

BEZPIECZEŃSTWO
JADROWE
I OCHRONA
RADIOLÓGICZNA

Nr 7 — 1991

Notki o autorach

Eugeniusz Dziakowski — dr inż., absolwent Moskiewskiego Instytutu Energetycznego, praca doktorska w Katedrze Elektrowni Jądrowych w/w Instytutu; długoletni pracownik naukowy i kierownik reaktora „Ewa” w b. Instytucie Badań Jądrowych, obecnie kierownik Wydziału Dokumentów Normatywno-Technicznych w Głównym Inspektoracie Dozoru Jądrowego w Państwowej Agencji Atomistyki; st. inspektor dozoru jądrowego.

Tomasz Jackowski — mgr inż., absolwent Wydziału Elektroniki Politechniki Warszawskiej, kierownik Pracowni Analiz Niezawodnościowych i Oceny Ryzyka w Zakładzie Dozorowych Analiz Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej, st. specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej.

Andrzej Kowalczyk — mgr inż., absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, kierownik Pracowni Analiz Radiologicznego Zagrożenia Środowiska w Zakładzie Dozorowych Analiz Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych w Centralnym Laboratorium Odnowy Radiologicznej, st. specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej.

Krzysztof Kruk — mgr inż., absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, pracownik naukowy w Pracowni Analiz Radiologicznego Zagrożenia Środowiska w Zakładzie Dozorowych Analiz Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej.

Arkadiusz Zmysłowski — mgr inż., absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, dyrektor Głównego Inspektoratu Dozoru Jądrowego w Państwowej Agencji Atomistyki, specjalista bezpieczeństwa w energetyce jądrowej, od stycznia br. na emeryturze.

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE i OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY

Nr 7 — 1991
Warszawa

Spis treści

A. Zmysłowski: <i>Pluton (powstawanie, właściwości promieniotwórcze i radiotoksyczne)</i>	3
E. Dziakowski: <i>Sprawowanie dozoru jądrowego nad reaktorem badawczym „Ewa”</i>	8
A. Kowalczyk, K. Kruk, T. Jackowski: <i>Ocena skutków radiologicznych ponadprojektowej awarii elektrowni jądrowej z reaktorem WWER-440 W-213 za pomocą programu CRAC2</i>	11
A. Zmysłowski: <i>Systemy odciążające obudowy bezpieczeństwa reaktorów wodnych ciśnieniowych . . . w przypadku awarii (Venting)</i>	21
Porozumienie zawarte w dniu 3 grudnia 1990 r. pomiędzy Państwową Inspekcją Ochrony Środowiska a Państwowym Dozorem Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej w sprawie uzgadniania decyzji dotyczących gospodarczego wykorzystania odpadów zawierających substancje promieniotwórcze	28

Zamieszczono przegląd źródeł plutonu w środowisku z uwzględnieniem opadu promieniotwórczego. Opisano własności plutonu jako źródła promieniowania alfa oraz jego względną toksyczność.

W Biuletynie nr 5/90 pisaliśmy o interpelacji poselskiej w sprawie zagrożenia od plutonu 239 zawartego w izotopowych czujnikach dymu. Poniżej przedstawiamy artykuł omawiający powstawanie i właściwości tego promieniotwórczego izotopu.

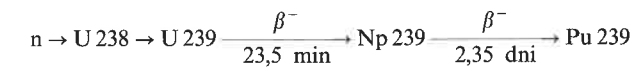
Arkadiusz Zmysłowski

PLUTON

(powstawanie, właściwości promieniotwórcze i radiotoksyczne)

Źródła plutonu

Głównym źródłem izotopów plutonu są reakcje wychwytu neutronów, zachodzące w reaktorze jądrowym, w którym – jako paliwo – stosowany jest uran, najczęściej wzbogacony w izotop U 235. Izotop Pu 239 powstaje w wyniku wychwytu neutronów przez jądra U 238 i następnie dwóch rozpadów beta. A oto schemat tego procesu:



W wyniku różnych reakcji zachodzących w polu promieniowania neutronowego i w wyniku rozpadu promieniotwórczego powstają następujące izotopy plutonu o podanych okresach półrozpadu:

Izotop plutonu	Okres półrozpadu T 1/2
Pu 238	86,4 lat
Pu 239	$2,41 \cdot 10^4$ lat
Pu 240	$6,55 \cdot 10^3$ lat
Pu 241	14,4 lat
Pu 242	$3,76 \cdot 10^5$ lat
Pu 243	4,95 godzin
Pu 244 (natur.)	$8,26 \cdot 10^7$ lat

Z wymienionych izotopów plutonu, rozszczepialnymi przez neutrony spowolnione są Pu 239 i Pu 241, a przez neutrony prężkie – Pu 238. Według przepisów Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (IAEA – Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials) z 1990 r. do materiałów rozszczepialnych zalicza się poza wymienionymi izotopami plutonu (Pu 238, Pu 239, Pu 241), również izotopy uranu U 233 i U 235. Spośród rozszczepialnych izotopów plutonu najważniejszym, ze względu na jego ilość i właściwości jest Pu 239. W reaktorze lekkowodnym, wykorzystywanym w elektrowni jądrowej, w normalnych warunkach eksploatacyjnych powstaje

przeciętnie 180 ÷ 200 kg Pu 239 na rok. Stosunkowo krótkożyłowy Pu 241, jako materiał rozszczepialny gra rolę drugorzędną. Pu 239 wydzielany w procesie przerobu paliwa wypalonego (uranowego) w reaktorze jest wykorzystywany, między innymi, jako materiał wzbogacający nowe elementy paliwowe (tzw. MOX).

Pu 244 jest naturalnym izotopem plutonu – rzadko spotykanym. Ślady Pu 244 wykryto, na przykład, w meteorytach jakie spadły w Meksyku w 1969 r.

Izotopy plutonu, z wyjątkiem Pu 242, emitują podczas rozpadu mało przenikliwe promieniowanie gamma o energii od kilkudziesięciu do kilkuset keV. Podczas rozpadu plutonu emitowane jest również promieniowanie alfa. Źródłami promieniowania alfa są także inne izotopy występujące w uranowo-radowym łańcuchu rozpadu, którego pierwszym członem jest U 238 o okresie półrozpadu, około 4,5 mld lat ($4,5 \cdot 10^9$ lat) oraz w torowym łańcuchu rozpadu, którego pierwszym członem jest Th 232 o okresie półrozpadu około 14 mld lat ($14 \cdot 10^9$ lat). Najważniejszymi izotopami w tych łańcuchach rozpadu, ze względu na zagrożenie jakie stwarzają, są izotopy radu Ra 226 i Ra 224, których produktami rozpadu promieniotwórczego z emisją promieniowania alfa są radon Rn 222 i toron Th 220. Rad ma kilkanaście izotopów o ciężarze atomowym od 213 do 230, z okresem półrozpadu od 10^{-3} do 1600 lat, wśród nich istotny ze względów radiologicznych, alfa-promieniotwórczy rad Ra 228.

Tak więc pluton, jak i izotopy uranu, toru i produktów ich rozpadu, ze względu na emitowane przez nie promieniowanie alfa, zaliczane są do wysoce radiotoksycznych.

Uwzględniając wysoką radiotoksyczność plutonu, należącego do grupy aktynowców (transuranowców) oraz stosunkowo duże jego ilości powstające, przede wszystkim, w działalności związanej z jądrowym przemysłem energetycznym, amerykańska agencja EPA (Environmental Protection Agency) już w 1975 r. zaproponowała ograniczenie dopuszczalnego uwalniania alfa-promieniotwórczych aktynowców do środowiska. Od stycznia 1983 r. obowiązuje jako wytyczna tzw. „Code of Federal Regulations” (CFR, Title 40, part 190). Określa się w nim, że we wszystkich stadiach powstawania, wykorzystania i składowania plutonu, w procesach związanych z energetyką jądrową USA, maksymalnie dopuszczalne uwolnienie nie może przekraczać aktywności ok. 19 MBq (0,5 mCi) na 1 GW · rok energii produkowanej w elektrowniach jądrowych.

Innym źródłem plutonu uwalnianego do środowiska jest opad promieniotwórczy, powstający w wyniku sedimentacji i opadu na powierzchnię ziemi skażeń promieniotwórczych atmosfery przez próbne wybuchy bomb atomowych, przeprowadzone w atmosferze w latach 50-ych i 60-ych. Ocenia się, że średnie skażenie kuli ziemskiej wyniosło około 22 MBq/km². Największe przeciętne wartości opadu wystąpiły na półkuli północnej i wynosiły około 81 MBq/km². Według biuletynu FAO (Food and Agriculture Organization) z 1989 r., skumulowana ilość plutonu w warstwie gleby o grubości 30 cm, pochodzącego z opadu, wyniosła w 1982 r., na niektórych terenach Anglii, od 36 do 134 Bq/m² (36 – 134 MBq/km²).

Rozpatrując pluton jako źródło promieniowania skażające glebę, należy podkreślić, że w górnej warstwie ziemi zawarte jest około 3 g uranu naturalnego na tonę ziemi, który również emituje promieniowanie alfa. Trzy gramy uranu naturalnego daje aktywność $3,7 \cdot 10^4$ Bq (1 μCi), co oznacza, że w wierzchniej warstwie ziemi o grubości 1 m występują substancje alfa-promieniotwórcze o aktywności $3,7 \cdot 10^{10}$ (ok. 1 Ci/km²).

Wymienione przykłady obecności plutonu w środowisku spowodowały, między innymi, że po awarii w Czarnobylu organizacja FAO i WHO opracowały wykaz maksymalnych skażeń żywności dopuszczalnej do handlu zagranicznego, (tzw. Kodeks Komisji Żywnościowej). Wynika z niego, że skażenia plutonem (Pu 239) nie powinny być większe niż 10 Bq/kg – w odniesieniu do żywności osób dorosłych i 1 Bq/kg – w odniesieniu do żywności małych dzieci.

Z przenoszeniem się plutonu do środowiska (choć w ilościach nieznaczających), ze względu na ochronę radiologiczną należy się również liczyć podczas normalnej eksploatacji elektrowni jądrowych. Jak już wspomniano, zachodzące reakcje w reaktorach jądrowych reakcje wychwytu neutronów przez jądra U 238 prowadzą do powstania plutonu. Podczas produkcji w ciągu roku 1 GW energii elektrycznej, w paliwie wypalonym reaktora energetycznego o masie około 30 t znajduje się, jak już wspomniano, około 180 kg rozszczepialnego plutonu. Mając na uwadze, że 1 g plutonu odpowiada aktywności $2,3 \cdot 10^9$ Bq (1 Ci/16g Pu 239), i kierując się ograniczeniem (19 MBq), określonym w wyżej wymienionych przepisach amerykańskich można oczekiwać, że współczynnik zatrzymania dla 180 kg plutonu w reaktorze wynosić będzie co najmniej $4,5 \cdot 10^{-8}$. W rzeczywistości współczynnik ten, w odniesieniu do wszystkich technologii związanych z plutonem (uwzględniając również przerób paliwa wypalonego) wynosi 10^{-9} (1).

Trzeba przy tym brać pod uwagę, że w nowoczesnej elektrowni, na przykład, w reaktorze lekkowodnym o mocy elektrycznej 1300 MW znajduje się w rdzeniu około 50 000 prętów paliwowych, wśród których podczas normalnej eksploatacji reaktora około 0,003% może być nieszczelnych (2). Przez nieszczelności elementów paliwowych mogą przedostawać się do wody chłodzącej reaktora produkty rozszczepienia, a także pluton. Podczas oczyszczania wody produkty te mogą przechodzić do odpadów.

Pluton jako źródło promieniowania alfa

Prawie wszystkie izotopy plutonu są emitarami promieniowania alfa o energii średnio 5 MeV, z wyjątkiem Pu 241, który jest emitorem promieniowania beta. Promieniowanie alfa ma krótki zasięg, który w powietrzu wynosi kilka centymetrów, ale w materiałach o większej gęstości jest znacznie mniejszy. Na przykład w tkance ludzkiej wynosi od 0,03 do 0,04 mm (wierzchnia warstwa naskórka), a w stali około 0,01 mm. Jednakże wchłonięcia do wnętrza organizmu substancji zawierających izotopy alfa-promieniotwórcze (drogą pokarmową lub oddechową) mogą okazać się bardzo niebezpieczne dla zdrowia. Wynika to z faktu, że cząstki alfa na swej krótkiej drodze hamowania wytwarzają bardzo dużą ilość par jonów. Pojedyncza cząstka alfa wytwarza ich rzędu 10^5 . Liczba par jonów, wytworzonych na jednostkę długości toru hamowania zwie się liniową gęstością jonizacji lub jonizacją właściwą i zależy od początkowej energii cząstki alfa oraz rodzaju materii w jakiej ona się porusza. W związku z tym, w obliczeniach mocy dawek od promieniowania alfa dla uwzględnienia jego szkodliwości biologicznej stosuje się tzw. współczynnik jakości Q = 20, wyższy niż dla innych rodzajów promieniowania (np. gamma lub rentgenowskiego).

Charakterystyczne dla plutonu promieniowanie alfa różni się od emitowanego przez inne znane emitery alfa, takie jak uran, tor i rad, tylko nieznacznie energią.

