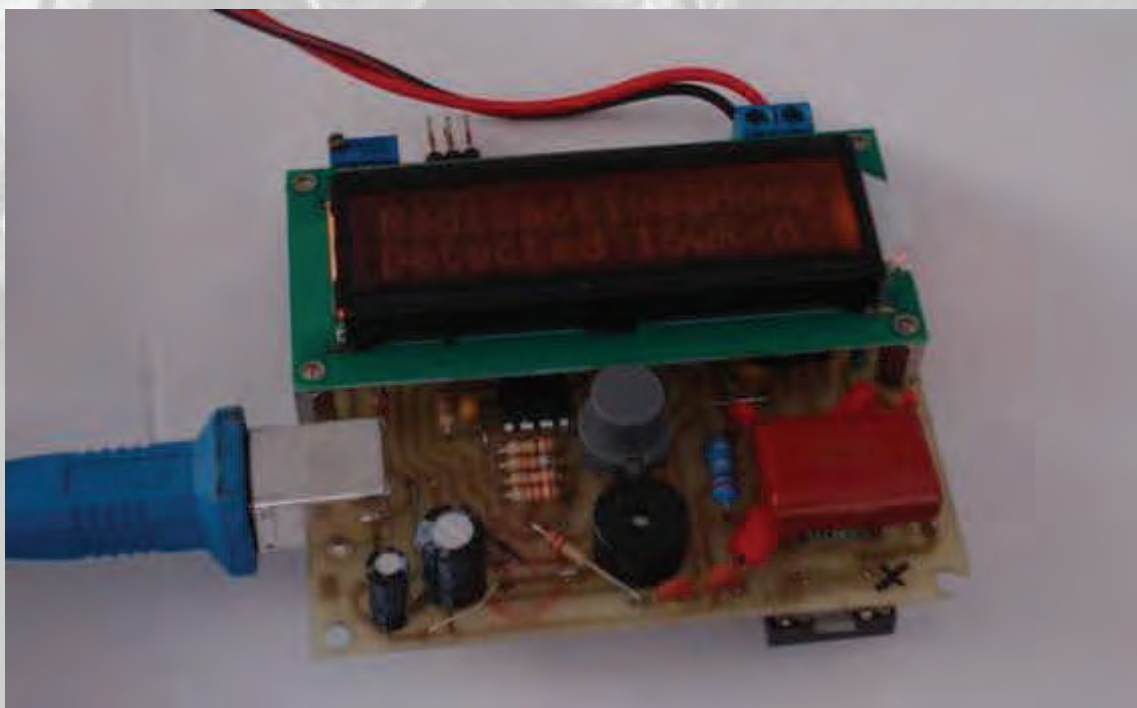
Wkrótce po katastrofie w elektrowni atomowej Fukushima I członkowie zespołu - Marcin Sędzikowski i Michał Szoplik wyszli z pomysłem stworzenia projektu monitorowania skażeń promieniotwórczych kompatybilnego z platformą BOINC. Aby projekt miał szansę zaistnieć należało zaprojektować i zbudować tani czujnik promieniowania jonizującego. Pracy nad zaprojektowaniem i zbudowaniem prototypów podjął się kolega Szoplik. Krzysztof Piszczek zajął się koordynowaniem pracy zespołu oraz uruchomieniem strony internetowej projektu, natomiast kolega Sławomir Rzeźnicki rozpoczął konfigurowanie serwera projektu w platformie BOINC. W przeciągu miesiąca stworzone zostały pierwsze prototypy, wraz z kolegą Michałem Wójcikiem podjęto pracę nad oprogramowaniem (firmware) procesora wbudowanego w czujnik, którym początkowo był układ ATTiny2313.

Bardzo szybko projekt przyciągnął kolejne osoby. Kolega Rafał Margużewicz, podjął się prac nad dalszym rozwojem strony internetowej, ks. Tomasz Krzanicki przeprowadził bardzo wiele testów praktycznych oraz porównawczych, a kolega Aleksander Parkitny przetłumaczył wiele materiałów udostępnionych na stronie internetowej projektu (<http://radioactiveathome.org>). W międzyczasie projekt przyciągnął również entuzjastów z Niemiec oraz Francji wspierających

Promieniowanie jonizujące

pracę przedstawionego wcześniej zespołu poprzez tłumaczenia na swoje rodzime języki. Cały projekt finansowany jest całkowicie ze składek członków drużyny- BOINC@POLAND

BOINC@Poland jest drużyną narodową i zrzesza największą liczbę zapaleńców przetwarzania rozproszonego w Polsce. Realizowane są projekty z zakresu ekologii, medycyny, biologii, astronomii, matematyki, fizyki, chemii i innych działów nauki. Społeczność internetowa BOINC@Poland wspiera nowych użytkowników i dzieli się z nimi wszelkimi niezbędnymi informacjami. BOINC (Berkeley Open Infrastructure for Network Computing) – Otwarta architektura przetwarzania rozproszonego uniwersytetu Berkeley, <http://boinc.berkeley.edu/>



Rysunek 1 Zdjęcie przedstawiające wczesną wersję czujnika Radioactive@Home

Początkowe prace przy projektowaniu obyły się bez problemów. Dopiero okres testowania pierwszych prototypów nastręczył pewnych trudności .

Tuż po uruchomieniu prototypu stało się jasne, zainstalowana ilość pamięci jest niewystarczająca, została wykonana zmiana kontrolera. W pozostałych prototypach i pierwszej rozprowadzanej serii czujników zastosowano kompatybilny z poprzednim kontroler ATTiny4313 wyposażony w 4 kB pamięci programu (+100% w stosunku do poprzednika).

W lipcu 2011 roku ogłoszono pierwszą zbiórkę pieniędzy. Ilość przyjętych zamówień ograniczono jedynie do 50 sztuk, co było głównie podyktowane obawą o problemy jakie mogły spowodować opóźnienia w wykonaniu czujników oraz konieczność sprawdzenia części wykonywanych przez podwykonawców m.in. PCB (płytek drukowanych) oraz transformatorów używanych w module zasilania licznika Geigera.

Urządzenie z pierwszej serii projektu dzięki pomocy jednego z naszych kolegów zostało przetestowane w warunkach podwyższonego tła podczas wyjazdu do zamkniętej części strefy Czarnobylskiej. Dzięki temu testowi został ujawniony dość poważny błąd w oprogramowaniu czujnika uniemożliwiający dokonanie pomiarów przy znacznie podwyższonym poziomie promieniowania. Usterka po identyfikacji została natychmiast skorygowana i wszystkie czujniki pierwszej partii jeszcze przed wysłaniem otrzymały poprawioną wersję oprogramowania. Dystrybucja pierwszej partii detektorów została zakończona w październiku 2011 roku i obecnie można śledzić poziom

