

SPRAWOZDANIE
Z
OCENY ODDZIAŁYWANIA NA ŚRODOWISKO
ODDZIELNEJ SEKCJI RÓWIEŃSKIEJ ELEKTROWNI JĄDROWEJ

Transgraniczne oddziaływanie działalności produkcyjnej na środowisko

2018

Spis treści

STRESZCZENIE	4
SKRÓTY	6
WSTĘP	8
1 OPIS ODDZIAŁYWANIA ZAKŁADU NA ŚRODOWISKO I CELU DZIAŁALNOŚCI	8
1.1 KRÓTKI OPIS BLOKÓW ENERGETYCZNYCH I PROCESÓW PRODUKCYJNYCH	9
2 POTENCJALNY WPŁYW PROMIENIOWANIA	12
3 OCENA STOPNIA ODDZIAŁYWANIA NA ŚRODOWISKO	14
3.1 METODY MONITOROWANIA I SPRZĘT	ОШИБКА! ЗАКАДКА НЕ ОПРЕДЕЛЕНА.
3.2 DAWKI NA GRANICACH Z PAŃSTWAMI SĄSIADUJĄCYMI PODCZAS NORMALNEJ PRACY	16
3.2.1 <i>Odległości do krajów sąsiadujących</i>	17
3.2.2 <i>Obliczone dawki na granicach z państwami sąsiadującymi podczas normalnej pracy</i>	18
3.3 DAWKI NA GRANICACH Z PAŃSTWAMI SĄSIADUJĄCYMI PODCZAS AWARII	22
3.3.1 <i>Wybór najgorszych warunków pogodowych, które powodują maksymalne dawki promieniowania</i>	25
3.3.2 <i>Dawki na granicach z państwami sąsiadującymi podczas awarii w Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej</i>	27
4 ŚRODKI OGRANICZAJĄCE WPŁYW NA ŚRODOWISKO	32
5 OPIS METODY OCENY ODDZIAŁYWANIA NA ŚRODOWISKO	33
5.1 PC CREAM	ОШИБКА! ЗАКАДКА НЕ ОПРЕДЕЛЕНА.
5.1.1 <i>Krótki opis modelu</i>	ОШИБКА! ЗАКАДКА НЕ ОПРЕДЕЛЕНА.
5.1.2 -	
5.1.3 -	
5.1.4 -	
5.1.5 -	
5.1.5.1 -	
5.1.5.2 -	
5.1.5.3 -	
5.2 PARAMETRY METEOROLOGICZNE	47
5.2.1 -	
5.3 PC COSYMA	59
6 PROGRAM MONITOROWANIA I ZARZĄDZANIA WPŁYWEM NA ŚRODOWISKO	60
6.1 KONTROLA GŁÓWNEGO OTOCZENIA TECHNOLOGICZNEGO	61
6.2 MONITOROWANIE WPŁYWU ELEKTROWNI JĄDROWEJ NA LUDNOŚĆ I ŚRODOWISKO	62
6.3. ZARZĄDZANIE ODDZIAŁYWANIEM NA ŚRODOWISKO	65
WNIOSKI	68
WYKAZ ODNIESIEŃ	ОШИБКА! ЗАКАДКА НЕ ОПРЕДЕЛЕНА.

Skróty

EJ	Elektrownia jądrowa
SAMSP	System automatycznego monitorowania stanu promieniowania
WWER	Reaktor wodny ciśnieniowy
SS	Oddzielna sekcja
SW	System wentylacji
OIR	Odpadowa instalacja rurociągową
LLN	Długożyciowe nuklidy
PP NNEGCEnergatom	Przedsiębiorstwo Państwowe „Krajowa Energetyka Nuklearna Energatom“
REJ	Rówieńska Elektrownia Jądrowa
BDBA	Awaria pozaprojektowa
SO	Strefa obserwacyjna
OGR	Obojętne gazy radioaktywne
ZMOR	Zbiorniki monitorujące poziom OP
EDR	Równoważnik dawki pochłoniętej
ICRP	Międzynarodowa Komisja Ochrony Radiologicznej
MDBA	Maksymalna awaria projektowa
AO	Aktywność objętościowa
KPB	Kanalizacja przemysłowa/burzowa
SK	Stacja kontroli
OP	Odpady promieniotwórcze
KP	Kontrola promieniowania
PR	pomieszczenie reaktora
COP	Ciekłe odpady promieniotwórcze
MR	Moduł reaktora
OPW	Oczyszczanie promieniotwórczej wody
BSP	Budynek specjalnego przeznaczenia
SKP	System kontroli promieniowania

MCOP	Magazyn ciekłych odpadów promieniotwórczych
MSOP	Magazyn stałych odpadów promieniotwórczych
EP	Element paliwowy
EC	Elektrownia ciepła
TLD	Dozymetr termoluminescencyjny
SOP	Stałe odpady promieniotwórcze

Wstęp

Zgodnie z wymogami międzynarodowej konwencji o ocenie oddziaływania na środowisko w kontekście transgranicznym ratyfikowanej przez ustawę Ukrainy nr 534-XIV z dnia 19 marca 1999 r., oceniony został wpływ promieniowania Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej na środowisko w kontekście transgranicznym, tj. jej wpływ na terytoria sąsiednich państw. Wpływ elektrowni jądrowej oceniono zarówno podczas normalnej pracy, jak i podczas awarii.