Charakterystyczne dane plutonu oraz dwóch innych izotopów (kobaltu-60 i cezu-137) ze względu na ich występowanie w odpadach promieniotwórczych z obiektów jądrowych, podano w tablicy 1 według wymagań niemieckich (2):

Tablica 1

Charakterystyka	Pu 238	Pu 239	Pu 240	Pu 241	Co 60	Cs 137
1) Okres półrozpadu	87,74a	24 119a	6537a	14,4a	5,27a	30,0a
2) Aktywność właściwa w Bq/g czystego składnika	$6,3 \cdot 10^{11}$	$2,3 \cdot 10^9$	$8,4 \cdot 10^9$	$3,8 \cdot 10^{12}$	$4,2 \cdot 10^{13}$	$3,2 \cdot 10^{12}$
3) Główny rodzaj rozpadu	α	α	α	β	β, γ	β, γ
4) Aktywność graniczna, Bq ¹⁾	3700 (ca.6ng)	3700 (ca.1,6μg)	3700 (ca.0,4 μg)	3700 (ca.1 ng)	37 000 (ca.0,9 ng)	37 000 (ca.11,5 ng)
5) Ilość Bq odpowiadająca dawce 0,3 mSv przy wchłanianiu izotopów – drogą oddechową – drogą pokarmową ²⁾	1,1 8900	0,95 8000	0,95 8000	51 400 000	4900 62 000	8000 27 000
6) Aktywność radionuklidów w przykładowym pojemniku średnioaktywnych odpadów promieniotwórczych z elektrowni jądrowych	$2,1 \cdot 10^6$ Bq ca. 3 μg	$2,6 \cdot 10^5$ Bq 0,1 mg	$4,1 \cdot 10^5$ Bq ca.0,05 mg	$8,5 \cdot 10^7$ Bq 0,02 mg	$8 \cdot 10^9$ Bq	$12 \cdot 10^9$ Bq
7) Dawka wynikająca z wypadku uszkodzenia pojemnika odpadów przez pożar i uwolnienie się aerozoli; człowiek w pobliżu wdycha 10^{-6} całkowitej aktywności pojemnika odpadów)	ca. 57 mrem (570 μSv)	ca. 8 mrem (80 μSv)	ca. 13 mrem (130 μSv)	ca. 50 mrem (500 μSv)	ca. 49 mrem (490 μSv)	ca. 45 mrem (450 μSv)

¹⁾ Granica, poniżej której nie wymaga się spełnienia wymagań nadzoru (np. dla składowania i transportu).

²⁾ Według niemieckiego rozporządzenia o ochronie radiologicznej.

Wynika z niej, że występuje wysokie zagrożenie plutonem, w przypadku wdychania drobnych jego cząstek (aerozoli), ale przy przedostawaniu się plutonu do organizmu drogą pokarmową jego niebezpieczeństwo dla zdrowia jest porównywalne z innymi izotopami. Należy podkreślić, że według publikacji MAEA (3) pluton jest prawie nie wchłaniany z przewodu pokarmowego do dalszych organów. Wartości liczbowe wchłaniania wahają się od 0,003% – dla rozpuszczalnych związków plutonu do 0,0001% – dla związków nierozpuszczalnych (np. PuO₂). Z tego punktu widzenia, tzn. przy wnikaniu plutonu drogą pokarmową jest on, na przykład, około pięciu razy mniej radiotoksyczny niż rad (4).

W zarządzeniu Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 31 marca 1988 r. w sprawie dawek granicznych promieniowania jonizującego i wskaźników pochodnych określających zagrożenie promieniowaniem jonizującym (M.P. nr 14, 1988 r.) określono między innymi, wartości granicznych rocznych wchłoneń plutonu (i innych izotopów) tzw. ALI (Annual Limit on Intake) dla osób zawodowo narażonych, zgodnie z zaleceniami międzynarodowymi (5). Wynika z nich, że roczna wartość graniczna dla Pu239 pod postacią dwutlenku, wchłanianego drogą oddechową wynosi 500 Bq, a dla wchłanianego drogą pokarmową 2 000 000 Bq. Z porównania tych liczb widać istotną różnicę w ocenie szkodliwości plutonu dla organizmu człowieka, wchłanianego różnymi drogami.

Oceniając pluton jako źródło promieniowania alfa należy mieć na uwadze, że w środowisku znajdują się głównie inne alfa-promieniotwórcze naturalne izotopy, takie jak rad-226 i tor-232 oraz ich gazowe lub stałe produkty rozpadu, o stosunkowo dużym stężeniu. Na przykład w materiałach budowlanych, a także w naturalnych kamieniach występuje rad i tor w granicach 10 ÷ 700 Bq/kg (średnio 50 Bq/kg). Popiół lotny z elektrowni węglowych zawiera 60 ÷ 500 Bq/kg (średnio 200 Bq/kg) radu i 100 Bq toru. Fosforyty, będące surowcem wyjściowym do produkcji nawozów fosforowych zawierają średnio 1000 Bq/kg radu, wytworzone z nich nawozy około 400 Bq/kg, w gipsie chemicznym jest średnio 600 Bq/kg radu itd. Te dane zostały zaczerpnięte z opracowania (4). Według Międzynarodowej Komisji Ochrony Radiologicznej (ICRP), (6), w organizmie przeciętnego człowieka odbywa się w wyniku naturalnej zawartości w nim samego tylko radu-226, około 400 000 rozpadów alfa w ciągu dnia lub 145 mln rozpadów w przeliczeniu na rok.

Względna toksyczność plutonu

Właściwa ocena toksyczności plutonu należy do specjalistów zajmujących się radio- i chemotoksykologią. Niemniej, na podstawie porównań z toksycznością innych naturalnych i sztucznych substancji, określoną na podstawie ich krytycznych zawartości w organizmach żywych (na przykład w eksperymentach na zwierzętach), pluton mimo swojej wysokiej radiotoksyczności nie jest najbardziej toksycznym pierwiastkiem. W tabelicy 2, według (1) przedstawiono graniczne, z punktu widzenia toksyczności, zawartości kilku ogólnie znanych substancji, w µg na kilogram masy ciała, co jest równoważne jednostce ppb (parts per billion).

Tablica 2. Toksyczność niektórych substancji

Substancja	Rodzaj substancji	Źródło	µg/kg (ppb)
Perfluorobuten	Fluorowany węglowodór	Spalanie np. Teflonu	0,01
Rycyna	Albumina w nasionach rącznika	Roślina	0,02
Czterochlorodwunitrodioksan (TCDD)	„Seweso-Dioxin”	Spalanie	1
Tetradioxin	Alkaloid		10
Pluton (działanie ostre)	Odkładany w płucach	Procesy związane z Pu	ok. 300
U 233/U 232	Przez drogi trawienne	Procesy związane z U 233/U 232	ok. 600
Tlenek kadmu (działanie ostre)		Procesy związane z kadmem	600 – śmiertelnych 100 – groźnych dla zdrowia
Wodorotlenek arsenu		Procesy arsenowe	1700 – śmiertelnych 571 – groźnych dla zdrowia

Z porównania podanych w tabelicy 2 wartości wynika, że pluton nie jest najbardziej toksyczną substancją. Również z rys. 1, na którym przedstawiono wskaźniki toksyczności (w jednostkach masy) różnych substancji, zależnie od drogi ich wnikania do organizmu wynika, że tlenek plutonu, dostający się do organizmu drogą oddechową jest mniej trujący niż, na przykład, pył kadmowy. Ogólnie można powiedzieć, że pluton jako substancja toksyczna znajduje się pośrodku około 20 naturalnych substancji toksycznych lub około 100 znanych emiterów promieniowania alfa (4).

Wdychanie (Inhalation)		Wodorek arsenu Fosgen Pył kadmowy	Tlenek plutonu RaBr ₂ ¹⁾ TCDD ²⁾	Perfluorobuten			
Spożywanie (Ingestion)		Tlenek plutonu Kofeina Arszenik Acetat ołowiowy	Metyl-IIg ³⁾ Strychnina Cyjankali RaBr ₂ ¹⁾ Rtęć	Zarazek dyfterytu Rycyna ⁴⁾			Jad ⁵⁾ kiełbasiany
Wstrzykiwanie do krwioobiegu (Injektion)		Powietrze	HgCl ₂ Kurara Roztwór Pu Jad węża okularnika	Jad kobry			Jad tężcowy
	100 g	1 g	10 mg	100 µg	1 µg	0,01 µg	0,0001 µg
		10 g	100 mg	1 mg	10 µg	0,1 µg	0,01 µg

¹⁾ Bromek radu, ²⁾ TCDD-Czterochlorodwunitrodioksan (Seveso), ³⁾ Związki metylu i rtęci, ⁴⁾ Toksyczna albumina w nasionach rącznika, ⁵⁾ Bakteryjna trucizna w zepsutych konserwach żywnościowych.

Rys. 1. Toksyczność różnych substancji naturalnych i sztucznych [4]

Literatura

- W. Häfele-Jülich „Plutoniumwirtschaft-Schlagwort oder Realität”; Atomwirtschaft/Atomtechnik Nr 5; 1988.
- H. Kowalewsky – Berlin „Zur Plutonium-Kontamination radioaktiver Abfälle”; Atomwirtschaft/Atomtechnik Nr 4; 1988.
- Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej; Safety Series, Nr 47.
- W. Stoll-Hanau; K. Becker – Berlin „Ultragift Plutonium?"; Atomwirtschaft/Atomtechnik Nr 4; 1989.
- Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej; Safety Series Nr 9; 1982.
- Międzynarodowa Komisja Ochrony Radiologicznej – ICRP 30; „Limits for intakes of radionuclides”; 1979.

A. Zmysłowski: PLUTONIUM (Originating, Radioactive properties and radiotoxicity)

Sources of plutonium in the environment are reviewed including radioactive fallout. Properties of plutonium as a source of alpha particles are described and its relative toxicity.

Autor szczegółowo omówił zasady sprawowania dozoru jądrowego nad reaktorem badawczym EWA. Przypomnił historię zbudowania w Polsce tego obiektu i przedstawił obecną sytuację. W ciągu 32 lat eksploatacji, praca reaktora (z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej) przebiegała prawidłowo. Obecnie – po okresie remontowym – jego użytkownicy starają się o przedłużenie zezwolenia na eksploatację. Ostateczną decyzję podejmie dozór jądrowy, który skontroluje spełnienie wymagań bezpieczeństwa jądrowego.

Eugeniusz Dziakowski

Sprawowanie dozoru jądrowego nad obiektami jądrowymi

(część III)

Sprawowanie dozoru jądrowego nad reaktorem badawczym „EWA”

Reaktor EWA, zgodnie z ustawą – Prawo Atomowe stanowi obiekt jądrowy i podlega nadzorowi Państwowego Dozoru Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej (art. 14, ust. 1 pkt 4). Organizacja, szczegółowe zadania i tryb wykonywania dozoru jądrowego zostały określone w rozporządzeniu Rady Ministrów z dn. 11 stycznia 1988 r. W Biuletynie Informacyjnym „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna” nr 1/1989 omówiono już rolę dozoru jądrowego i zakres jego działania, zaś w nr 2/1990 – sposób sprawowania dozoru jądrowego nad obiektami jądrowymi w Polsce; przedstawiony tryb postępowania dozór jądrowy stosuje także do reaktora EWA.

Informacje o reaktorze EWA

Reaktor EWA typu WWER (moderowany i chłodzony wodą) jest reaktorem badawczym, w którym stosuje się paliwo wzbogacone uranem 235. W reaktorze badawczym wykorzystuje się przede wszystkim neutrony i promieniowanie gamma, zaś generowane w reaktorze ciepło (w przeciwieństwie do reaktorów energetycznych) jest nie wykorzystywanym produktem ubocznym.

Reaktor ten został zaprojektowany i wykonany w ZSRR. Lokalizację reaktora, adaptację projektu, budowę i montaż całego obiektu wykonały polskie biura projektowe i przedsiębiorstwa budowlano-montażowe, współpracując ze specjalistami ZSRR.

Przed rozpoczęciem budowy reaktora w Świerku dziesięciu polskich inżynierów przeszkolono w ZSRR i tam uzyskali oni uprawnienia do pracy na reaktorze EWA. Pozostałych pracowników do ob-

ługi reaktora wyłoniono w wyniku konkursu. W czasie szkolenia teoretycznego, uzyskali oni wiedzę z zakresu fizyki reaktora obejmującej m.in. budowę atomu, reakcje jądrowe, promieniowanie jonizujące i ochronę radiologiczną, a także konstrukcje i układy reaktora EWA. Umiejętności praktyczne zdobyli podczas montażu i uruchomienia urządzeń i układów reaktora. Do bezpośredniej obsługi reaktora dopuszczono tylko pracowników, którzy uzyskali uprawnienia do wykonywania określonych funkcji eksploatacyjnych. Skompletowany w ten sposób zespół wysoko wykwalifikowanych specjalistów po dokonaniu rozruchu wszystkich urządzeń i układów, przystąpił w maju 1958 r. do rozruchu fizycznego (skompletowanie masy krytycznej i podstawowe pomiary charakterystyk fizycznych rdzenia reaktora), a w czerwcu do rozruchu energetycznego (osiągnięcie mocy nominalnej 2 MW i pomiary charakterystyk reaktora). Od 14 czerwca 1958 r. rozpoczęła się normalna eksploatacja reaktora EWA, zapoczątkowując w ten sposób udział naszego kraju w pokojowym wykorzystaniu energii jądrowej.

Do 1963 r. reaktor pracował na mocy cieplnej 2 MW. Następnie zmodernizowano go i w ciągu kolejnych czterech lat pracował na mocy 4 MW. Po raz drugi przeprowadzono modernizację reaktora w 1967 r. zwiększając jego moc do 10 MW. Zastosowano wówczas paliwo o większym wzbogaceniu w Uran 235. Podwyższanie mocy reaktora dawało znaczące korzyści gospodarcze, ale też stawało się większe wymagania w zakresie bezpieczeństwa jego eksploatacji. Toteż podczas modernizacji tego reaktora zainstalowano nowe lub zmodernizowano istniejące układy zapewniające bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną reaktora. Zbudowano awaryjny system odprowadzania ciepła powyłączeniowego i awaryjny system zasilania elektroenergią. Reaktor wyposażono w system kontroli szczelności pierwotnego układu chłodzenia i system awaryjnego zalewania wodą rdzenia, a także w układ kontroli okresu zmian mocy. Uszczelniono halę reaktora i zmodernizowano system wentylacji technologicznej, wyposażając go w układ filtracji powietrza. Wyposażono także reaktor w nowy system kontroli dozymetrycznej. Reaktor EWA od października 1967 r. był eksploatowany na moy 8–10 MW przez ok. 3500 godzin rocznie.