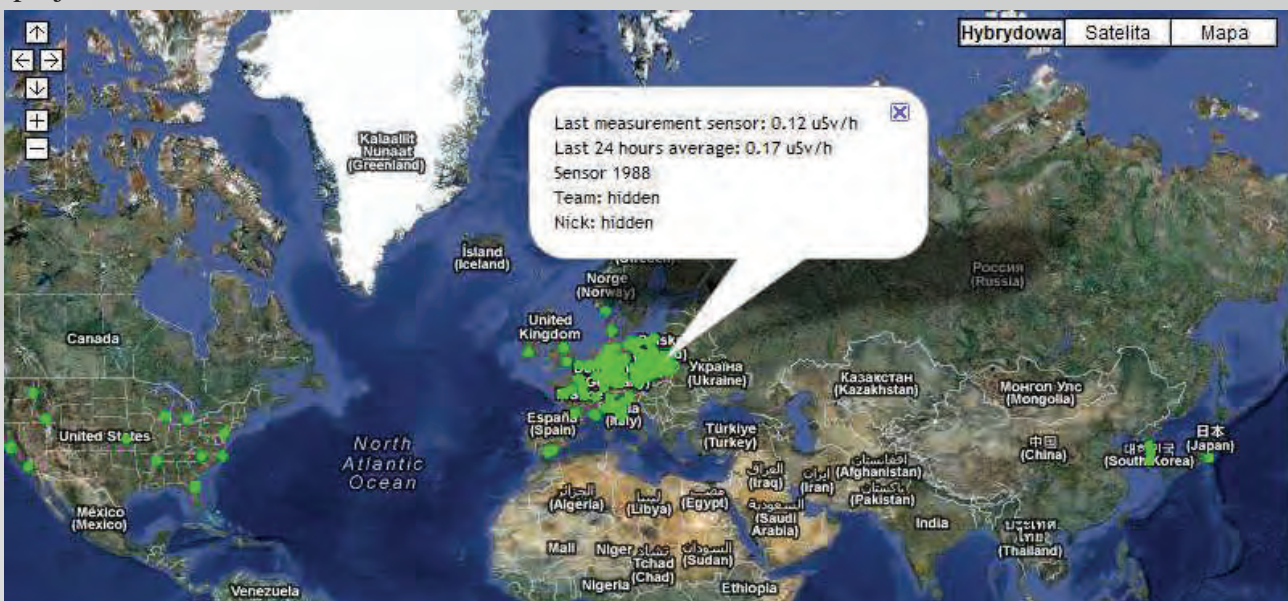
odczytów na mapie zamieszczonej w serwisie <http://radioactiveathome.org>.

Jako, że projekt powstał z zachowaniem idei otwartości i nie-komercyjności, całe oprogramowanie stworzone w trakcie prac nad projektem jest udostępnione na licencji GPL (GNU General Public License), również schemat urządzenia został opublikowany na stronie projektu. W myśl licencji GPL autorzy zezwalają na dalsze wykorzystanie schematu urządzenia jak również powstałego oprogramowania. Również zgodnie z wymienionymi zasadami od momentu rozpoczęcia zbierania danych z czujnika wszystkie odczyty w czasie rzeczywistym są dostępne na stronie projektu (opóźnienie wynosi do 20 minut i spowodowane jest specyfiką działania oprogramowania BOINC), umożliwiono także pobieranie surowych danych, które mogą być dowolnie wykorzystane przez osoby trzecie.

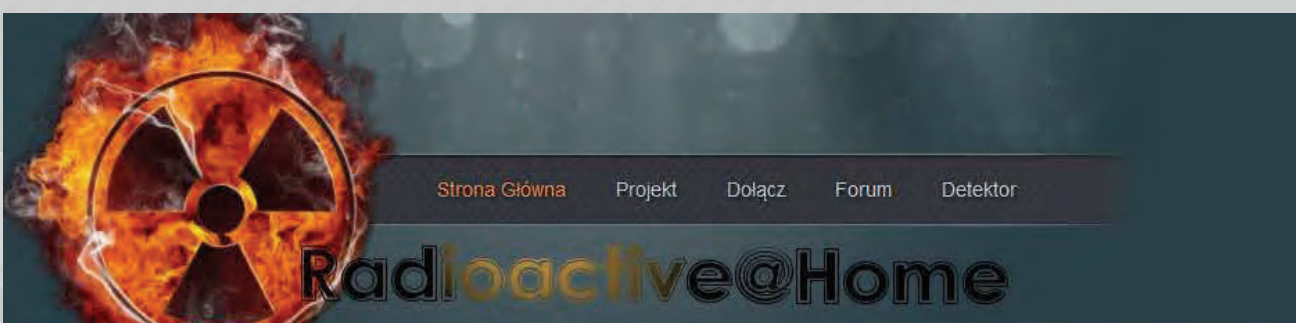
Czy dane ze społecznej sieci czujników mogą być miarodajne?

Odpowiedź na to pytanie jest prosta. **Tak.**

Jak wiele projektów społecznościowych, również Radioactive@Home opiera się na dobrej woli ludzi biorących czynny udział poprzez zakupienie odpowiedniego urządzenia. Przykład (choć użyty może na wyrost) Wikipedii pokazuje, że wielokrotnie projekty społecznościowe okazują się wraz z ze swoim rozwojem coraz bardziej profesjonalne, a ich rezultaty potrafią wprowadzić w zakłopotanie nawet bardzo duże firmy komercyjne czy organizacje rządowe. Choć czujnik można w stosunkowo łatwy sposób oszukać, to weryfikacja z drugim znajdującym się w pobliżu natychmiast wykaże oszustwo. Projekt również jest zabezpieczony przed „symulowaniem” występowania czujników poprzez manipulowanie komunikacją. Opiera się to na dość skomplikowanych metodach użytych po stronie serwera, a stworzonych przez kolegę Rzeźnickiego specjalnie na użytek projektu.



Rysunek 2 Mapa przedstawiająca obecną lokację czujników, kolor zielony oznacza normalny poziom promieniowania wyróżniono wyniki z jednego czujnika ukazujące wynik z ostatniego pomiaru oraz średnią z 24 godzin.

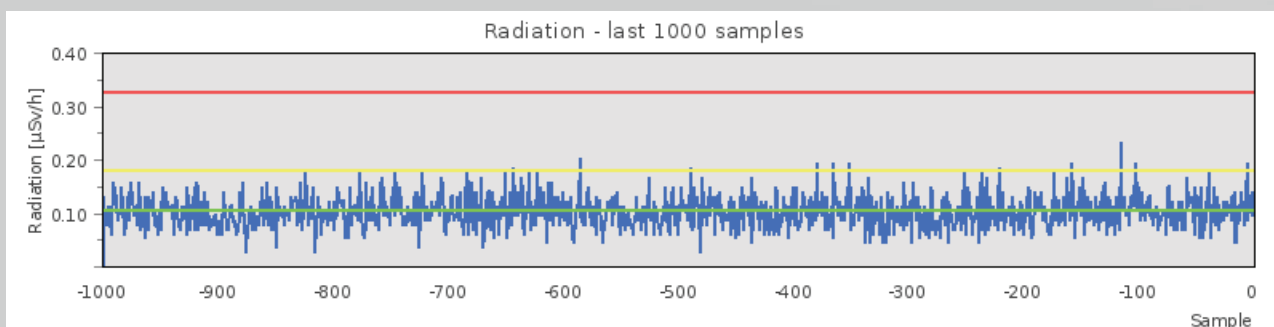


Co to właściwie jest BOINC? Jaką rolę pełni w projekcie?

Ideą platformy BOINC stworzonej na uniwersytecie w Berkeley jest dostarczenie darmowego narzędzia umożliwiającego stworzenie rozproszonej platformy obliczeniowej. Jest to bardzo duże ułatwienie prowadzenia nawet bardzo złożonych obliczeń oraz korzystanie z ogromnej wolnej mocy obliczeniowej zarejestrowanych wolontariuszy, ośrodkom badawczym, instytutom naukowym, uczelniom, firmom czy osobom prywatnym. Głównym zadaniem (prócz uruchomienia serwera) stojącym przed autorem projektu jest przekonanie społeczności co do wartości danego projektu na platformie BOINC. Od czasu powstania projektu [Seti@Home](#)³ miliony internautów udostępnia niewykorzystywaną wcześniej moc swoich komputerów naukowcom, hobbystom oraz ośrodkom naukowym, które prowadzą badania w różnych dziedzinach, a z różnych względów (zwykle ekonomicznych) nie były wcześniej w stanie zbudować lub wynająć czasu superkomputera czy farmy komputerów potrzebnych do wykonania potrzebnych obliczeń.