1 Opis celu działalności i oddziaływania zakładu na środowisko

Oddziałujący obiekt, SS Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej, jest oddzielną sekcją (jednostką) Przedsiębiorstwa Państwowego „Krajowa Energetyka Nuklearna Energoatom” (PP NNEGC Energoatom). PP NNEGC Energoatom prowadzi działalność zgodnie ze swoim statutem i podlega Ministerstwu Paliw i Energetyki Ukrainy.

PP NNEGC Energoatom pełni funkcje organizacji operującej, odpowiedzialnej za bezpieczeństwo wszystkich elektrowni jądrowych w kraju.

EJ w Równem znajduje się nad rzeką Styryk w północno-zachodniej części obwodu rówieńskiego, 120 km od miasta Równe, w rejonie włodzimierzeckim.

Lokalizacja SS Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej i granice jej strefy obserwacyjnej (SO) pokazano na rys. 1.1 [1].

Zainstalowana moc brutto wynosi 2 mln 835 tys. kW. Współczynnik wykorzystania mocy zainstalowanej (CUF) wynosi 74,2%.

Budowa rozpoczęła się w 1983 roku.

Zakład został oddany do użytku w roku 1980.

Rodzaj działalności – wytwarzanie energii elektrycznej.

Rówieńska Elektrownia Jądrowa (REJ) produkuje ok. 19 mld kWh energii elektrycznej rocznie, co stanowi 21,6% produkcji energii elektrycznej brutto przez elektrownie jądrowe (EJ) lub 12,0% produkcji energii elektrycznej brutto na Ukrainie.

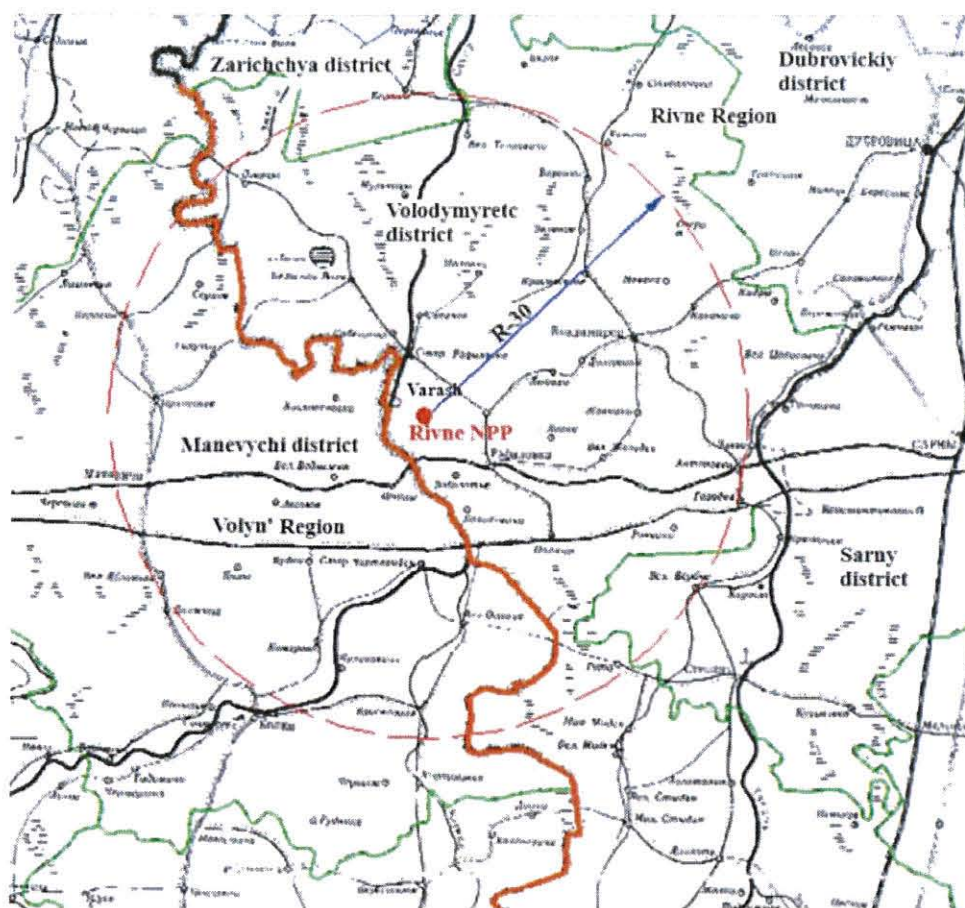
REJ obsługuje cztery bloki energetyczne:

Blok energetyczny I (WWER-440) o mocy 420 MW od 1980 r.

Blok energetyczny II (WWER-440) o mocy 415 MW od 1981 r.