Czynności dozorowe

Do 1984 r. zewnętrzne czynności dozorowe nad reaktorem EWA sprawowało Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej oraz Komisja Bezpieczeństwa Jądrowego działająca w ramach władz resortowych naszego kraju. Instytut Badań Jądrowych posiadał także wewnętrzny system nadzoru nad bezpieczeństwem radiologicznym Ośrodka Świerk

sprawowany przez Zakład Ochrony przed Promieniowaniem oraz Komisję Bezpieczeństwa Jądrowego podległą bezpośrednio Dyrektorowi Instytutu Badań Jądrowych.

W 1984 r. tj. w 26 roku eksploatacji reaktora EWA Prezes PAA Decyzją nr 1 powołał Pełnomocnika Prezesa PAA d/s Bezpieczeństwa Jądrowego, który rozpoczął już wtedy realizację zasad dozoru jądrowego, które w 1986 r. zostały usankcjonowane w Ustawie Prawo atomowe. Zgodnie z tą ustawą obowiązek zapewnienia wymagań bezpieczeństwa obiektu jądrowego w okresie jego eksploatacji spoczywa na jednostce eksploatującej. Obecnie jednostką eksploatującą reaktor EWA jest Instytut Energii Atomowej reprezentowany przez jego dyrektora i na którym spoczywa personalna odpowiedzialność za zapewnienia wymagań bezpieczeństwa reaktora EWA. Dyrektor IEA zobowiązany jest zorganizować eksploatację obiektów jądrowych i dopilnować, aby ta eksploatacja była prowadzona przez wykwalifikowany personel i zgodnie z wymaganiami bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Nadzór nad eksploatacją wewnątrz IEA wykonują inspektorzy bezpieczeństwa jądrowego i inspektorzy ochrony radiologicznej IEA, którzy w myśl Zarządzenia Prezesa PAA (MP nr 27, poz. 215 – 1987 r.) w sprawie rodzajów stanowisk mających istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, uzyskują uprawnienia od Prezesa PAA po przeprowadzeniu właściwego postępowania kwalifikacyjnego na wniosek Dyrektora IEA. W zapewnieniu bezpieczeństwa obiektów jądrowych ważną rolę spełniają wymagania i warunki zapewnienia jakości na wszystkich etapach budowy, eksploatacji i likwidacji obiektów jądrowych. W IEA nadzór nad wdrożeniem i przebiegiem realizacji tych wymagań wykonują Inspektor Zapewnienia Jakości oraz specjaliści zapewnienia jakości w każdym obiekcie jądrowym, a więc i w reaktorze EWA. Ponadto istnieje w IEA Komisja Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej, która pełni funkcje opiniodawcze i doradcze w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej dla Dyrektora IEA. Tak więc Dyrektor IEA dysponuje odpowiednią organizacją pozwalającą na prowadzenie bieżącej eksploatacji oraz na prowadzenia wewnętrznej oceny i kontroli stanu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej eksploatowanych na terenie IEA obiektów jądrowych.

Dozór Jądrowy zgodnie z obowiązkami i uprawnieniami ustalonymi w Ustawie „Prawo atomowe”, niezależnie od IEA, sprawuje nadzór nad zapewnieniem bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej reaktora EWA. W myśl tej ustawy podstawą prawną eksploatacji reaktora EWA jest aktualne Zezwolenie

Prezesa PAA na jego eksploatację. Zezwolenie to uzyskuje się na podstawie ustalonej procedury. Dyrektor IEA występuje do Dozoru Jądrowego z wnioskiem o wydanie Zezwolenia na określony okres eksploatacji reaktora i przedstawia Dozorowi Jądrowemu dokumentację bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w której uzasadnia, że reaktor ten będzie eksploatowany zgodnie z wymaganiami bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Dozór Jądrowy w sposób niezależny analizuje przedstawiony przez IEA, wniosek wraz z załączoną dokumentacją bezpieczeństwa i w oparciu o dotychczasowe doświadczenia eksploatacyjne, a także w oparciu o wymagania bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej zawartych w przepisach krajowych lub w przepisach Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) podejmuje w trybie administracyjnym decyzję o wydaniu Zezwolenia lub udzieleniu odmowy na wydanie Zezwolenia.

W zezwoleniu określa się okres ważności wymagania i warunki ważności, uzasadnienie wydanej decyzji, przysługujące wnioskodawcy prawa w związku z wydaniem zezwolenia, a także podaje się wykaz dokumentacji bezpieczeństwa stanowiący nieodłączną część zezwolenia.

Tak np. podstawą wydania ostatniego Zezwolenia na eksploatację reaktora EWA w 1989 r. była następująca dokumentacja przedłożona przez IEA Dozorowi Jądrowemu:

- program zapewnienia jakości eksploatacji,
- ramowy plan postępowania awaryjnego w obiekcie,
- raport o awaryjnej gotowości obiektu,
- analiza i ocena przebiegu eksploatacji reaktora EWA od 1 lipca do 30 września 1989 r. wraz z załącznikami,
- ocena stanu technicznego płyty nośnej separatora reaktora EWA,
- wykaz pracowników Zakładu Eksploatacji reaktora EWA i Działu Dozymetrii Reaktorowej, posiadających aktualne uprawnienia do obsługi reaktora,
- harmonogram pracy reaktora EWA.

W czasie eksploatacji reaktora prowadzona jest rejestracja i analiza niesprawności i zdarzeń mających

The Author discusses in detail the nuclear surveillance principles of EWA research reactor. He reviews history of its construction in Poland and describes its recent situation. During 32 years of operation the reactor had functioned (with regard to the safety and radiological protection) faultless. Now – after the reconditioning – the operator has applied for prolongation of its licence. The final decision will be issued by the Regulatory Body after checking whether the safety requirements are fulfilled

wpływ na jego bezpieczeństwo. Inspektorzy Dozoru Jądrowego dokonują 2-4 planowych inspekcji rocznie, a także inspekcji nadzwyczajnych w celu, np. wyjaśnienia zaistniałych nieoczekiwanych, wyjątkowych sytuacji lub zdarzeń.

Wyniki inspekcji zapisywane są w protokołach kontroli, a następnie analizowane w Dozorze Jądrowym przez specjalistów celem wypracowywania zaleceń pkontrolnych. Wyniki te są przedstawiane Głównemu Inspektorowi Dozoru Jądrowego, który na ich podstawie podejmuje decyzje w sprawach zaleceń pkontrolnych i przekazuje je do IEA jako jednostce eksploatującej reaktor EWA, względnie jeśli dotyczą np. zmiany wymagań i warunków eksploatacji reaktora, do Prezesa PAA.

Obecny stan reaktora

Dotychczasowa 32-letnia praca reaktora EWA przebiegała z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej prawidłowo. W listopadzie ub. roku, po przeprowadzeniu analiz i ocen stanu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej reaktora dozór jądrowy uznał za możliwe i bezpieczne wydanie zezwolenia na dalszą eksploatację reaktora EWA do 30 czerwca 1990 r. pod warunkiem spełnienia szeregu wymagań w czasie jego eksploatacji. W wyniku bieżącej działalności Dozoru Jądrowego wymagania bezpieczeństwa ulegają dalszemu sprecyzowaniu.

Instytut Energii Atomowej ponowił starania o przedłużenie do 31 grudnia 1991 r. zezwolenia na eksploatację reaktora EWA i przedstawił Dozorowi Jądrowemu swoje zamierzenia przeprowadzenia w letnim okresie remontowym 1990 r. wielu dodatkowych zmian technicznych i działań organizacyjnych mających na celu podwyższenie stanu bezpieczeństwa tego obiektu. Dozór jądrowy wyraził swoją akceptację dla tych zamierzeń, ale postawił jednocześnie dodatkowe wymagania z zakresu bezpieczeństwa. Ostateczną decyzję o przedłużeniu Zezwolenia na eksploatację reaktora EWA do 31 grudnia 1991 r. Dozór Jądrowy podejmie po udokumentowaniu i skontrolowaniu spełnienia wszystkich zamierzeń i wymagań podwyższających obecny stan bezpieczeństwa reaktora EWA.

W niniejszym artykule przedstawiono wyniki oceny zagrożenia radiologicznego ludności wokół elektrowni jądrowej w przypadku wystąpienia ponadprojektowej awarii reaktora WWER-440 typu W-213 przeprowadzone przy pomocy amerykańskiego programu obliczeniowego CRAC2 (Calculations of Reactor Accident Consequences) udostępnionego przez MAEA w ramach Programu Pomocy (The IAEA Regional Programme on Computer Aided Safety Analysis). Przedstawiono także wyniki obliczeń przewidywanych skutków radiologicznych awarii dla różnych warunków meteorologicznych i parametrów emisji substancji promieniotwórczych

Andrzej Kowalczyk, Krzysztof Kruk, Tomasz Jachowski

Ocena skutków radiologicznych ponadprojektowej awarii elektrowni jądrowej z reaktorem WWER-440 W-213 za pomocą programu CRAC2

1. Wstęp

Zgodnie z istniejącymi obecnie wytycznymi i przepisami dotyczącymi procesu licencjonowania elektrowni jądrowych w Polsce, inwestor w przedkładanej dozorowi jądrowemu dokumentacji bezpieczeństwa musi przedstawić analizę zagrożenia radiologicznego ludności przebywającej w sąsiedztwie elektrowni w czasie wypadków i awarii jądrowych. Informacje zawarte w tej dokumentacji muszą dotyczyć analizy skutków radiologicznych całego szeregu możliwych do przewidywania awarii projektowych oraz awarii ponadprojektowych.

Podstawowym zadaniem dozoru jądrowego jest

dopilnowanie, aby w momencie uwolnienia substancji promieniotwórczych do środowiska nie nastąpiło napromieniowanie ludności przekraczające wartości dopuszczalne przepisami. Dlatego też zezwolenie na budowę i eksploatację elektrowni jądrowej zostaje wydane przez dozór jądrowy dopiero wówczas, gdy inwestor wykaże, że w projekcie obiektu przewidziano odpowiednie zabezpieczenia na wypadek dowolnej awarii projektowej.

Muszą istnieć również racjonalne podstawy do przyjęcia założenia, że w przypadku wystąpienia zagrożenia radiologicznego zostaną podjęte właściwe działania zmierzające do ochrony lub ograniczania narażenia ludności i pojedynczych osób.

Równocześnie, opierając się na informacjach zawartych w dokumentacji bezpieczeństwa, dozór jądrowy dokonuje własnych, niezależnych ocen i analiz bezpieczeństwa lub korzysta z wyników badań przeprowadzonych w innych instytucjach, albo bezpośrednio zleca takie badania. Jednostką, która pracuje na zlecenie dozoru jest Zakład Dozorowych Analiz Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych CLOR. Prowadzone są tam m.in. badania pozwalające na ocenę zagrożenia radiologicznego personelu elektrowni jądrowej i ludności mieszkającej w jej otoczeniu, zarówno podczas normalnej eksploatacji siłowni, jak i w możliwych do przewidzenia sytuacjach awaryjnych. W takich sytuacjach określany jest rozkład skażeń w otoczeniu EJ oraz wielkości dawek otrzymywanych przez ludzi zależnie od rodzaju narażenia, a także wynikające z tego faktu skutki dla zdrowia.

W ostatnich latach, przeprowadzono w Polsce wiele takich ocen, zakładając normalną eksploatację, jak i różne sytuacje awaryjne. W tym artykule przedstawione zostały wyniki oceny zagrożenia radiologicznego ludności wokół elektrowni jądrowej w przypadku wystąpienia ponadprojektowej awarii reaktora WWER-440 typu V-213. Ocenę tą przeprowadzono na podstawie wyników obliczeń wykonanych za pomocą amerykańskiego programu obliczeniowego CRAC2 (Calculations of Reactor Accident Consequences) udostępnionego przez MAEA w ramach Programu Pomocy (The IAEA Regional Programme on Computer Aided Safety Analysis). Przedstawione zostały wartości przewidywanych skutków radiologicznych w przypadku ponadprojektowej awarii w różnych warunkach meteorologicznych i dla różnych parametrów emisji substancji promieniotwórczych.

2. Przedmiot analizy

Przedmiotem analizy była ponadprojektowa awaria polegająca na rozerwaniu rurociągu o średnicy 500 mm i dwustronnym wypływie chłodziwa pełnym przekrojem. Opanowanie przez systemy bezpieczeństwa tego typu awarii zostało przewidziane dopiero dla typu V-213 reaktorów WWER-440. Sprawne działanie wszystkich systemów bezpieczeństwa pozwala w takim wypadku całkowicie opanować awarię, nie doprowadzić do przegrzania rdzenia i uwolnienia się radioaktywnych produktów. Dla celów projektowych założono, że nie wszystkie systemy bezpieczeństwa działają, co prowadzi do rozszczelnienia wszystkich koszulek paliwowych i stopienia 10% paliwa. Należy podkreślić, że założenie to jest sztuczną pesymizacją wyników, która ma wykazać, że elektrownia nie stwarza zagrożenia nawet w przypadku tak wyraźnie pesymizowanego przebiegu awarii. Założono, że obu-

dowa bezpieczeństwa zachowuje szczelność (zgodnie z dokumentacją bezpieczeństwa [9] dopuszcza się przecieki do otoczenia przez czas trwania nadciśnienia tj. 12 min. z wydajnością 1% objętości obudowy bezpieczeństwa na dobę).

Do obliczeń przyjęto aktywność izotopów uwalnianych z rdzenia reaktora wg Raportu Bezpieczeństwa EJ Żarnowiec [9] przy 100% utracie szczelności koszulek i 10% stopieniu paliwa w rdzeniu.