Wśród wielu projektów na platformie BOINC powstała osobna kategoria, gdzie nie moc obliczeniowa, ale ilość i rozproszenie maszyn mają największe znaczenie. Takim projektem jest na przykład Quake Catcher Network (QCN) którego zadaniem jest wykrywanie wstrząsów sejsmicznych oraz omawiany projekt - [Radioactive@Home](#).

Zastosowanie platformy BOINC umożliwia pełną automatyzację odsyłania pomiarów, uaktualniania oprogramowania po stronie użytkownika, standaryzację danych wyjściowych itp. Dzięki zastosowaniu tej platformy oraz konstrukcji czujnika, użytkownik nie ma praktycznie żadnej potrzeby zajmowania się całością od momentu uruchomienia. Zainstalowanie tzw. Managera BOINC, dołączenie się do projektu (poprzez dodanie projektu w programie managera), fizyczne podłączenie czujnika oraz ustawienie swojej lokalizacji w preferencjach projektu (na serwerze) wyczerpuje listę czynności koniecznych do wykonania przez wolontariusza. Od tego momentu całość pracuje całkowicie automatycznie łącznie z nanoszeniem danych na mapę i generowaniem ewentualnych ostrzeżeń.



Rysunek 3 Wyniki pomiarów dla czujnika umieszczonego w budynku w centrum Warszawy.

³SETI (ang. Search for Extra-Terrestrial Intelligence) to rozbudowany, wieloletni projekt naukowy, którego celem jest znalezienie kontaktu z pozaziemskimi cywilizacjami poprzez poszukiwanie sygnałów radiowych i świetlnych sztucznie wytworzonych, pochodzących z przestrzenikosmicznej, a niebędących dziełem człowieka.



Rysunek 3 Czujnik podłączony do komputera i wyświetlający aktualny poziom promieniowania.

Prywatność

W tym momencie może nasunąć się pytanie o kwestie prywatności, podawanie swojej pozycji oraz nazwy użytkownika, niejako ujawnia osobę użytkownika czujnika w Internecie. Jak można chronić swoją prywatność?

W preferencjach projektu na stronie internetowej można zastrzec anonimowość. Po wybraniu tej opcji, publikowane są tylko odczyty czujnika i jego lokalizacja, ale bez podawania jakichkolwiek informacji mogących pomóc w zidentyfikowaniu właściciela danego czujnika. Ma to nie tylko na celu ochronę prywatności jako takiej, ale również ochronę wolontariusza, który chciałby podłączyć swój detektor w kraju, w którym takie działania nie są mile widziane...

Jak wiele innych projektów społecznościowych [Radioactive@Home](#) powstał z potrzeby chwili połączonej z zamiłowaniem do pracy społecznej.

Przyszłość

Wraz z rozwojem projektu, autorzy byli bardzo zaskoczeni jego popularnością. W wstępnej fazie zakładano, że całkowita ilość rozproszonych detektorów nie przekroczy 100-150 sztuk i będzie miała bardziej wartość edukacyjną niż realną wartość pomiarową. Jednak skala zainteresowania projektem zaskoczyła wszystkie osoby zrzeszone w grupie BOINC już na samym początku i spowodowała zweryfikowanie zarówno planów jak i metod koniecznych do ich realizacji. Obecnie działania skupione są na jak najlepszym opracowaniu dokumentacji, dalszym obniżaniu kosztów pojedynczego egzemplarza oraz poszerzeniem funkcjonalności czujnika. W planach jest wyposażenie czujników w moduł GSM (GPS) oraz dopracowanie oprogramowania dzięki któremu możliwa jest współpraca z urządzeniami opartymi o system Android, co wraz z dodatkowym modulem zasilania bateryjnego umożliwi pracę „w terenie” czyli w miejscach, gdzie niemożliwe lub niepraktyczne jest umieszczenie czujnika na stałe podłączonego do komputera.

Autorzy projektu mają także nadzieję, że poprzez aktualnie tworzoną fundację „BOINC Polska”, będzie możliwe choć częściowe dofinansowanie projektu, które pozwoliło by przyspie-

Promieniowanie jonizujące

zyć prace rozwojowe, a także na kalibrację i atestowanie urządzeń, co postawiło by je w jednym szeregu z rozwiązaniami komercyjnymi.



Rysunek 4 Alternatywny czujnik wykonany przez wolontariusza.



Rysunek 5 Zrzut z ekranu aplikacji na telefony komórkowe z systemem Android (dostępna za darmo w Android Market pod nazwą „Radioactive@Home Map”).

Budowa i zasada działania czujnika promieniowania.

Czujnik promieniowania projektu [Radioactive@Home](#) podobnie jak większość powszechnie stosowanych dozymetrów składa się z 4 podstawowych bloków:

- elementu detekcyjnego,
- bloku zasilania e.d.,
- bloku formowania impulsów,
- wskaźnika (urządzenia analogowe) lub licznika i wskaźnika (urządzenia cyfrowe).

Elementem detekcyjnym czyli wykrywającym promieniowanie w ogromnej większości dozymetrów (w tym także w omawianym) jest licznik Geigera-Mullera. Jest to dwu-elektrodowa lampa wyładowcza składająca się z elektrody ujemnej (katody) w postaci rurki (cylinderka) oraz umieszczonej w niej (w nim) koncentrycznie elektrody dodatniej (anody) w postaci pręta. Zespół tych dwóch elektrod umieszczony jest w nieprzewodzącej, najczęściej szklanej komorze wypełnionej mieszaniną gazów (głównie argonu z dodatkami) pod znacznie obniżonym ciśnieniem. Dzięki zastosowaniu odpowiedniej mieszaniny gazów i obniżeniu ciśnienia do poziomu rzędu 0,1 atmosfery, detektor G-M posiada zdolność samoistnego wygaszania występujących w niej wyładowań elektrycznych (odwrotnie niż typowa świetlówka).





W wyniku wnikięcia w przestrzeń międzyelektrodową cząstek alfa, beta lub fotonów promieniowania gamma oraz X dochodzi do jonizacji – uwolnienia elektronów z atomów gazu znajdujących się na torze ruchu cząstki. Na skutek działania silnego pola elektrycznego wytworzonego między elektrodami dzięki przyłożeniu do nich różnicy potencjałów - napięcia rzędu kilkuset volt, uwolnione pary elektron - jon są przyspieszane i posiadają na tyle dużą energię, że zderzając się z kolejnymi atomami gazu powodują ich jonizację wtórną co prowadzi do powstania krótkotrwałego wyładowania lawinowego, czyli przepływu prądu przez detektor. Aby nie doszło do uszkodzenia elektrod przepływem dużego prądu, detektor podłącza się do źródła wysokiego napięcia przez szeregowy rezystor o dużej wartości oporu. Impuls prądu przepływającego przez ten rezystor powoduje powstanie na nim spadku napięcia. Impuls napięciowy jest następnie przetwarzany (filtrowany / wzmacniany) w układzie formowania impulsów do postaci umożliwiającej jego dalsze wykorzystanie.

Czas trwania impulsu czyli czas upływający od chwili rozpoczęcia wyładowania lawinowego do jego wygaśnięcia nazywamy czasem martwym ponieważ podczas jego trwania detektor nie jest w stanie wykryć kolejnych wpadających do niej cząstek lub fotonów. Dla przeciętnego detektora G-M czas martwy wynosi kilkadziesiąt do kilkuset mikrosekund (10^{-6} s). Im czas ten jest krótszy tym większe poziomy promieniowania detektor jest w stanie wykryć. Czas martwy zależy od geometrii detektora, głównie odległości między elektrodami oraz składu mieszaniny gazów wypełniających przestrzeń międzyelektrodową.

W czujniku zastosowano detektor G-M STS-5 której minimalny (najlepszy przypadek) czas martwy wynosi około $200\mu\text{s}$, czyli detektor jest w stanie wykryć do ok. 5000 wpadających do niego w ciągu jednej sekundy cząstek co na pierwszy rzut oka nie jest szalenie dużą wartością, dokładniej ten aspekt zostanie przedstawiony w dalszej części tekstu.

Kolejnym wymagającym omówienia jest blok zasilacza wysokiego napięcia służącego do polaryzowania detektora G-M i tym samym do wytworzenia w jego wnętrzu pola elektrycznego. Zasilacz ten został zbudowany w postaci przetwornicy napięcia stałego w topologii flyback w oparciu o tani i swego czasu bardzo popularny układ MC34063. Główną zaletą wyżej wymienionego układu poza ceną jest to, że pracuje stabilnie przy niskim napięciu zasilania, natomiast wadą że jest to układ PFM (Pulse Frequency Modulation – modulacja częstotliwości impulsów) i prze-

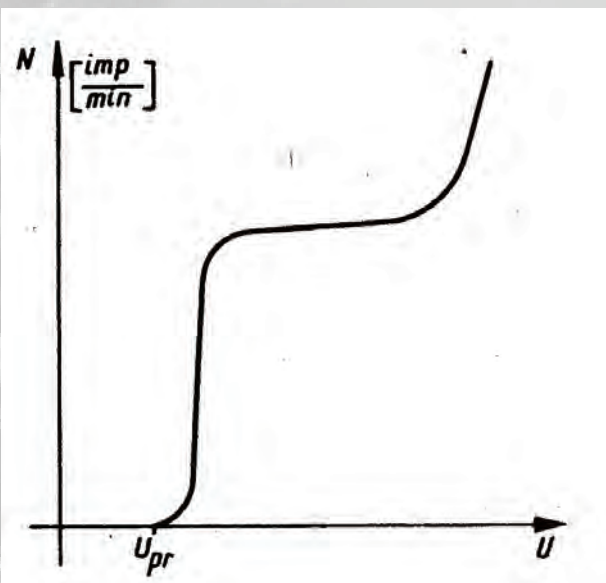
Promieniowanie jonizujące

twornica podczas pracy generuje sporo zakłóceń. W najbliższym czasie układ czeka całkowita przebudowa tego bloku przez zmianę sterownika na inny lub zrezygnujemy całkowicie z topologii flyback na rzecz rozwiązań prostszych – nie wymagających zastosowania dość kosztownego transformatora.

Najczęściej spotykane detektory G-M wymagają napięć polaryzujących rzędu 300 do 500V choć spotyka się i takie które wymagają napięcia 700-900V i wyższych. Przetwornica została zaprojektowana i skonstruowana tak, aby z napięcia około 5V dostępnego ze złącza USB (w komputerze do którego podłączone jest urządzenie) uzyskiwać 400V napięcia polaryzacji wymaganego przez detektor STS-5.

Jest to charakterystyka zależności ilości impulsów rejestrowanych w jednostce czasu w zależności od napięcia polaryzacji przy założeniu stałego poziomu promieniowania. Poniżej pewnego napięcia pole elektryczne między elektrodami jest zbyt słabe i wyładowania lawinowe nie występują. W miarę wzrostu napięcia pojawiają się pierwsze wyładowania inicjowane przez wpadające do detektora

promieniowanie jonizujące. Przy dalszym wzroście napięcia dochodzimy do punktu przegięcia charakterystyki. Od tego miejsca rozpoczyna się pleateau, czyli zakres w którym dalszy wzrost napięcia w sposób liniowy, ale jednocześnie bardzo słabo wpływa na wzrost ilości generowanych w detektorze wyładowań. Zakres pleatau wynosi zwykle około 100V (im więcej tym lepiej) i kończy się punktem za którym dalszy wzrost napięcia powoduje powstanie wyładowań samorzutnych, a przy znacznym wzroście napięcia wyładowanie ciągle. Nachylenie pleatau określa się jako procentowy wzrost ilości generowanych impulsów przy wzroście napięcia o 100V. Nie powinno ono przekraczać kilku procent. Napięcie pracy detektora G-M określa się w połowie długości pleatau. Dla detektora STS-5 zastosowano w przedstawianym liczniku napięcie progowe wynosi 280 do 330V (w zależności od egzemplarza), napięcie progowe za którym zaczyna się pleateau – 360V, napięcie graniczne – 440V, nachylenie pleatau 12,5%. Wynika z tego, że długość pleatau wynosi 80V [440-360=80V], a optymalne napięcie pracy [(440+360) / 2] = 400V. Poniżej przedstawiono tabelę porównawczą dla detektora STS-5 produkcji rosyjskiej, popularnego SBM-20 również produkcji rosyjskiej oraz BOB-33 produkcji polskiej:



Rysunek 7 Charakterystyka licznika G-M

Parametr / Detektor:	STS-5	SBM-20	BOB-33
Napięcie progowe [V]	360	350	310
Napięcie pracy [V]	400	412	350
Długość pleatau [V]	80	100	100
Nachylenie pleatau [%]	12.5	10	12.5

Najlepsze parametry z wyżej wymienionych. posiada detektor SBM-20 – czyli najdłuższe i najmniej nachylone pleatau. Kolejny detektor G-M BOB-33 z równie długim pleatau o nieco większym nachyleniu, ale jednocześnie dużo niższym napięciu pracy (aż o 50V). Na końcu zaś zastosowany w budowanym czujniku STS-5. Należy przy tym zadać pytanie: Dlaczego więc zdecydowano się na ten typ detektora? Otóż Powodów tej decyzji jest kilka:

BOB-33 nie jest już produkowany, przez co jest trudno dostępny i drogi, ponadto ma szklaną obudowę (pokrytą nie przepuszczającą światła farbą) przez co łatwo jest go uszkodzić, SBM-20 jest trudno dostępny w większych ilościach, a cena u potencjalnych dostawców była nie do zaakceptowania z punktu widzenia projektu, znaleziono dostawcę który jest w stanie dostarczyć dowolną bardzo dużą ilość STS-5 w cenie ~3x niższej niż SBM-20.

Dodatkowo testy praktyczne przeprowadzone na kilku egzemplarzach każdego z czujników wykazały, że przy stałym napięciu zasilania równym 400V, pomiary promieniowania tła dla wszystkich trzech typów dają bardzo zbliżone wartości. Jak zwykle w takich przypadkach, przy zbliżonych parametrach proponowanych rozwiązań, kryterium decydującym jest dostępność oraz cena. Wracając jednak do omówienia układu pomiarowego.