3. Program obliczeniowy CRAC2

Program CRAC2 opracowany w Sandia National Laboratory w 1983 r. jest zmodyfikowaną wersją kodu CRAC, który powstał w 1975 r. na potrzeby Reactor Safety Study WASH-1400 [1,2].

Program ten służy do probalistycznych ocen zagrożenia radiologicznego w otoczeniu elektrowni jądrowych w sytuacjach awaryjnych.

Kod CRAC2 został wszechstronnie przetestowany i zatwierdzony do użytkowania [3]. W latach 1982–87 używany był przez Nuclear Regulatory Commission do ocen licencyjnych jako kod bazowy [5,6]. Do chwili obecnej nowe wersje programu używane są w wielu wysoko rozwiniętych krajach (np. w Wielkiej Brytanii, Holandii, Norwegii) [1,3].

Wykorzystywany jest nie tylko do analiz probabilistycznych ale również do obliczeń deterministycznych. W 1985 r. kod ten został włączony do zbioru programów zalecanych do użytku w ramach Programu Pomocy (IAEA Regional Programme on Computer Aided Safety Analysis) prowadzonego przez MAEA.

Poniżej przedstawiono w zarysie podstawy teoretyczne kodu CRAC2, a więc stosowany model dyspersji atmosferycznej, modele służące do obliczenia dawek dla ludności mieszkającej wokół elektrowni oraz charakterystykę źródła umożliwiającą oszacowanie ilości i składu izotopowego substancji promieniotwórczych uwalnianych z obiektu do otoczenia w czasie awarii z degradacją rdzenia.

3.1. Dyspersja atmosferyczna

Kiedy substancja promieniotwórcza uwolniona zostaje do atmosfery następuje jej swobodne rozpraszanie zarówno w obrębie samej chmury promieniotwórczej jak również jej transport wraz z obłokiem. Modele dyspersji atmosferycznej podejmują próbę opisu nakładania się na siebie obu tych ruchów. Punktem wyjściowym każdego modelu jest równanie różniczkowe zwane równaniem dyfuzji. Użyty w programie model transportu substancji promieniotwórc-

zych w otoczeniu elektrowni jest szeroko stosowanym modelem gausowskim, uwzględniającym klasę stabilności atmosfery, prędkość wiatru i wysokość uwolnienia.

Model uwzględnia także:

- szorstkość pokrycia terenu,
- meanadrowanie wiatru,
- wpływ warstwy mieszania na rozprzestrzenianie się obłoku,
- procesy suchego i mokrego zubożania obłoku promieniotwórczego,
- wpływ budynku na rozprzestrzenianie się skażeń w jego sąsiedztwie,
- ciepłe wyniesienie obłoku.

Układ współrzędnych zastosowany w opisie jest typową dla tego rodzaju zagadnień siatką kołową składającą się z 16 sektorów o kącie rozwarcia 22,5° i maksymalnie 34 pierścieniach. W takim układzie możliwe jest wprowadzenie rzeczywistych danych demograficznych i danych o rozmieszczeniu zbiorników wodnych. Przy obliczeniach deterministycznych ustalany jest numer sektora zgodny z przyjętym kierunkiem wiatru podczas przemieszczania się obłoku.

3.2. Ocena dawek promieniowania jonizującego

Obliczenia dawek w kodzie CRAC2 podzielone są na dwie grupy:

- w przypadku krótkotrwałego napromienienia, które zachodzi w czasie przemieszczania się obłoku nad danym terenem i w 7 dni po przejściu obłoku,
- i napromienienia długotrwałego spowodowanego skażeniami (radionuklidami długożyciowymi) danego terenu wskutek awarii.

Do obliczeń wykorzystywane są współczynniki konwersji skażenie – dawka (Dose Conversion Factors).

W jednym cyklu obliczeniowym możliwe jest jednocześnie określenie dawek 8 wybranych organów i tkanek ciała ludzkiego.

Dawki otrzymywane w czasie krótkotrwałego napromienienia, obliczane są w przypadkach:

- zewnętrznego napromienienia od obłoku (zanurzenie w skażonym powietrzu),
- inhalacji,
- zewnętrznego napromienienia od skażonego podłoża.

Obliczenia dawek długotrwałego napromienienia obejmują:

- długookresowe narażenie na zewnętrzne napromienienie od skażonego podłoża,

- inhalacyjne wchłanianie radionuklidów, unoszonych przez ruchy powietrza ze skażonej powierzchni podłoża,
- wchłanianie radionuklidów na drodze pokarmowej.

Uwzględniony zostaje także rozpad promieniotwórczy i powstawanie izotopów pochodnych.

Program umożliwia uwzględnienie działań przeciawaryjnych. Dlatego należy przyjąć scenariusz takich działań. Założyć np.:

- ewakuację,
- wykorzystanie ukryć,
- wczesną relokację.

Ponadto przy wyborze działań ograniczających długookresowe skutki awarii, program CRAC2 posługuje się następującymi kryteriami (limitami dawek):

- 1) zewnętrzne napromienienie od skażonego podłoża: 25 rem w ciągu 30 lat na całe ciało,
- 2) pokarmowa droga narażenia:
 - i) dla dzieci od mleka:
 - 3,3 rem na szpik kostny w pierwszym roku od izotopów strontu,
 - 3,3 rem na całe ciało od izotopów cezu,
 - 10 rem na tarczycę od izotopów jodu,
 - ii) dla każdego członka populacji od pokarmów innych niż mleko:
 - 2 rem na szpik kostny w pierwszym roku od izotopów strontu,
 - 2 rem na całe ciało od izotopów cezu.

Opierając się na ww. kryteriach, program uwzględnia podjęcie jednego z następujących działań:

- zakaz spożycia mleka,
- zakaz spożycia innych niż mleko artykułów żywnościowych,
- zakaz spożycia wszelkiej żywności,
- relokacja ludności z danego terenu na okres krótszy niż 10 lat,
- permanentny zakaz przebywania i jakiegokolwiek wykorzystywania danego terenu.

Ważną częścią programu CRAC2 jest możliwość przeprowadzania oceny przewidywanych radiologicznych skutków dla zdrowia ludności powodowanych przez założoną awarię elektrowni jądrowej. Program określa dwie grupy skutków dla zdrowia: wczesne i późne. Skutki wczesne określone są jako ostre skutki spowodowane krótkotrwałym napromienieniem, w wyniku których następuje zgon lub choroba popromienna. Skutki późne określone są jako stochastyczne przypadki raka powodowanego napromieniem ludności w czasie awarii.

Skład i wielkość uwolnień były określone dla ośmiu grup radionuklidów w następujący sposób:

Nr grupy	1	2	3	4	5	6	7	8
	Gazy szlachetne	J organiczny	J	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru ^{*)}	La ^{**)}
Frakcja uwalniana do otoczenia	1.1E-5	1.5E-7	3.3E-6	6E-6	1.1E-6	8E-7	2.2E-7	2.2E-8

^{*)} z uwzględnieniem Mo, Rh, Tc, Co

^{**)} z uwzględnieniem Nd, Y, Ce, Pr, La, Am, Cm, Pu, Np, Zr

4. Wyniki oceny dawek dokonane za pomocą kodu CRAC2

Obliczenia wykonywane w Zakładzie Dozorowych Analiz Bezpieczeństwa Obiektów Jądrowych przeprowadzono przy założeniu równomiernej gęstości zaludnienia (100 osób/km²) lub przyjmując tę samą równomierną gęstość zaludnienia i 3 modelowe miasta położone w kierunku wiatru (miasto liczące 10 tys. mieszkańców i położone w odległości 3 km od EJ, miasto 20 tys. oddalone o 20 km i miasto 500 tys. oddalone o 50 km).

Wykonywane wariantowe obliczenia miały charakter deterministyczny tzn. zakładano jeden ustalony scenariusz (ilości uwalnianych radionuklidów, warunki meteorologiczne, rozmieszczenie ludności itd.) dla każdego z wariantów.

Przyjmując awarię ponadprojektową opisaną w punkcie 2., przeprowadzono obliczenia dla 16 różnych zestawów danych wejściowych (przy założeniu jednakowego składu i ilości uwalnianych radionuklidów).

Obliczenia przeprowadzono dla:

- trzech klas stabilności atmosfery (B, D, F), przy prędkości wiatru odpowiednio 2, 4 i 1 m/s,
- opcji z opadem deszczu i bez,
- intensywności wydzielania się ciepła 0 i 2×10^5 cal/s
- wysokości fizycznej uwolnienia 0, 15 i 150 m,
- średniej wysokości warstwy mieszania dla niestabilnych warunków meteorologicznych 1000 m (oraz jeden wariant dla 800 m),
- efektu zaburzenia strugi przez zabudowania,
- czasu trwania uwolnienia 0,2 h (oraz jeden wariant dla czasu 0,5 h).

Wyniki obliczeń świadczą, że w najbardziej nawet niekorzystnych warunkach meteorologicznych (kategoria F), nie istnieje ryzyko występowania ostrych skutków zdrowotnych przy czym:

- największe skutki radiologiczne występują wówczas, gdy warunki meteorologiczne są stabilne, tzn. klasa stabilności F (rys. 3, 4),

- opady deszczu powodują znaczący wzrost dawek w małych odległościach od źródła emisji i spadek dawek w dużych odległościach (rys. 6, 7),
- wzrost wysokości uwolnienia i intensywności wydzielania się ciepła powoduje zmniejszenie się dawek w małych odległościach (rys. 1),
- efekt zaburzenia strugi uwolnionych substancji promieniotwórczych przez budynek reaktora powoduje zmniejszenie się dawek w bezpośrednim sąsiedztwie elektrowni jądrowej i ich wzrost w większych odległościach.

Zaprezentowane na rys. 1-8 wykresy dotyczą obliczeń przeprowadzonych dla:

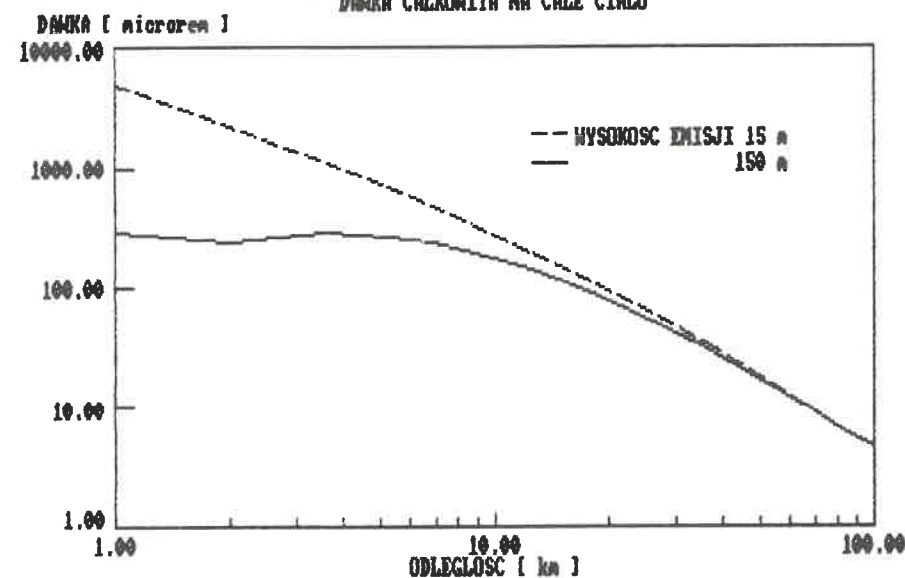
- trzech kategorii stabilności atmosfery (B, D i F przy prędkości wiatru odpowiednio 2, 4 i 1 m/s) bez opadów oraz równomiernych opadów deszczu na całym obszarze dla klasy D (deszcz o intensywności 0,5 mm/h),
- wysokości fizycznej emisji równej zero oraz 15 i 150 m,
- małej intensywności wydzielania się ciepła równej 2×10^5 cal/s lub braku wydzielania się ciepła ($Q = 0$),
- wysokości warstwy mieszania 800 m.

Wpływ efektu zaburzenia strugi uwzględniono do odległości ok. 2,4 km a czas uwolnienia określono na 12 min., gdyż tyle trwa naciśnięcie w systemie pomieszczeń szczelnych obudowy bezpieczeństwa wg Raportu Bezpieczeństwa [9].

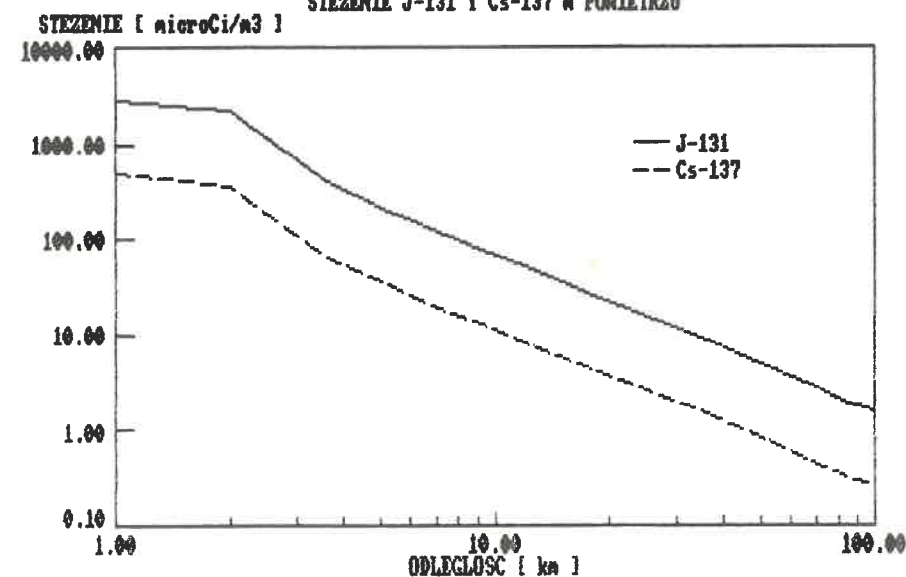
Z obliczeń wynika więc, że w przypadku nie podejmowania akcji przeciwwaryjnych, w odległości ok. 2 km od budynku reaktora, tj. na granicy strefy ochronnej, największe krótkotrwałe dawki całkowite (napromienienie od obłoku, od skażonego podłoża i inhalacji łącznie) na całe ciało wynoszą ok. 10 mrem (kategoria D z deszczem i kategoria F) a na tarczycę ok. 300 mrem (kategoria F).