Impulsy napięcia generowane przez detektor G-M trafiają do układu formowania impulsów zbudowanego w oparciu o popularny, podwójny wzmacniacz operacyjny typu LM358. Wzmacniacz ten zasilany jest za pośrednictwem filtra CLC (pojemność – indukcyjność – pojemność) mającego na celu ograniczenie przenikania zakłóceń pochodzących z części cyfrowej układu (w tym z przetwornicy wysokiego napięcia). Pierwszy stopień wzmacniacza zbudowany jako układ różniczkujący stanowi filtr górnoprzepustowy – przepuszczający przebiegi szpilkowe (o stromym nachyleniu charakterystyki) czyli takie jakie generuje wyładowanie lawinowe. Drugi stopień to komparator w układzie odwracającym. Zadaniem komparatora jest wytworzenie przebiegu prostokątnego o parametrach (amplitudzie) odpowiednich dla stopnia wejściowego kolejnego bloku. Dzięki zastosowaniu układu odwracającego dodatkowo podniesiono odporność na zakłócenia, ponieważ stan logiczny jedynki występujący w momencie wykrycia cząstki promieniowania jonizującego wynosi 0V podczas gdy logiczne zero występujące przez większość czasu ma wartość zbliżoną do napięcia zasilania części cyfrowej układu, czyli około 5V. Sygnał prostokątny (o logice odwrotnej) PULSE wychodzący z układu formowania impulsów trafia do kolejnego bloku czujnika – mikroprocesora. Jak wcześniej wspomniano układem pełniącym funkcję licznika i interfejsu pomiędzy czujnikiem a komputerem pełni układ firmy Atmel – ATTiny4313, wskaźnikiem zaś jest klasyczny wyświetlacz 2x16 znaków ze sterownikiem zgodnym z HD44780 oraz brzęczyk. Program (firmware) zaszyty w pamięci flash mikrokontrolera ma za zadanie zliczanie ilości impulsów występujących zadanym czasie i obliczanie na jej podstawie wartość mocy dawki wyrażonej w $\mu\text{Sv/h}$. Ponadto zadaniem mikroprocesora jest wyświetlanie tej wartości na dołączonym wyświetlaczu, sterowanie brzęczykiem i podświetleniem wyświetlacza na zasadzie włącz/wyłącz, a także zapewnienie komunikacji z aplikacją projektu uruchomioną na komputerze wolontariusza. Ze względu na to, że układ ATTiny4313 nie posiada sprzętowej obsługi transmisji za pomocą portu USB zastosowano rozwiązanie programowe symulujące port pracujący w trybie LowSpeed. Po stronie komputera czujnik wykrywany jest jako urządzenie HID (Human Interface Device) – i tak jak pozostałe urządzenia tego typu np. klawiatura czy myszka – nie wymaga instalacji sterownika.

Wspomniano wcześniej o tym, że ze względu na czas martwy detektor zastosowany w czujniku pozwala wykryć do 5000 cząstek promieniowania jonizującego w ciągu jednej sekundy. Należy teraz pokazać jak dużego promieniowania dotyczy sytuacja w której czujnik przestaje być użyteczny (nie uwzględniając ew. wpływu promieniowania na elektronikę).

Ilość impulsów zliczona w jednostce czasu jest proporcjonalna do mocy dawki ekspozycyjnej i jest stała dla danego typu detektora G-M. Zgodnie z danymi katalogowymi detektora (w tym przypadku za przykład posłuży SBM-20 ale parametry STS-5 są bardzo zbliżone) wartość ta wynosi 29 impulsów na sekundę na 1 mR/s (mili Roentgen / sekundę) przy naświetlaniu detektora

Promieniowanie jonizujące

izotopem Ra-226 oraz 22 imp/sek na 1 mR/s przy naświetleniu izotopem Co-60.

Założono zatem, że średnia czułość detektora wynosi 25 imp./s dla mocy dawki równej 1mR/h.

Stąd ilość impulsów zliczonych w czasie 40 sekund odpowiada mocy dawki wyrażonej w mR/h.

Ponieważ mR/h jest jednostką starą, obecnie nie stosowaną, konieczne okazało się przeliczenie jej na obecnie obowiązującą jednostkę – $\mu\text{Sv/h}$ (mikro Sivertry / godzinę).

Przeliczenie takie jest bardzo proste ponieważ relacja wygląda następująco:

$$\begin{aligned} 100 \text{ mR/h} &= 0.876 \mu\text{Sv/h} \\ &\text{lub inaczej} \\ 1 \text{ mR/h} &= 0.00876 \mu\text{Sv/h} \end{aligned}$$

Można tutaj przyjąć dwie strategie – liczyć ilość impulsów w ciągu 40 sekund i przeliczać mR/h na $\mu\text{Sv/h}$ lub skrócić czas pomiaru do 35.04 sekundy (40×0.876) i po podzieleniu otrzymanego wyniku przez 100 otrzymać wartość w $\mu\text{Sv/h}$. W czujniku stosowanym w projekcie posłużono się drugą strategią.

Maksymalna ilość impulsów generowanych przez detektor 5000 / sekundę, zatem w ciągu 35,04 sekundy licznik może zliczyć maksymalnie $5000 \times 35,04 = 175\,200$ impulsów. Podzielono otrzymaną wartość przez 100 i otrzymano maksymalną moc dawki możliwą do zmierzenia za pomocą elementu detekcyjnego wynoszącą $1752 \mu\text{Sv/h}$ co jest równe $1,752 \text{ mSv/h}$ ($\sim 1,75 \times 10^{-3} \text{ Sv/h}$).

Średnia roczna dawka przypadająca na mieszkańca Polski (zarówno z źródeł naturalnych jak i medycznych) to $3,5 \text{ mSv}$, tak więc przebywając w warunkach granicznych dla zastosowanego w czujniku detektora otrzymanoby średnią roczną dawkę w ciągu zaledwie dwóch godzin!

Z drugiej jednak strony pierwsze skutki negatywne dla zdrowia mogą pojawić się dopiero od około 200 milisekund otrzymanej dawki, więc oznaczałoby to przebywanie w niesprzyjającym zdrowiu otoczeniu ciągle przez około 114 godzin czyli ponad 4,5 doby, oczywiście przy założeniu że moc dawki była by w tym okresie stała.

Średni dla terytorium naszego kraju poziom promieniowania tła naturalnego wynosi około $0,30 \mu\text{Sv/h}$ jest więc ponad 5800x niższy od granicznego dla detektora, a każdy znaczny i długotrwały wzrost wskazywanej przez czujnik wartości powinien zwrócić uwagę użytkownika i wymagać sprawdzenia aby w przypadku potwierdzenia tej wartości z innych źródeł (oficjalnych czy też odczytanych z innych dostępnych dozymetrów) był on gotowy do ewentualnego opuszczenia strefy zagrożenia.

I takie też jest zadanie prezentowanego czujnika promieniowania – nie tyle dokładnie zmierzyć (bo do tego potrzebna jest dokładna kalibracja), co monitorować i informować użytkowników o nagłych i nieprzewidywanych zmianach średniej mocy dawki występującej w ich otoczeniu.

Na koniec należy dodać, że wartości wskazywane przez prototyp czujnika były porównywane z dozymetrem Terra MKS-05 (posiadającym aktualną kalibrację) w warunkach podwyższonego promieniowania w opuszczonym mieście Prypeć na Ukrainie. Konkretnie w najbardziej napromienionym obiekcie jaki się tam znajduje – porzuconym przez likwidatorów skutków awarii elektrowni Czarnobylskiej chwytniku, który służył do usuwania gruzu z wnętrza sarkofagu reaktora nr IV.

Promieniowanie wewnątrz chwytnika wynosi średnio $400 \mu\text{Sv/h}$. Czujnik przeszedł próbę z powodzeniem a jego wskazania były bardzo zbliżone do tego co pokazała Terra MKS-05.

Autorzy mają nadzieję, że projekt będzie się rozwijał dalej i w niedalekiej przyszłości stworzy sieć niezależnych czujników rozlokowanych na całym świecie.

Opracowali:

Krzysztof Piszczek

Administrator projektu

Radioactive@Home Team

<http://radioactiveathome.org>

mgr inż. Michał Szoplik

Radioactive@Home Team

Radioac

BOINC to projekt, wykorzystujący wolne zasoby komputerów (CPU i GPU) do obliczeń związanych z projektami badawczymi.

Wystarczy że zainstalujesz program **BOINC** na swoim komputerze, a już po chwili zaczniesz wspierać rozwój nauki na świecie.

BOINC@Poland jest drużyną narodową i zrzesza największą liczbę zapaleńców przetwarzania rozproszonego w Polsce. Realizujemy projekty z zakresu ekologii, medycyny, biologii, astronomii, matematyki, fizyki, chemii i innych działów nauki. Ty również, w prosty sposób, możesz pomóc globalnej nauce. Wystarczy przyłączyć się do **BOINC**.

Nasza społeczność internetowa wspiera nowych użytkowników i dzieli się z nimi wszelkimi potrzebnymi informacjami.

Mamy na celu nie tylko popularyzację **BOINC** w kraju, lecz również stworzenie czołowej drużyny na świecie, odpowiednio reprezentującej Polskę i zrzeszającej jak największą liczbę polskich użytkowników.

[Jak przyłączyć się do BOINC ?](#),

[Jak przyłączyć się do drużyny BOINC@Poland ?](#)

POBIERZ PROGRAM BOINC

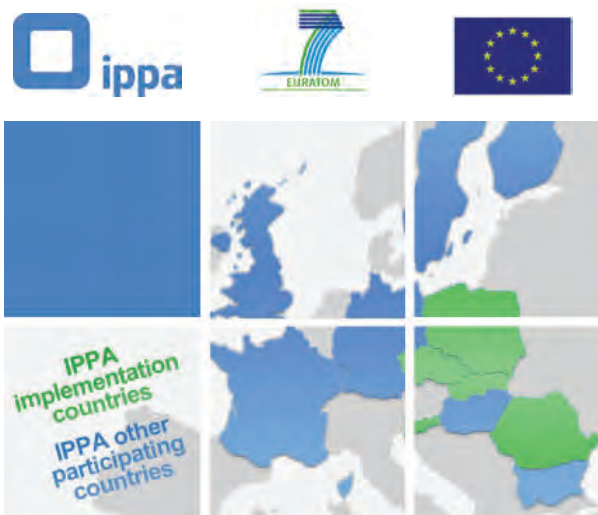


PROJEKT ippa NARZĘDZIEM OSIĄGANIA POROZUMIENIA SPOŁECZNEGO WOKÓŁ BUDOWY SKŁADOWISK ODPADÓW PROMIENIOTWÓRCZYCH

Grażyna Zakrzewska

Budowa pierwszej elektrowni jądrowej około roku 2020 zakłada powstanie do tego czasu planu zagospodarowania wypalonego paliwa jądrowego oraz powstających tam odpadów. W tym kontekście najpilniejszą potrzebą chwili wydaje się budowa nowego składowiska odpadów promieniotwórczych, mogącego zastąpić składowisko w Różanie, które według wszelkich przewidywań około roku 2020 będzie zamknięte. Mogilnik w Różanie klasyfikowany, jako składowisko płytkie, nie nadaje się do składowania odpadów wysoko aktywnych i wypalonego paliwa, wymagających umieszczenia w obiekcie geologicznym. Zdania na temat budowy składowiska geologicznego w Polsce są podzielone i na pewno decyzja o jego powstaniu nie musi być podjęta w najbliższych latach. Czekają nas jednak budowa nowego składowiska odpadów nisko i średnio aktywnych, niezależnie od tego, czy elektrownie jądrowe w Polsce powstaną, czy też nie. Aby takie składowisko zostało utworzone do roku 2020, odpowiednie działania muszą być prowadzone już teraz. Rozpocznie je wybór 2-3 potencjalnych lokalizacji, które przejdą proces dokładnych badań geologicznych równoległe z konsultacjami społecznymi, bez których nie da się w dzisiejszym świecie zbudować żadnego obiektu mającego oddziaływanie na środowisko. Przekonanie społeczeństwa o konieczności istnienia nowego składowiska w Polsce będzie decydowało nie tylko o sukcesie tego projektu, ale może być również wstępem do zmiany postaw wobec całej energetyki jądrowej, której rozwój w kraju wydaje się przesądzony. Wiadomo, że prawidłowe zagospodarowanie odpadów z elektrowni jest niezbędnym warunkiem akceptacji energetyki jądrowej.

Państwa europejskie opracowały już wcześniej sposoby komunikowania się z obywatelami w kwestiach społecznie trudnych - konsultacje społeczne mają tam już długą tradycję i są obowiązującym standardem. Energetyka jądrowa i budowa instalacji jądrowych wymagają szczególnego uwrażliwienia na głosy wyrażane przez różne grupy interesariuszy, choćby najbardziej skrajne. Wiele przykładów z przeszłości pokazuje, jak lekceważenie społecznego sprzeciwu może negatywnie wpłynąć na realizację różnych przedsięwzięć, bądź zahamować je na długie lata. W Polsce mamy też własne doświadczenia w tym zakresie – choćby wstrzymanie budowy elektrowni w Żarnowcu, które zaowocowało nie tylko brakiem rozsądnej alternatywy dla energetyki węglowej, ale spowodowało zniszczenie bogatej infrastruktury i zasobów ludzkich, które byłyby tak przydatne dzisiaj. Dlatego zarówno program budowy elektrowni jądrowej, jak i nowego składowiska odpadów promieniotwórczych, powinny uwzględniać w swym planie oprócz rozumnej kampanii informacyjnej również dialog społeczny prowadzony od samego początku, po wstępnym wyborze lokalizacji. Wypełnianie założeń ratyfikowanej przez Polskę konwencji z Aarhus zmusza do informowania społeczeństwa o procesie inwestycyjnym i do zagwarantowania współuczestnictwa w



podejmowaniu decyzji o budowie. Podobne nakazy nakłada nowa Dyrektywa 2011/70/EURATOM Komisji Europejskiej z 19 lipca 2011, ustanawiająca ramy odpowiedzialnego i bezpiecznego zarządzania wypalonym paliwem i odpadami promieniotwórczymi. Dyrektywa nakłada na kraje członkowskie przyjęcia do 2015 roku narodowych planów gospodarki wypalonym paliwem i odpadami promieniotwórczymi, które mają ujmować również program ostatecznego składowania. Nie da się więc uciec od problemu zagospodarowania wypalonego paliwa i wysoko aktywnych odpadów. Polska, tak jak inne kraje członkowskie UE, musi przedstawić perspektywiczny program, który choć odległy w realizacji, powinien potwierdzić determinację dostosowywania się do regulacji europejskich. Polityka „wait and see” nie jest dobrym rozwiązaniem i jest krytykowana w Europie, jako egoistyczna, obciążająca swoimi następstwami przyszłe pokolenia, a więc niezgodna z zasadami zrównoważonego rozwoju, które jak w żadnej innej dziedzinie, powinny stosować się do energetyki jądrowej i wszelkich konsekwencji jej rozwijania.