Na rys. 2 znajduje się przykładowy wykres średnich stężeń w powietrzu radionuklidów J-131 i Cs-137 dla kategorii stabilności D. Z wykresu wynika, że stosunek stężeń w powietrzu jodu do ceszu wynosi ok. 10.

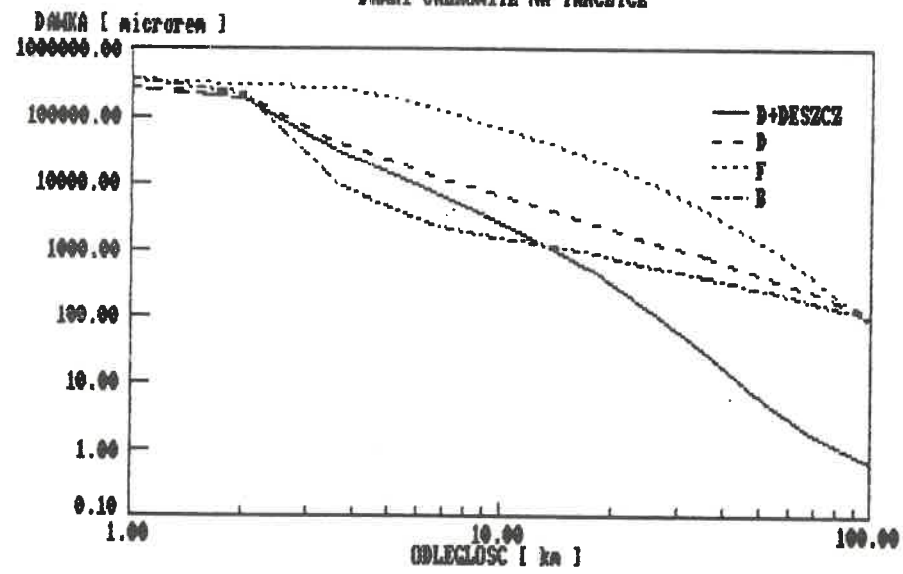
Rys.1. MAP kat. D, Q=2E5 [cal/s]
DAWKA CAŁKOWITA NA CAŁE CIAŁO



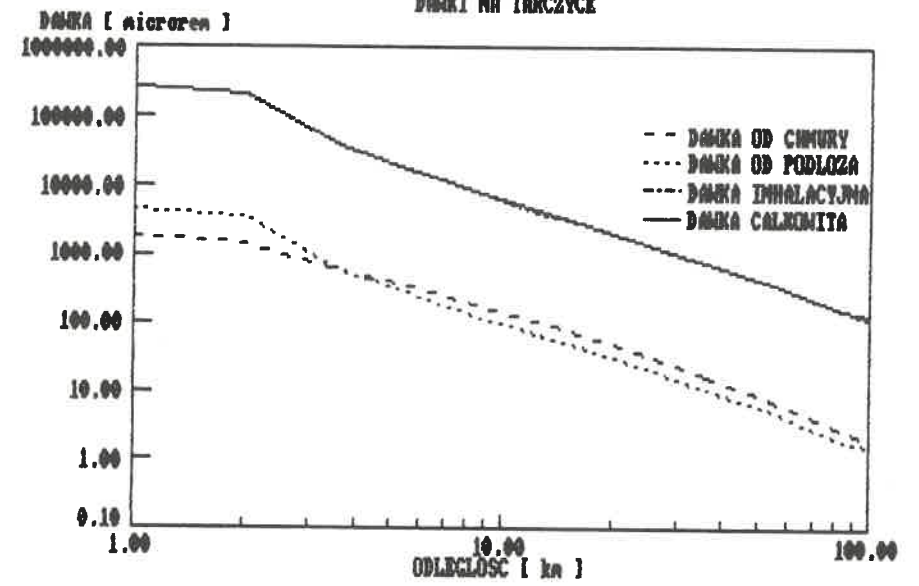
Rys.2. MAP kat.D, Hfiz=0[m], Q=2E5[cal/s]
STĘŻENIE J-131 i Cs-137 W POWIETRZU



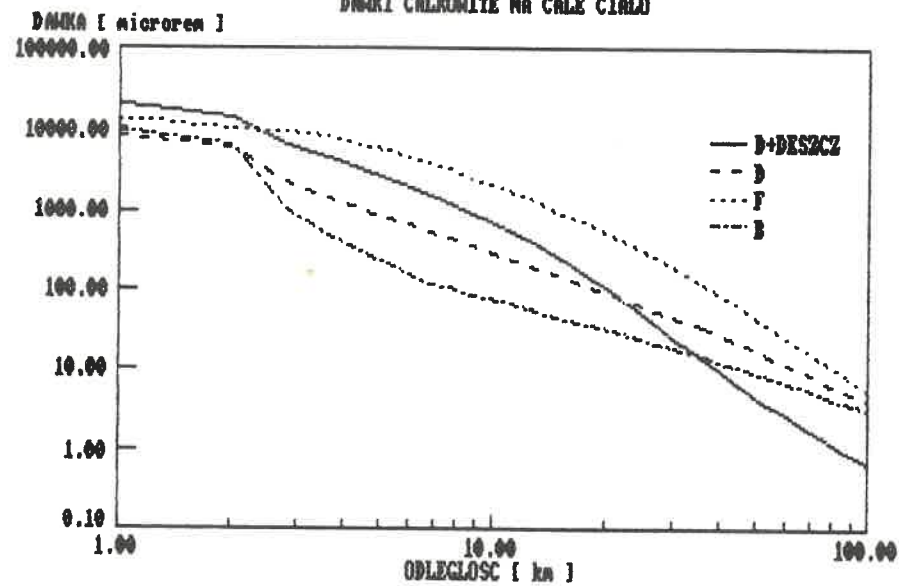
Rys.3. MAP kat. B,D,F;H=0[m],Q=2ES[cal/s]
 DAWKI CALKOWITE NA TARCZYCE



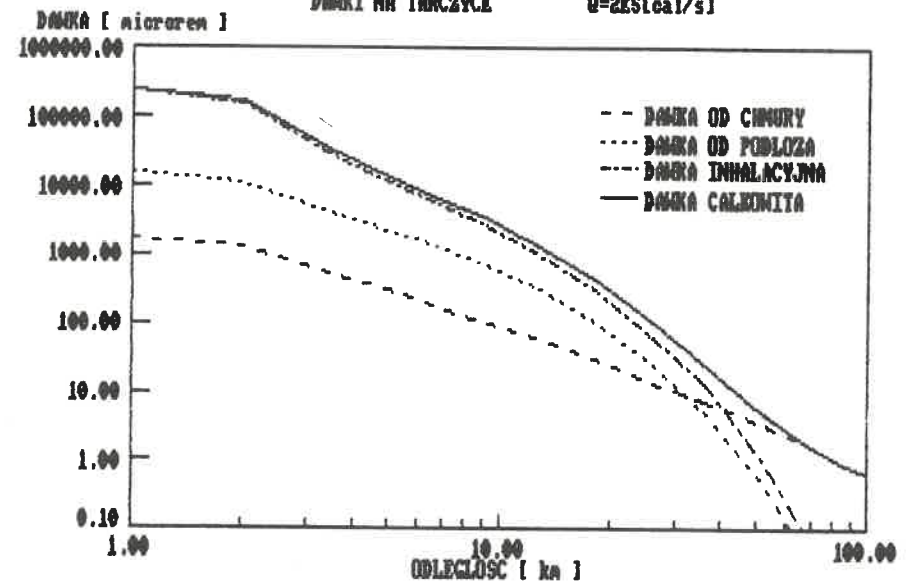
Rys. 5. MAP kat.D,Hfiz=0[m],Q=2ES[cal/s]
 DAWKI NA TARCZYCE



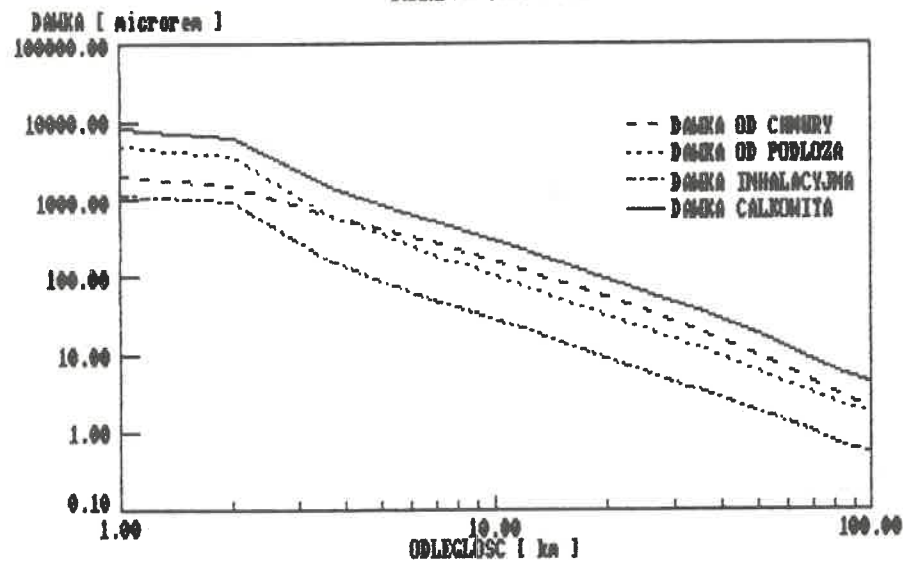
Rys.4 MAP kat.B,D,F;H=0[m],Q=2ES[cal/s]
 DAWKI CALKOWITE NA CALE CIALO



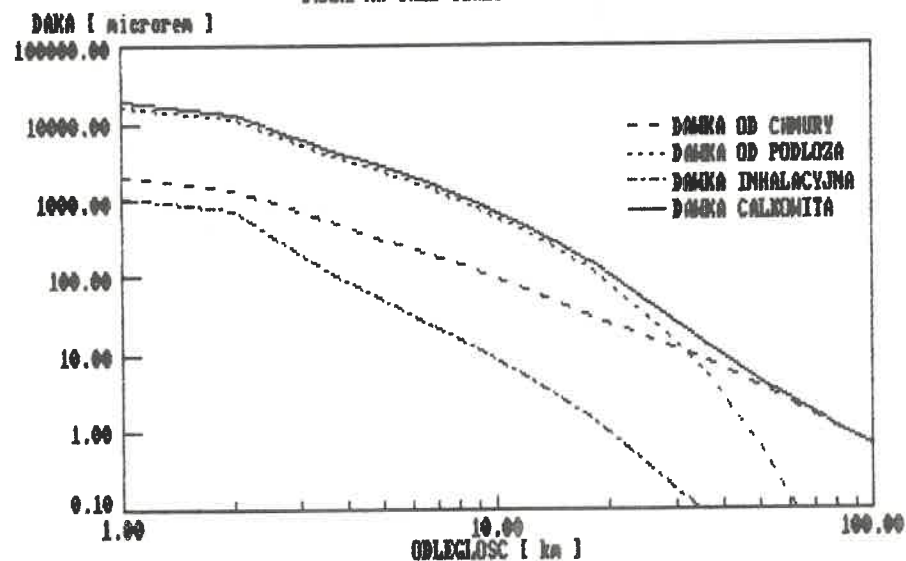
Rys. 6. MAP, kat.D+DESZCZ Hfiz=0[m]
 DAWKI NA TARCZYCE Q=2ES[cal/s]



Rys. 7. MAP kat.D, $H=0[m]$, $Q=2ES[cal/s]$
DAWKI NA CAŁE CIAŁO



Rys. 8. MAP kat.D+DESZCZ $H_{fix}=0[m]$, $Q=2ES[cal/s]$
DAWKI NA CAŁE CIAŁO



Rysunki 3–4 przedstawiają wpływ kategorii stabilności atmosfery na dawki całkowite (spowodowane krótkotrwałym napromienieniem) dla tarczycy (rys. 3) i całego ciała (rys. 4).

Największe dawki poza strefą wyłączenia występują dla kategorii F. Na rys. 5–8 przedstawione są wykresy obrazujące udział dawek zależnie od rodzaju narażenia.

Dla tarczycy (rys. 5–6) dominujący udział ma inhalacja niezależnie od kategorii stabilności atmosfery. Tylko dla klasy D z deszczem w odległościach większych od 40 km dominuje dawka wywołana promieniowaniem chmury, co jest związane z wymyciem jodu na małych odległościach.

Dla całego ciała (rys. 7–8), poza strefą wyłączenia, dla klasy B i D przeważają dawki od promieniowania chmury, a dla klasy F i D z deszczem od odległości ok. 80 km przeważa dawka od podłoża.

Oprócz dawek spowodowanych krótkotrwałym napromienieniem program CRAC2 oblicza także dawki skumulowane (niepełne obciążające) w czasie do 80 lat po awarii. Uwzględni przy tym niezbędne długofalowe działania zapobiegawcze. W przypadku rozważanej ponadprojektowej awarii jedynym rodzajem działań zapobiegawczych zalecanych przez program jest okresowy zakaz spożycia mleka. Na przykład dla klasy F zakaz spożycia mleka powinien obowiązywać, na terenie położonym wzdłuż osi chmury, od 22 dni na granicy strefy wyłączenia do 2 dni w odległości 14 km. Natomiast dla klasy D z deszczem spożycie mleka powinno być wstrzymane w okresie od 33 dni na granicy strefy wyłączenia do 1 dnia w odległości ok. 10 km. Obliczenia umożliwiły także ocenę udziału trzech rodzajów narażenia (droga pokarmowa, zewnętrzne napromienienie od skażonego podłoża, resuspensja) dla dawek spowodowanych długotrwałym napromienieniem całego ciała, a otrzymanych przez osobę przebywającą na granicy strefy wyłączenia przez okres 80 lat po awarii, dla klasy B, D, D z deszczem i F.