Zagadnieniom budowania zaufania społecznego wokół planów budowy składowiska nisko i średnio aktywnych odpadów promieniotwórczych służy rozpoczęty w 2011 roku projekt Euratomu IPPA - *Implementing Public Participation Approaches in Radioactive Waste Disposal* (Wdrażanie polityki współuczestnictwa społeczeństwa w procesach decyzyjnych związanych ze składowaniem odpadów radioaktywnych). Projekt realizowany jest przez konsorcjum liczące 17 partnerów z Europy, wśród których są dwa polskie instytuty: Instytut Chemii i Techniki Jądrowej i Narodowe Centrum Badań Jądrowych. Celem projektu jest propagowanie idei współuczestnictwa społeczeństwa i przejrzystości w procesach podejmowania decyzji na różnych etapach wdrażania składowisk odpadów promieniotwórczych. Ma to zastosowanie szczególnie w krajach Europy Centralnej i Wschodniej, gdzie te zasady nie zyskały jeszcze pełnego zrozumienia. Rezultatem projektu ma być ustanowienie areny dla zbliżenia wszystkich partnerów dyskursu, zainteresowanych problemami bezpiecznego składowania odpadów, w celu zrozumienia argumentów wszystkich stron, a w konsekwencji osiągnięcia porozumienia w sprawie lokalizacji i budowy nowych składowisk. Porozumienie powinno przynieść satysfakcję wszystkim zainteresowanym stronom, a przede wszystkim powinno uwzględniać potrzeby społeczne. W ramach projektu, przy współdziałaniu partnerów europejskich, będzie wdrażany model zaangażowania społecznego, tzw. proces RISCUM, w programach gospodarki odpadami radioaktywnymi w krajach takich jak: Polska, Czechy, Słowacja, Słowenia i Rumunia. Model RISCUM był testowany z powodzeniem w Czechach w ramach wcześniejszego projektu UE ARGONA, którego wyniki mogą stanowić wsparcie realizacji podobnego programu w Polsce.

Proces RISCUM zakłada stworzenie tzw. grupy referencyjnej, wytyczającej kierunki działań i czuwającej nad wykonaniem zadań zdefiniowanych w harmonogramie projektu. 1 lipca 2011r, na spotkaniu w Warszawie z udziałem koordynatora projektu IPPA, Kjella Anderssona z Karita Research, została powołana grupa referencyjna w skład, której weszło 12 polskich instytucji reprezentujących różne kręgi interesariuszy – od instytucji państwowych poprzez instytuty naukowe aż po organizacje pozarządowe i przedstawiciele społeczności lokalnych. W skład grupy weszły:

- Instytut Chemii i Techniki Jądrowej
- Narodowe Centrum Badań Jądrowych
- Państwowy Instytut Geologiczny – Państwowy Instytut Badawczy
- Ministerstwo Gospodarki, Departament Energetyki Jądrowej
- Generalna Dyrekcja Ochrony Środowiska
- Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych
- PGE Energia Jądrowa, S.A.
- Polskie Towarzystwo Nukleonicy
- Stowarzyszenie Ekologów na Rzecz Energii Nuklearnej

Polski Klub Ekologiczny – Okręg Górnośląski
Urząd Gminy w Różanie
Collegium Civitas (Katedra Socjologii)

Podstawą działań grupy jest uzgodnione wspólnie i spisane porozumienie formułujące cele, organizację, i zadania grupy, a także kwestie proceduralne i materialne, które uwzględnia ona w swojej działalności. Przewodniczącą grupy została Grażyna Zakrzewska z IChTJ, organizacji odpowiedzialnej za wdrożenie procesu RISCOP w Polsce. Grupa referencyjna zorganizowała do tej pory 4 spotkania oraz warsztaty poświęcone procesowi RISCOP i zagadnieniom odpadów promieniotwórczych w Polsce. W dniach 18-19 czerwca odbędzie się z udziałem ekspertów zagranicznych szkolenie z zagadnień związanych z realizacją konwencji z Aarhus w obszarze gospodarki wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi.

W bieżącym roku Polski Klub Ekologiczny wystąpił z grupy referencyjnej, ograniczając swój udział do roli obserwatora. To potwierdziło słabość grupy, która nie stanowi formy zrównoważonej; przeważają w niej sympatycy energetyki jądrowej, bądź instytucje neutralne. Niestety, większość organizacji pozarządowych sprzeciwiających się energetyce jądrowej, unika udziału w bardziej sformalizowanych inicjatywach zakładających stałą współpracę obu stron barykady na rzecz informowania społeczeństwa o pozytywnych i negatywnych stronach przyjętych rozwiązań. Wydaje się to błędne, gdyż pojedyncze debaty nie rozwiązują problemów w nawiązaniu dialogu społecznego i tylko bardziej strukturalne działania mogą przynieść oczekiwane przez społeczeństwo rozwiązania w celu uniknięcia otwartego konfliktu. Konflikt nie jest potrzebny żadnej ze stron, dlatego powinny one dążyć do porozumienia i ustalenia stałej płaszczyzny dialogu, bezpiecznej przestrzeni, w której mogą artykułować swoje potrzeby i oczekiwania.

Grupa referencyjna stanowi formę otwartą i będzie rozbudowywana, w zależności od potrzeb. Na obecnym etapie oczekuje się odzewu ze strony instytucji zainteresowanych projektem IPPA, w szczególności organizacji pozarządowych wywodzących się ze środowisk ekologicznych, których argumenty są ważne zarówno z punktu widzenia realizacji samego projektu, jak i ustanowienia prawidłowego programu postępowania z odpadami promieniotwórczymi w kraju. Należy sądzić, że uczestnictwo w projekcie IPPA stworzy, jak zakłada model RISCOP, bezpieczną przestrzeń, w której będzie miejsce na merytoryczną dyskusję, wiodącą do rozwiązań satysfakcjonujących dla wszystkich stron, co zakłada pewną ich elastyczność.

Zainteresowani projektem mogą odwiedzić stronę Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej: <http://www.ichtj.waw.pl/cms/index.php/realizowane-projekty/ippa>, ewentualnie stronę projektu <http://www.ippaproject.eu/>. Chętni do współpracy proszeni są o kontakt z koordynatorką działań w ramach projektu IPPA.

Grażyna Zakrzewska, koordynator działań IPPA w Polsce

Instytut Chemii i Techniki Jądrowej

ul. Dorodna 16, 03-195 Warszawa

tel.: +48-22-5041214, e-mail: g.zakrzewska@ichtj.waw.pl

Działania w ramach projektu IPPA są finansowane przez European Atomic Energy Community's Seventh Framework Programme FP7/2007-2011, Grant Agreement n° 269849

KIESZONKOWY LICZNIK GEIGERA

Jerzy Chmielewski

Minął rok od tragicznego kataklizmu w Japonii spowodowanego trzęsieniem ziemi o niezwyklej sile 9.0 w skali Richtera i gigantycznym tsunami. W rejonie Fukushima wiele miejscowości zostało dosłownie zmiecionych z powierzchni wyspy, a do tego zniszczeniu uległy znajdujące się tam reaktory elektrowni jądrowych. Uszkodzenia rdzeni reaktorów jądrowych i paliwa wypalonego znajdującego się w specjalnych basenach spowodowały wydostanie się do otoczenia i atmosfery znacznych ilości materiałów radioaktywnych. Życie straciło ponad 20.000 ludzi, a prawie 90.000 mieszkańców zostało pozbawionych domów.