Najwyższą dawkę skumulowaną równą 3,87 rem otrzymuje się dla klasy D z deszczem. Związane jest to z dużym skażeniem powierzchni terenu w czasie opadów deszczu. Udział dawki pokarmowej równej 2,24 rem wynosi 57,9%, dawki od promieniowania podłoża równej 1,54 rem – 39,8%, a dawki od inhalacji uniesionego wtórnie materiału podłoża – 2,3%.

Dla klasy F dawka skumulowana wynosi 3,22 rem a odpowiednie udziały dawek składowych wynoszą 78,2% (pokarmowa), 20,6% (napromienienie od skażonego podłoża) i 1,2% (resuspensja). Jak wynika z obliczeń, dla klasy D (najczęściej występującej w Polsce) całkowita dawka skumulowana wynosi 2,33 rem z czego 78,6% stanowi dawka pokarmowa, 20%

– dawka od podłoża a resztę – dawka od inhalacji wtórnie uniesionego materiału podłoża.

Wynika więc, że decydujący udział w dawkach długotrwałych mają radionuklidy wnikające drogą pokarmową, takie jak: Sr-89 i 90, J-131 i 133 oraz Cs-136 i 137.

Z rozkładu w czasie dawek spowodowanych długotrwałym napromienieniem całego ciała dla różnych rodzajów narażenia wynika, że decydujące znaczenie mają dawki skumulowane w ciągu pierwszych kilku lat po awarii.

W obliczeniach przyjmowano, że na trasie obłoku promieniotwórczego leżą trzy miasta: 10, 20 i 500 tysięczne położone w odległościach 3, 20 i 50 km od EJ. Przyjęto, że na obszarze (poza tymi miastami) występuje równomierna gęstość zaludnienia 100 osób/km². Przy tak zdefiniowanych danych demograficznych wartości dawek kolektywnych na całe ciało dla całego rozpatrywanego obszaru zmieniają się w ramach rozpatrywanych wariantów od $1,3 \times 10^3$ osobo-remów dla kategorii B bez deszczu do $3,2 \times 10^3$ osobo-remów dla kategorii F bez deszczu, w obu przypadkach wysokość źródła emisji jest równa zero a intensywność wydzielania się ciepła – $2 \times 10^5 cal/s$.

5. Wnioski

Na podstawie uzyskanych wyników obliczeń można stwierdzić, że skutki radiologiczne omawianej ponadprojektowej awarii reaktora WWER-440 W-213 scharakteryzowanej w punkcie 2 przy zachowanej szczelności obudowy bezpieczeństwa (w Raporcie Bezpieczeństwa [9] dopuszcza się przecieki do otoczenia przez czas trwania nadciśnienia, tj. 12 min. z wydajnością 1% objętości obudowy bezpieczeństwa na dobę) i braku działań przeciwwawaryjnych są mniejsze niż przyjęte w Raporcie Bezpieczeństwa według radzieckich przepisów NRB76 (0,5 rem dla całego ciała i 1,5 rem dla tarczycy w ciągu roku), a także mniejsze niż minimalne poziomy do podjęcia działań przeciwwawaryjnych wg Zarządzenia Prezesa PAA z 19 czerwca 1989 r. (5 do 50 mSv dla całego ciała w fazie wczesnej i 50 do 500 mSv dla tarczycy w fazie pośredniej dla takich działań jak ukrycie w budynkach, kontrola produktów żywnościowych i wody). Obliczone wartości dawek pozostawiają jeszcze duży margines bezpieczeństwa w stosunku do wartości dopuszczalnych.

Spis literatury

1. L. Ritchie et al.: CRAC2 Model Description. NUREG/CR-2522, SAND 82-0342. 1983.
2. L. Ritchie et al.: CRAC2 User's Guide. NUREG/CR-2326, SAND 81-1994. 1983.

3. Comparison of Reactor Accident Consequences Models. NEA. 1983.

4. A. Kowalczyk, T. Jackowski, K. Kruk.: Analiza skuteczności techniczno-organizacyjnych środków przeciwawaryjnych oraz konsekwencji wybranych sytuacji awaryjnych za pomocą kodu komputerowego CRAC2 udostępnionego przez MAEA. Oprac. wewn. CLOR nr Z-IV/2/87. Warszawa, październik 1987.

5. L. Ritchie et al.: MELCOR Accident Consequences Code System (MACCS). Vol II MACCS Reference Manual. DRAFT. NUREG/CR-4691. SAND 86-1562. 1987.

6. S. Acharaya.: An overview of CRAC, CRAC2 and MACCS Probabilistic Offsite Consequence Models. The IAEA Technical Committee Meeting on

Computer Codes for Probabilistic Assessment of Accident Consequences. June 22-26. 1987. Vienna, Austria.

7. Reactor Safety Study: WASH-1400. App. VI. 1975.

8. A. Kowalczyk, T. Jackowski, K. Kruk.: Calculations of accident Consequences with CRAC2 Computer Code for NPPs with WWER-440 and WWER-1000 Reactors. Technical Committee/Workshop on the IAEA Programme on Computer Aided Safety Analysis.

9. ZTE EJ Żarnowiec. Etap 1 -2 x 440 MW Aktualizacja, Część 5. Wstępny Raport Bezpieczeństwa. Zeszyt 3. Założenia BJ i OR-aktualizacja. Rozdział 4. Analizy Bezpieczeństwa EJ. Warszawa, czerwiec 1983.

A. Kowalczyk, K. Kruk, T. Jackowski Radiological consequences of the beyond-design accident in a NPP with a WWER-440 reactor of the W-213 type evaluated with the help of the programme CRAC2

The article introduces evaluation results of radiological risk with regard to the population living around a nuclear plant with a WWER-440 reactor of the W-213 type in case of the beyond-design accident. The calculations were performed with the help of an American programme CRAC2 (Calculations of Reactor Accident Consequences) which has been obtained within the framework of the IAEA Regional Programme on Computer Aided Safety Analysis. The article introduces also the radiological risk results predicted for various meteorological conditions and various parameters of radiological emissions.

W artykule omówiono zasady działania systemu wentylacji obudów bezpieczeństwa w EJ. Specjalnie skontruowane stalowe filtry mają odciążać obudowę bezpieczeństwa w czasie tzw. awarii nadprojektowej. Filtry takie zainstalowano już w kilku EJ w RFN, Szwecji i Francji. Nadal prowadzi się badania nad ich udoskonaleniem w ramach międzynarodowego programu ACE, w którym uczestniczy 13 państw, w tym również ZSRR.

Arkadiusz Zmysłowski

Systemy odciążające obudowy bezpieczeństwa reaktorów wodnych ciśnieniowych w przypadku awarii (Venting)

Obudowa bezpieczeństwa elektrowni jądrowej stanowi ostatnią spośród kolejnych barier przeciwdziałających uwalnianiu się produktów radioaktywnych do środowiska w przypadku poważnych awarii jądrowych. Podstawowym warunkiem w opanowywaniu takich awarii jest niedopuszczenie do uszkodzeń obudowy bezpieczeństwa. Po awarii w Czarnobylu wiele uwagi w analizach sytuacji awaryjnych w elektrowniach jądrowych poświęca się tzw. nadprojektowym awariom, które mogą prowadzić do stopienia się rdzenia reaktora. Według niektórych analiz, ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa reaktora typu PWR o mocy 1300 MW, w przypadku nie zadziałania niektórych urządzeń zabezpieczających oraz w sytuacji awarii nadprojektowej, mogłoby w ciągu pięciu dni wzrosnąć do około 9 barów, a więc powyżej ciśnienia dopuszczalnego dla obudowy.

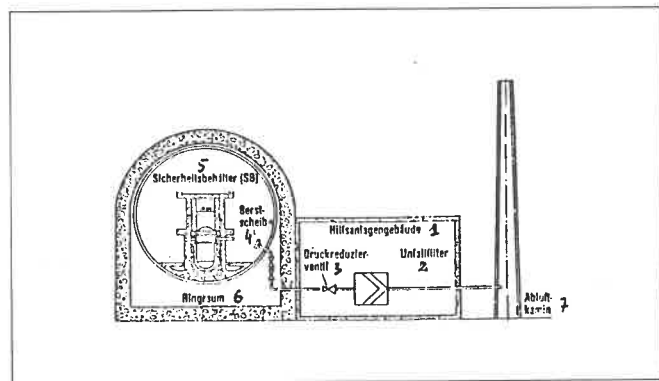
W niektórych krajach m.in. w RFN, Szwecji i Francji, w ramach tzw. „Accident Management” – podjęto instalowanie systemów odciążających obudowy bezpieczeństwa (Filtered containment venting systems). W USA natomiast twierdzi się, że tego rodzaju rozwiązania mają bardziej znaczenie polityczne niż techniczne. W 1988 r. odbyła się w Stanach Zjednoczonych konferencja, poświęcona oczyszczaniu powietrza, zorganizowana pod egidą Ministerstwa Energetyki i amerykańskiego dozoru jądrowego*). Wynika z niej, że techniczne kręgi USA nie są przekonane o efektywności działania systemów wentylacji obudów bezpieczeństwa, chociaż wiele firm amerykańskich prowadzi prace badawcze nad tego rodzaju systemami. Jak dotychczas w żadnej elektrowni jądrowej w USA nie zainstalowano takiego systemu (venting system).

Na rys. 1 przedstawiono sposób instalowania filtru odciążającego według projektu RFN. U wejścia przewodu łączącego obudowę bezpieczeństwa z filtrem zamontowana jest membrana zrywająca się, jeśli mieszanina pary i gazu powstająca w obudowie osiągnie ciśnienie około 6 barów. Na zewnątrz, na przewodzie odprowadzającym są zainstalowane dwa zawory odcinające (redundacja). W przypadku działania systemu odciążającego, mieszanina parowo-gazowa przepływa do filtru przez zawór redukcyjny, na którym wytraca swoje ciśnienie. Na filtrze są zatrzymywane radioaktywne części lotne, po czym oczyszczona mieszanina wprowadzana jest do komina.

*) Nuclear Regulatory Commission (NRC)

W RFN rozwijane są różne wersje techniczne filtru odciążającego (venting'u) dla reaktorów PWR i BWR. Główne cele jakim mają służyć filtry, określone w badaniach prowadzonych w centrum w Karlsruhe, są następujące:

- zbudowanie całkowicie pasywnego systemu filtracyjnego, z punktu widzenia ogrzewania, chłodzenia i regulacji,
- przydatność filtru do bezpośredniego oczyszczania atmosfery obudowy bezpieczeństwa, tzn. bez wstępnego stosowania skraplania pary,
- zapewnienie wysokiego współczynnika dekontaminacji (większego niż 1000) również dla najmniejszych cząstek o średnicy w zakresie od 0,1 μm ,
- zapewnienie praktycznie całkowitego zatrzymania skontaminowanych aerozoli, z uwzględnieniem rozpuszczalnych w wodzie produktów rozszczepienia, takich na przykład jak związki cezu.



Rys. 1. Ideowa dyspozycja systemu odciążenia ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa reaktora PWR (Filtered Containment Venting System)
1 – budynek instalacji pomocniczych, 2 – filtr awaryjny, 3 – zawór redukcyjny, 4 – membrana, 5 – obudowa bezpieczeństwa, 6 – obszar pierścieniowy, 7 – komin wentylacyjny.

Do osiągnięcia tych celów niezbędne było zastosowanie odpowiednich materiałów, odpornych na działanie pary, wilgoci i promieniowania, a także wyższych temperatur. Nie spełniają tych wymagań stosowane dotychczas specjalne materiały filtracyjne. Opracowany został wielostopniowy system, w którym poszczególne warstwy filtracyjne wykonane są z włókien ze stali szlachetnej o różnej średnicy. Zastosowanie takich włókien (nici) o ekstremalnie małych średnicach (2 μm) umożliwia zatrzymanie na nich najmniejszych cząstek. Wyniki badań filtrów odciążających są następujące:

	PWR	BWR
– masa oczyszczanej substancji lotnej	40 kg	20 kg
– moc z rozpadu substancji lotnej	2 kW	180 kW
– jod gazowy	5 kW	20 kW
– minimalny stopień oddzielenia:		
substancje lotne	99,9%	99,9%
jod pierwiastkowy	90%	90%

Warunki tych badań były następujące:

- temperatura mieszaniny parowo-powietrznej co najmniej 200°C,
- zawartość pary równa lub mniejsza od 100%,
- koncentracja masy kroplowych aerozoli równa lub mniejsza od 5 g/m³.

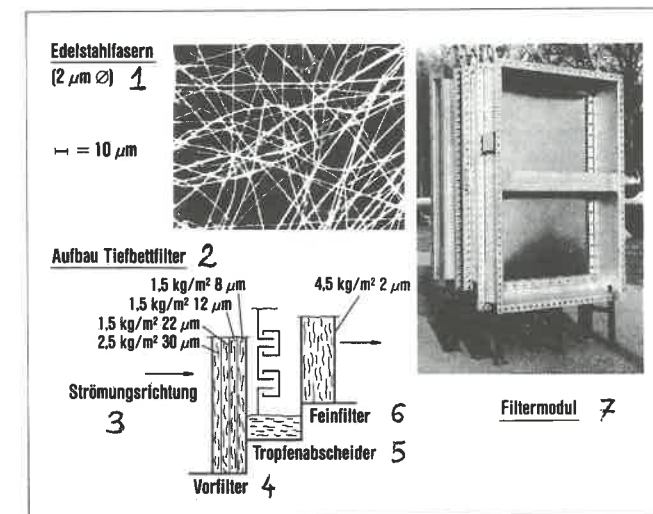
Przyjęto, że przepływ przez filtr w przypadku PWR wynosi 3,5 kg/s.