Od pierwszych dni po kataklizmie prowadzone były zakrojone na szeroką skalę działania ratunkowe. W działaniach tych szczególną rolę odgrywały badania sytuacji radiologicznej i pomiary poziomu promieniowania. Mimo upływu czasu poziom społecznego zaniepokojenia sytuacją radiologiczną nadal utrzymuje się jednak na stosunkowo wysokim poziomie. Nic dziwnego, że trwa wysokie zapotrzebowanie na proste monitory promieniowania. Jednakże dość wysoka cena konwencjonalnych liczników Geigera, wynosząca kilkaset dolarów poważnie ogranicza możliwość ich powszechniejszego wykorzystania.

Ostatnio japońska organizacja pozarządowa Radiation Watch propaguje kieszonkowe liczniki Geigera, będące prostym akcesorium, które można podłączyć do smartfona Apple iPad. Do iPad'a powinien być oczywiście załadowany odpowiedni program aplikacyjny, który pozwala na ekranie uzyskiwać informację o poziomie promieniowania.

W swojej najprostszej wersji jest to zestaw do samodzielnego montażu "Pocket Geiger Kit, Type 1", którego cena wynosi około 46 dolarów. Zestaw ten wymaga własnej baterii zasilającej 9V. Jako detektory promieniowania wykorzystuje się 8 fotodiod PIN z odpowiednim układem elektronicznym (wzmacniacz itp.). Detektor może wykrywać promieniowanie beta i gamma. Czułość wynosi 0,5 $\mu\text{Sv/h}$ przy 124 imp/min (bez osłony od promieniowania beta). Pobór prądu wynosi około 1 mA. Może wydawać się to zabawne, ale jako obudowę czujnika wykorzystuje się pudełko po cukierkach "Frisk".

Wersja gotowa do użycia "Pokega Type 2", korzystająca z zasilania iPad'a, kosztuje 65 \$.

Aplikacja programowa umożliwia przekazywanie danych pomiarowych do centralnej bazy danych Radiation Watch, gdzie są one gromadzone, a następnie przedstawiane na mapie, z której może korzystać ponad 10.000 członków organizacji. Z mapy można zorientować się o poziomie bezpieczeństwa w danym rejonie.

Urządzenia zostały opracowane dzięki pomocy Japońskiego Ośrodka Badań Akceleratorowych (KEK) i były testowane przez specjalistów Duńskiego Instytutu Metrologicznego VSL w Delft. Wyniki badań zostały opublikowane w czasopiśmie naukowym Dutch Journal of Radiation Protection (Wydanie 2, 2011, ISSN 1879-9620).

<http://www.radiation-watch.org/>

<http://www.mobilemag.com/2012/03/01/radiation-watch-46-pocket-geiger-counter-for-iphone/>



POCKET Geiger

Smart Radiation Detector



Type2
Plug & Play
No batteries needed

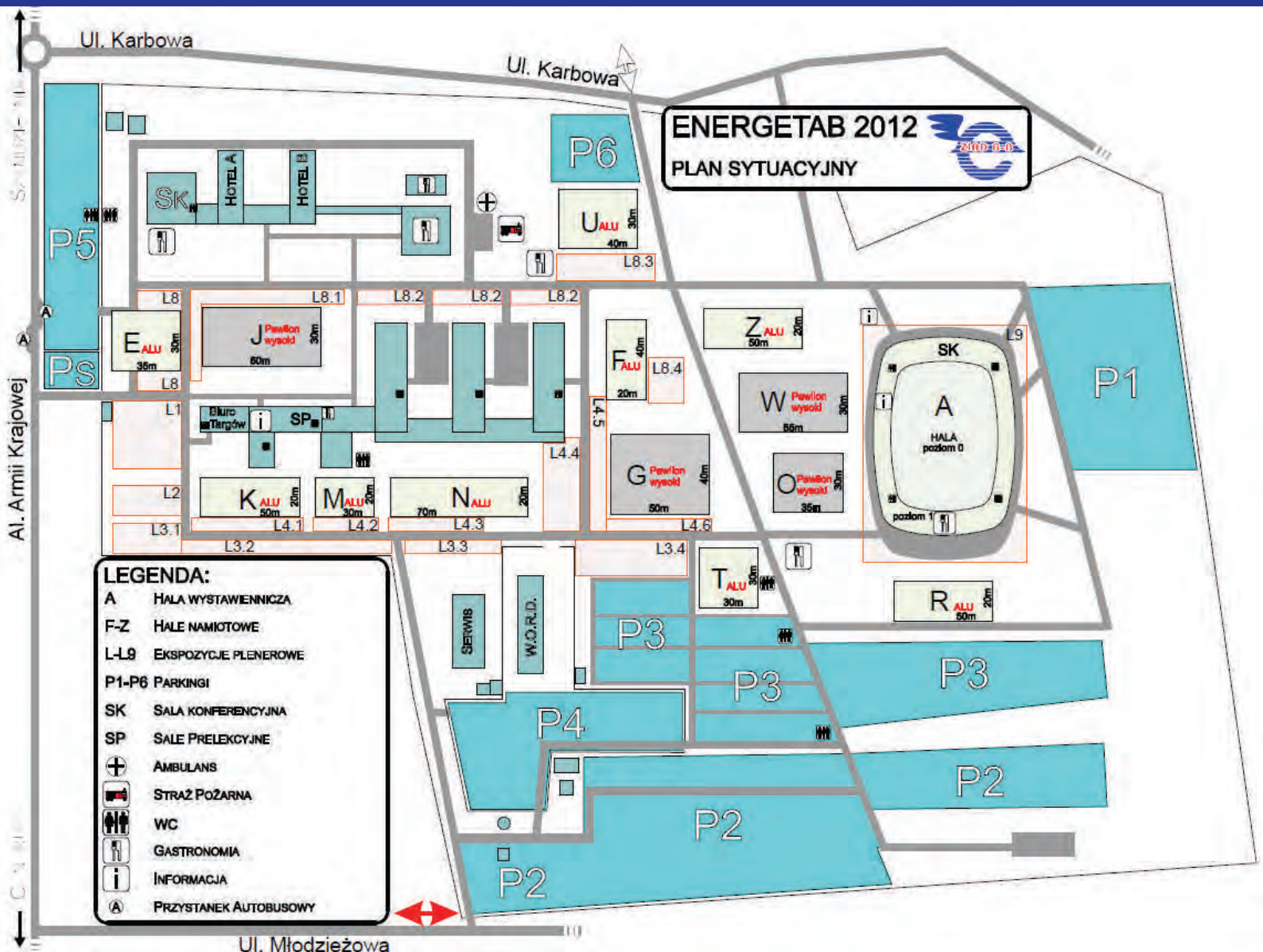


Type1
Easy KIT
Use 006P/9V battery



Performance Certified
by Dutch Metrology Institute
No.3320408





Upewniamy, że tegoroczne 25. (jubileuszowe)
Międzynarodowe Energetyczne Targi Bielskie - ENERGETAB 2012,
odbędą się w dniach od 11 do 14 września.

ENERGETAB to największe w Polsce targi urządzeń, aparatury i technologii dla przemysłu energetycznego.
W tegorocznych targach weźmie udział ponad 600 wystawców z kilkunastu krajów Europy i Azji.

Ekspozycja targowa obejmuje następujące obszary tematyczne:
przesył, dystrybucję i rozdział energii elektrycznej i ciepłej
wytwarzanie energii elektrycznej i ciepłej
elektrotechnikę i elektronikę przemysłową
Targom będą towarzyszyć liczne konferencje, seminaria, prezentacje i konkursy.