Współczynniki dekontaminacji dla filtrów z włókien ze stali szlachetnej o średnicy 2 μm , przy przepływie pary wyniosły:

Temperatura w °C	Współczynnik dekontaminacji	Stopień oddzielenia w %
140	5650	99,98
130	4500	99,98
120	2780	99,96
110	1600	99,94
102	1040	99,90

Wyniki dekontaminacji uzyskano przy następujących warunkach:

- wypełnienie masą filtracyjną 1,5 kg/m²,
- liniowa prędkość przepływu gazu 30 cm/s,
- ciśnienie 1 bar,
- spadek ciśnienia na warstwie filtracyjnej 27 mbar,
- wymiary badanych aerozoli: średnica większości cząstek aerozoli 0,1 μm i 0,2 μm .



Rys. 2. Konstrukcja filtra z włókien metalowych dla systemu odciążenia ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa reaktora PWR
1 – włókna ze stali szlachetnej, 2 – elementy filtra, 3 – kierunek napływu, 4 – filtr wstępny, 5 – oddzielnik kropli, 6 – filtr końcowy, 7 – moduł filtra.

Stosunkowo wysokie obciążenie filtrów przez promieniowanie radioaktywne wyklucza zastosowanie organicznych materiałów uszczelniających. Filtry wykonywane są ze stali w formie modułów, co umożliwia dopasowanie ich do wydatku przepływu. Elementy filtra z włókien stalowych przedstawione są na rys. 2. W kierunku przepływu rozmieszczone są w warstwach włókna o średnicy: 30, 22, 12, 8 i 2 μm , przy czym warstwy z włókien o większej średnicy (30 – 8 μm) stanowią filtr wstępny, za którym znajduje się oddzielnik kropli cieczy. Na filtr końcowy z włóknami o średnicy 2 μm przechodzi strumień pozbawiony skontaminowanej cieczy.

Konstrukcja i wysoki stopień oddzielania filtrów z włóknami stalowymi umożliwia zróżnicowaną ich zabudowę na odcinku odciążającym obudowę bezpieczeństwa. Dzięki rozprężaniu się mieszaniny parowo-gazowej, w przybliżeniu przy stałej entalpii od ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa do ciśnienia przed filtrem (około 1 bar) uzyskuje się suchy strumień mieszaniny dopływającej do filtra. Jedynie w początkowej krótkiej fazie pracy układu, przy rozgrzewaniu się filtra, może wystąpić skraplanie się w nim pary. Oddzielone cząsteczki w stanie suchym łączą się z włóknami filtra.

Ponieważ działanie filtra odbywa się przy odciążaniu obudowy bezpieczeństwa, konieczna jest duża powierzchnia napływu skontaminowanej mieszaniny na filtr (około 1 m² dla 1000 m³/h przepływu), co nie ma wpływu na jego efektywność.

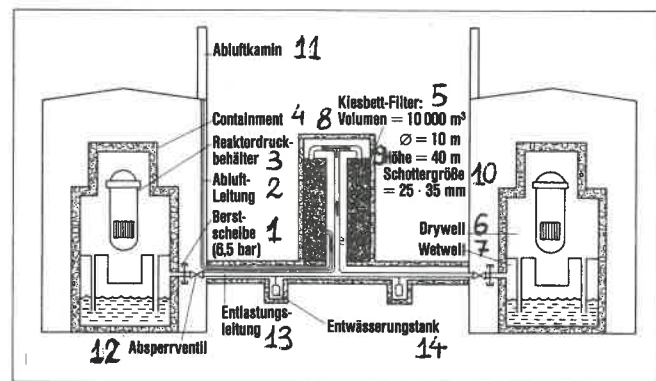
Badania wykonanych modułów filtru za pomocą testujących aerozoli o (najczęściej występujących) wymiarach $0,1 \div 0,2 \mu\text{m}$, dawały w wyniku współczynniki dekontaminacji wyższe niż 10.000.

W celu zmniejszenia wymiarów filtrów, można je zabudowywać przed zaworem redukującym ciśnienie (mniejsza objętość strumienia dzięki większemu ciśnieniu) lub nawet wewnątrz obudowy bezpieczeństwa. Zmniejszenie wymiarów powierzchni napływu strumienia do filtru powoduje jednak ograniczenie jego pojemności.

W RFN do końca 1988 r. w takie filtry zostały wyposażone 4 obiekty z reaktorami PWR.

W Szwecji na początku lat osiemdziesiątych (w 1981 r.) dyskutowano nt. dalszego zmniejszenia ryzyka w eksploatacji elektrowni jądrowych, Rząd podjął wówczas decyzję o wyposażeniu 2 bloków BWR EJ-Barsebäck (każdy po 570 MW) w jeden system odciążenia obudów bezpieczeństwa tych reaktorów. Przyjęto następujące założenia:

- pasywne włączanie się systemu odciążającego w wyniku pęknięcia membrany oddzielającej obudowę bezpieczeństwa od kanału odciążającego, przy wzroście ciśnienia w obudowie do 6,5 barów (ciśnienie robocze obudowy 5 barów),
- dostatecznie wysoka efektywność oddzielania w filtrze – co najmniej 99,9%, w odniesieniu do izotopów znajdujących się w reaktorze (z wyjątkiem gazów szlachetnych),
- zapewnienie pasywnego odbioru ciepła powstającego z rozpadu izotopów w ciągu pierwszych 24 godzin.



Rys. 3. FILTRA – urządzenie odciążające szwedzkiej EJ w Barsebäck z reaktorem BWR

1 – membrana zrywana (6,5 bar), 2 – przewód odpowietrzający, 3 – zbiornik reaktora, 4 – obudowa bezpieczeństwa, 5 – złożo żwirowe, 6 – sucha przestrzeń obudowy bezpieczeństwa, 7 – mokra przestrzeń obudowy bezpieczeństwa, 8 – objętość, 9 – wysokość, 10 – wielkość ziaren żwiru, 11 – komin wentylacyjny, 12 – zawór zamykający, 13 – przewód odciążający, 14 – zbiornik odwadniający.

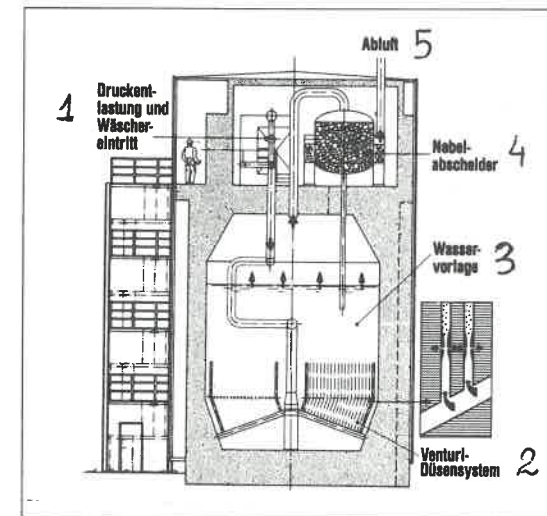
W wyniku wielu eksperymentów zdecydowano się na rozwiązanie przedstawione na rys. 3 (System FILTRA), będące wieżą wypełnioną złożem żwirowym (gravel bed). Wieża ma kształt walca, wykonanego z betonu zbrojonego o objętości około $10\,000 \text{ m}^3$. Złożo żwirowe ma masę około 15000 ton.

Po zerwaniu się membrany, mieszanina parowo-gazowa przepływa przez złożo w kierunku od góry ku dołowi, przy czym schładza się i oczyszcza. Oczyszczony w filtrze gaz jest odprowadzany do komina. W dolnej części, w kanale pod filtrem, zainstalowane są oddzielacze kropli. Stopień przepuszczalności systemu FILTRA dla aerozoli i pierwiastkowego jodu jest podawany jako mniejszy niż 10^{-5} , w odniesieniu do zawartości tych składników w rdzeniu.

System FILTRA został zainstalowany w EJ Barsebäck w październiku 1985 r.

W toku dalszych dyskusji nad systemami odciążającymi obudowy bezpieczeństwa, w ramach przedsięwzięć tzw. „Accident Mangement” opracowany został nowy system FILTRA-MVSS (Multi Venture Scrubber System), przedstawiony na rys. 4. W porównaniu z systemem zastosowanym w EJ Barsebäck, system MVSS ma mniejsze wymiary ($250\text{--}400 \text{ m}^3$) i nadaje się do reaktorów BWR i PWR. W przypadku reaktorów PWR, współczynniki dekontaminacji mają wynosić $1500 \div 30\,000$.

Zasada działania filtru MVSS jest następująca: mieszanina parowo-gazowa z obudowy bezpieczeństwa zostaje rozprężona i następnie wprowadzona do komory filtracyjnej, w której jest rozprzewadzana w rozbudowanym

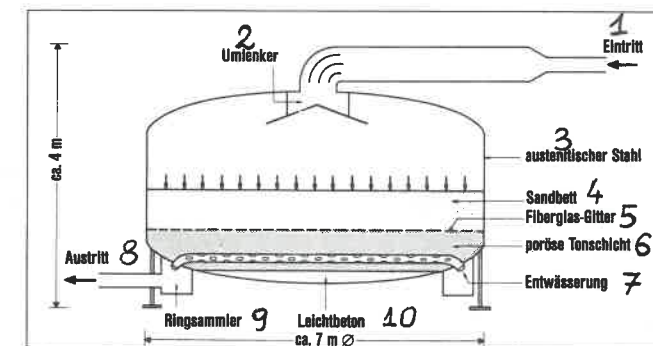


Rys. 4. FILTRA MVSS (Multi Venture Scrubber System). Szwedzki system oczyszczający z dyszami Venturiego i oddzielaczem mgły

1 – wlot do układu odciążania ciśnieniowego i oczyszczania, 2 – system dysz Venturiego, 3 – wsad wodny, 4 – oddzielacz mgły, 5 – odprowadzenie powietrza.

układzie dysz Venturiego. Przy przepływie przez pionowe dysze Venturiego porywane są z basenu wodnego rozpylone krople wody (mgły wodnej), na których osadzają się cząsteczki aerozoli i tym samym oddzielone z głównego przepływu. Krople wody są ostatecznie oddzielane w basenie wodnym lub w oddzielaczu mgłowym, umieszczonym na drodze przepływu strumienia gazu. Jednocześnie, podczas przepływu gazu przez wodę basenu, wydziela się z niego większość pierwiastkowego jodu i jest zatrzymywana przez wodę. Oczyszczony strumień gazu odpływa ostatecznie do komina.

Francuskie reaktory typu PWR mają walcową, stalowo-betonową obudowę bezpieczeństwa (Containment), którego wewnętrzna powierzchnia jest pokryta szczelną wykładziną stalową. W celu ograniczenia skutków ciężkich awarii reaktorów stosuje się układy filtracyjne jako odciążenie obudów bezpieczeństwa, których włączenie do działania określone zostało procedurą „U5”. Realizacja procedury „U5” przewidywana jest najwcześniej 24 godziny od chwili wystąpienia awarii, co przy pesymistycznych założeniach odpowiada wzrostowi ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa do około 5 barów. Idea konstrukcyjna Venting’u jest przedstawiona na rys. 5, przy czym głównym



Rys. 5. Francuski filtr ze złożem piaskowym dla odciążania ciśnieniowego obudowy bezpieczeństwa reaktora PWR

1 – wlot, 2 – rozdzielnik kierunkowy, 3 – stal austenityczna, 4 – złożo piaskowe, 5 – siatka z włókna szklanego, 6 – porowata warstwa gliny, 7 – odwodnienie, 8 – wylot, 9 – komora pierścieniowa – zbiorcza, 10 – beton lekki.

materiałem filtrującym jest tu warstwa piasku. Mieszanka parowo-gazowa dopływa do filtru przez zawory redukujące jej ciśnienie i wewnątrz filtru rozpyla się na powierzchni wejściowej warstwy filtrującej, wynoszącej około 42 m². Warstwa piasku o grubości 80 cm powoduje, przy prędkości przepływu około 10 cm/s, spadek ciśnienia mieszaniny parowo-gazowej około 100 mbarów. Uzyskane w doświadczeniach współczynniki dekontaminacji, dla cząstek o średnicy 1,2 – 4,7 μm, wynoszą od 80 do 800.

Filtr piaskowy ma ciężar około 92 t i jest instalowany na dachu budynku instalacji pomocniczych. Tego rodzaju układy filtracyjne są instalowane we francuskich elektrowniach jądrowych z reaktorami PWR, przy czym zakończenie tych prac przewiduje się do końca 1989 r.

W USA, niezależnie od wątpliwości odnośnie celowości stosowania instalacji typu „Venting”, prowadzone są prace badawczo-rozwojowe w tym zakresie. Z inicjatywy EPRI (Electric Power Research Institute) realizowana jest współpraca międzynarodowa nad zagadnieniem „Venting’u” w ramach programu ACE (Advanced Containment Experiments), w którym uczestniczy 13 krajów, w tym również ZSRR.

Wykaz organizacji, które biorą udział w realizacji programu ACE zawiera załącznik 1. Podstawowe prace będą wykonywane w „Argonne National Laboratory”, w Battelle – PNWL na stanowisku „Containment Systems Test Facility” (CSTF) oraz w „Hanford Engineering Development Laboratory” przy technicznym i eksperymentalnym wsparciu innych organizacji.

Program ACE jest komplementarny z bieżąco realizowanym programem LACE (LWR Aerosol Containment Experiments), którego celem jest określenie zwiększonego uwalniania się produktów rozszczepienia i mechanizmów osadzania się w warunkach uszkodzonej obudowy bezpieczeństwa reaktora (reactor containment building – RCB) oraz sposobów kontrolowania uwolnień produktów rozszczepienia przy użyciu pasywnych urządzeń filtrujących.

Cele programu ACE są następujące:

- 1) uzyskanie porównywalnych podstaw eksperymentalnych dla technik filtracyjnych (np. zatopionych złóż zwirowych, basenów wodnych, złóż piaskowych itd.),
- 2) dostarczenie danych do modelowania transportu radioaktywnych cząstek jodu,
- 3) określenie uwalniania się produktów rozszczepienia w wyniku reakcji stopionych materiałów rdzenia z betonem,
- 4) rozwój i weryfikacja stosowanych programów (kodów) komputerowych i modeli.

Program ACE będzie uzupełniał również programy BETA (RFN) i SNL (Sandia National Laboratory), które obejmują badania reakcji stopionych materiałów rdzenia z betonem.

Czas realizacji programu ACE wynosi około 30–36 miesięcy, a jego koszt około 6,5 mln dol. USA plus koszty usług wspomagających realizację programu. Koszt realizacji części programu ACE, dotyczącej venting’u ocenia się na jedną czwartą całości kosztu programu.

Wstępna jakościowa ocena różnych rozwiązań venting’u prezentowana w materiale wyjściowym do programu ACE, która powinna być w ramach realizacji tego programu weryfikowana i ilościowo określona dla rzeczywistych warunków awaryjnych elektrowni z reaktorami LWR jest następująca:

Lp.	Rodzaj urządzenia	Masa ładunku	Efektywność	Pasywność	Pojemność cieplna
1.	Suchy piasek (złóżko zwirowe)	niska	wysoka	tak	niska
2.	(Głęboki) skrubler basenowy	wysoka	wysoka	tak	wysoka
3.	SGS*)	wysoka	bardzo wysoka	tak	niska
4.	Układ kombinowany: Basen/SGS	wysoka	bardzo wysoka	tak	wysoka
5.	Układ kombinowany: dysze Venturiego/Basen	wysoka	wysoka	tak	wysoka
6.	Filtry z włóknem met.	niska	wysoka	tak	niska

*) SGS – Summerged grave scrubber, rozwijany przez USA. – DOE dla aerozoli sodu.

Wspomniany wcześniej program LACE jest sponsorowany przez międzynarodowe konsorcjum i organizowany przez EPRI. Członkami konsorcjum są: Komisja Wspólnot Europejskich, OH (Kanada), VTT (Finlandia), CEA (Francja), BMFT (RFN), ENEA (Włochy), JAERI (Japonia), KEMA (Holandia), UNESA (Hiszpania), SKI (Szwecja), EIR (Szwajcaria), AEA (W. Brytania) oraz EPRI, DOE, NYPA i NRC (Stany Zjednoczone).

Status udziału w ACE

Organizacja	Udział w %
1. VTT, Finlandia	2,7
2. PSI, Szwajcaria	4,4
3. ENEA, Włochy	4,2
4. CEA, Francja	12,3
CEC, JRC ISPRA	
5. KEMA, Holandia	3,5
6. AEA, Wielka Brytania	7,8
7. OH, Kanada	3,4
8. GRS, Niemcy	8,4
9. UNESA, Hiszpania	3,8
10. Kurczatow, ZSRR	8,4
11. Udziały instytucji USA:	35,0
– EPRI	
– DOE	
– NRC	
– Westinghouse	10,0
– Westinghouse	2,3
13. JAERI, Japonia	8,0

Opracowano na podstawie:

- 1) Atomwirtschaft – Atomtechnik, Marzec 1989, str. 129–133; „Druckentlastungseinrichtungen für LWR – Sicherheitsbehälter”; B. Kuczera, J. Wilhelm – Karlsruhe.
- 2) Atomnaja technika za rubieżom, Nr 10 – 1989, str. 33–35; „Filtry wentylacyjnych system zaszczytnych obłoczek AES” opracowane na podstawie Nuclear Engineering International 1989 vol. 34, Nr 415; P. Scowen „Still no Consensus on Containment Filter Venting”.
- 3) Opis założeń programu ACE – „Advanced Containment Experiments”.

A. Zmysłowski, Systems designed to relieve the PWR containment in case of an accident (venting)

The article discusses operation principles of the venting systems applied to the NPP containments. The designs especially for this purpose steel filters are supposed to relieve the containment during the so-called beyond-design accident. Filters of this kind have already been installed in several NPPs, e.g. in West Garmyn, Sweden and France. The filters are still being tested and improved – under the ACE international programme with 13 countries participating, the USSR among the others.

W r. 1989 Dozór Jądrowy zawarł porozumienie z organami nadzoru sanitarnego o współpracy w zakresie ochrony radiologicznej. Tekst tego porozumienia i jego omówienie zamieściliśmy w Biuletynie r 5/90. Poniżej zamieszczamy tekst kolejnego porozumienia Dozoru Jądrowego — tym razem z Państwową Inspekcją Ochrony Środowiska. Dotyczy ono współdziałania obu organów nadzoru w dziedzinie ochrony środowiska przed odpadami zawierającymi substancje promieniotwórcze.

POROZUMIENIE

zawarte w dniu 3 grudnia 1990 r.

pomiędzy Państwową Inspekcją Ochrony Środowiska i Państwowym Dozorem Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej w sprawie uzgadniania decyzji dotyczących gospodarczego wykorzystania odpadów zawierających substancje promieniotwórcze.

§ 1.

Porozumienie określa szczegółowe zasady i formy współdziałania Państwowej Inspekcji Ochrony Środowiska i Państwowego Dozoru Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej, wynikające z postanowień § 7, ust. 1 rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 30 września 1980 r. w sprawie ochrony środowiska przed odpadami i innymi zanieczyszczeniami oraz utrzymania czystości i porządku w miastach i wsiach (Dz. U. Nr 24, poz. 91), w zakresie gospodarczego wykorzystania odpadów zawierających substancje promieniotwórcze.

§ 2.

1. Do odpadów zawierających substancje promieniotwórcze, lecz nie będących odpadami promieniotwórczymi w rozumieniu zarządzenia Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 19 maja 1989. r w sprawie zasad zaliczania odpadów do odpadów promieniotwórczych oraz ich kwalifikowania i ewidencjonowania a także warunków ich unieszkodliwiania, przekazywania i składowania (M.P. Nr 18, poz. 125) zalicza się:
 - 1) popioły i żużle elektrowniane,
 - 2) fosfogipsy
 - 3) odpady hutnicze,
 - 4) osady dołowe z kopalń węgla (zawiesiny i szlamy).
2. Do odpadów wymienionych w ust. 1 stosuje się tryb, o którym mowa w § 7 rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 30 września 1980 r. (Dz. U. Nr 24, poz. 91). Tryb ten może być stosowany również w stosunku do innych odpadów jeżeli istnieje podejrzenie, że zawierają one substancje promieniotwórcze.

§ 3.

Organem właściwym do spraw ochrony radiologicznej, o którym mowa w § 7, ust. 1 w/w rozporządzenia Rady Ministrów jest Państwowy Dozór Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej zwany dalej „Dozorem Jądrowym”.

§ 4.

1. Dozór jądrowy przy ocenie wniosków na gospodarcze wykorzystanie odpadów zawierających substancje promieniotwórcze będzie uznawał wyniki badań i opinie Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej, przedstawiane przez wnioskodawcę.

2. Badania i opinie, o których mowa w ust. 1, mogą być wykonywane przez inne specjalistyczne instytucje pod warunkiem, że będą one wcześniej uzgodnione z Dozorem Jądrowym.
3. Wnioskodawca, ubiegający się o wykonanie badań i wydanie opinii przez Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej lub inną specjalistyczną instytucję powinien wcześniej uzgodnić z tymi instytucjami sposób przygotowania próbek do pomiaru (ilość, miejsce i sposób pobrania) oraz warunki pozwalające na stwierdzenie, że dostarczone próbki są reprezentatywne dla całego odpadu, który ma być gospodarczo wykorzystywany, zgodnie z postanowieniami normy branżowej BN-81/0623-01 pt. „Popioły lotne i żużle z kotłów opalanych węglem kamiennym i brunatnym; pobieranie i przygotowanie próbek”.
4. Uzyskanie i przedstawienie Dozorowi Jądrowemu wyników analiz i opinii, o których mowa w ust. 4, należy do wniosku o gospodarcze wykorzystanie odpadów.
5. Dozór Jądrowy na podstawie przedstawionych materiałów wyda opinię, w której określi warunki, z punktu widzenia ochrony radiologicznej, na jakich dany odpad może być wykorzystywany do celów określonych we wniosku oraz ustali dopuszczalne poziomy zawartości substancji promieniotwórczych dla tego rodzaju wykorzystania odpadu.
6. Państwowa Inspekcja Ochrony Środowiska przekazuje kopię wydanej decyzji do Dozoru Jądrowego.

§ 5.

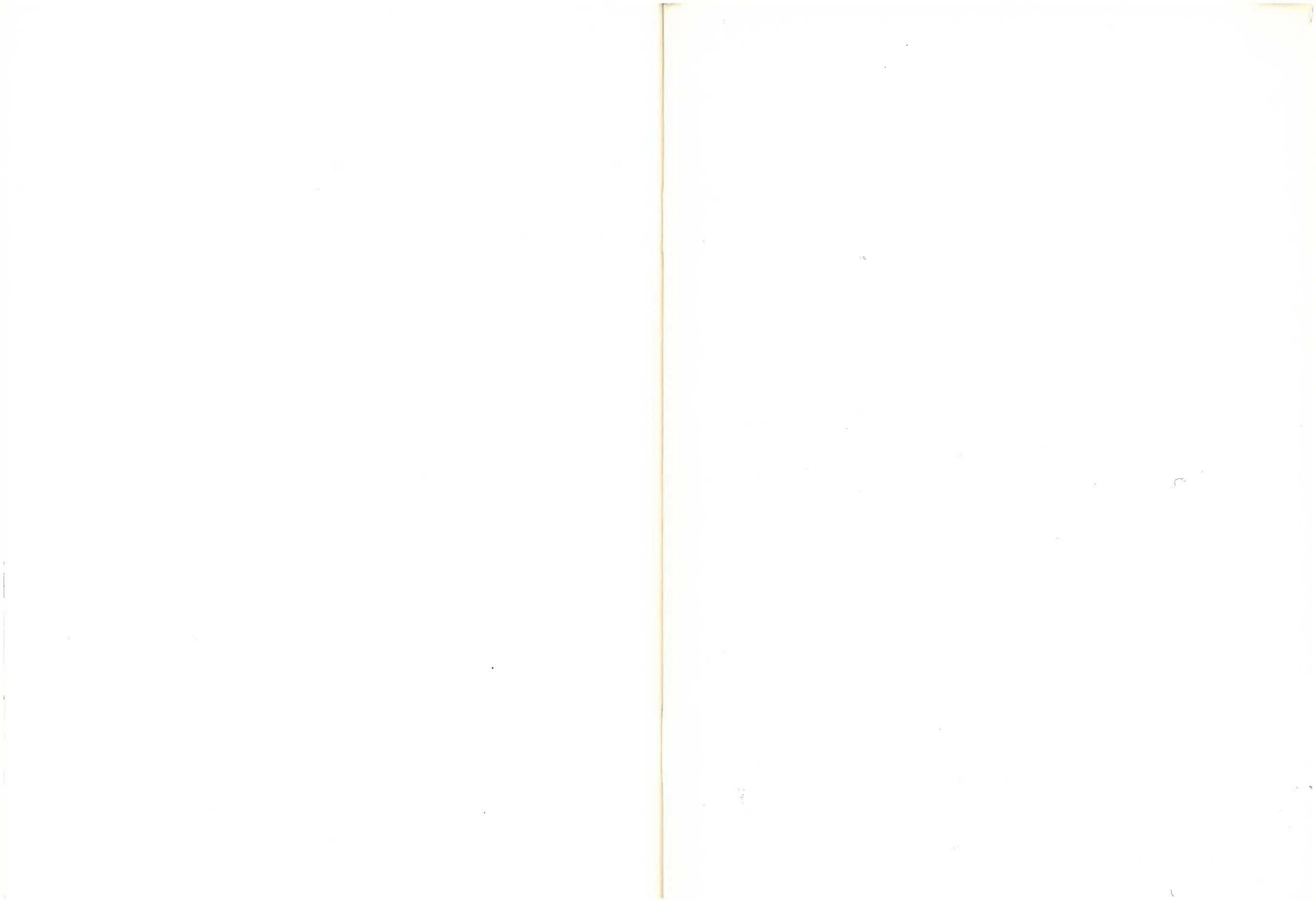
Uznaje się, że decyzja Państwowej Inspekcji Ochrony Środowiska jest uzgodniona z Dozorem Jądrowym, jeżeli w zakresie wymagań dotyczących zagrożenia radiacyjnego odpadu, uwzględni ona opinię Dozoru Jądrowego.

§ 6.

Państwowa Inspekcja Ochrony Środowiska informuje Dozór Jądrowy o zmianach w decyzjach, które były wydane w uzgodnieniu z Dozorem Jądrowym.

DYREKTOR
Głównego Inspektoratu Dozoru Jądrowego

DYREKTOR
Zespołu Kontroli PIOS



*Wydawca: Państwowy Dozór Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej
Warszawa ul. Krucza 36*

*Redakcja: 03-194 Warszawa – ul. Konwaliowa 7
tel. 111-999
red. naczelny – Jerzy Zandberg
sekretarz redakcji – Ewa Szkultecka*

*Przewodniczący Rady Programowej
doc. Wacław Dąbek*

*Wydawnictwo „Miniatura”
Kraków ul. Krupnicza 22/24*