Blok energetyczny III (WWER-1000) o mocy 1000 MW od 1986 r.

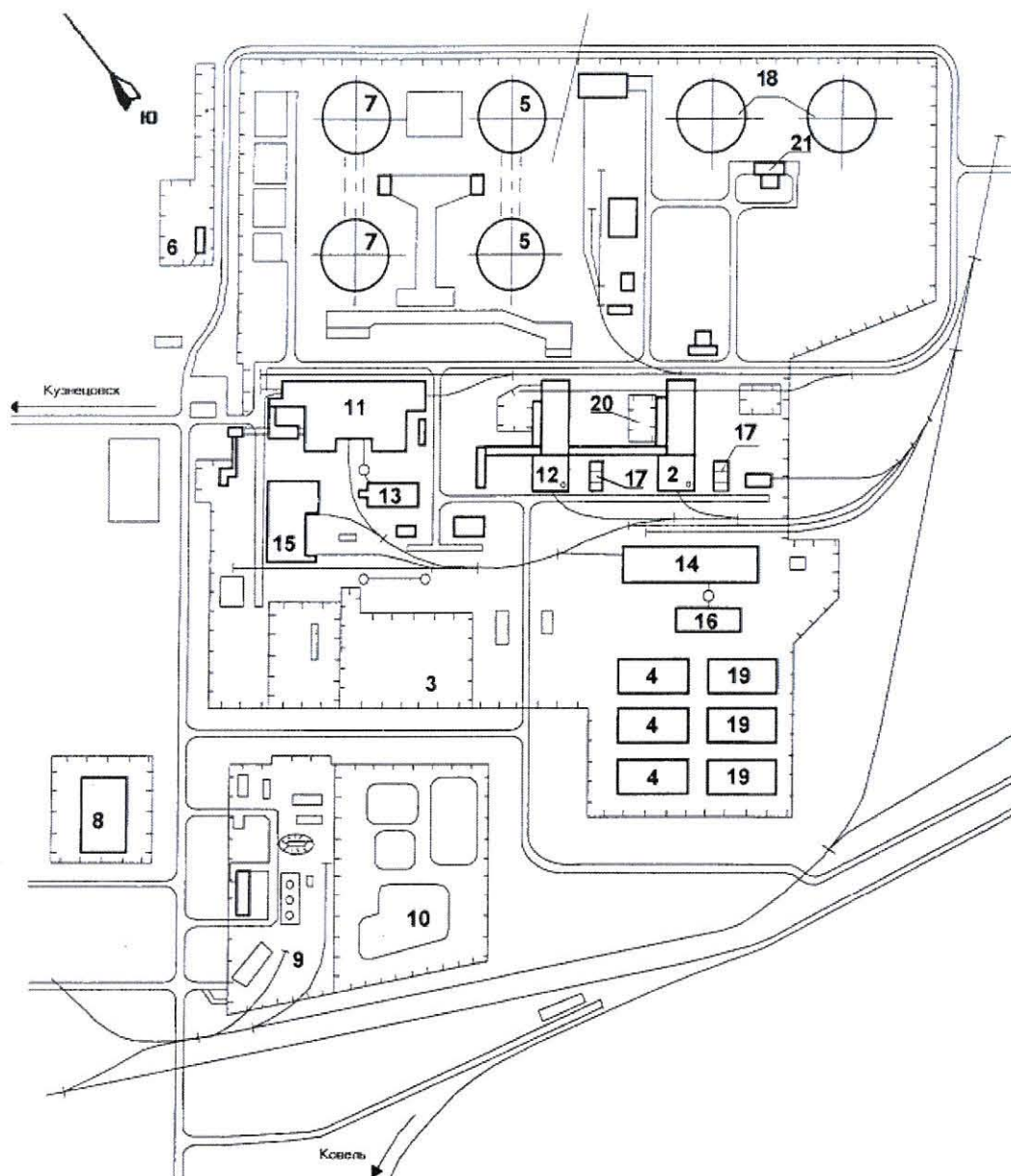
Blok energetyczny IV (WWER-1000) o mocy 1000 MW od 2004 r.



Rys. 1.1 Lokalizacja EJ Rivne

1.1 Krótki opis bloków energetycznych i procesów produkcyjnych

Ogólny plan rozmieszczenia REJ pokazano na rys. 1.2 [2].



Rysunek 1.2 Schemat układu budynków i budowli na terenie przemysłowym SS Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej

- | | |
|---|--|
| 1. Teren przemysłowy elektrowni jądrowej | 11. Budynek specjalnego przeznaczenia dla bloków energetycznych nr 1 i 2 |
| 2. Bloki energetyczne nr 1 i 2 | 12. Budynek specjalnego przeznaczenia dla bloków energetycznych nr 3 i 4 |
| 3. Blok energetyczny nr 3 | 13. Budynek do przetwarzania i magazynowania odpadów promieniotwórczych |
| 4. Blok energetyczny nr 4 | 14. Zatraskiwany zbiornik gromadzący |
| 5. Kominy chłodzące bloków energetycznych nr 1 i 2 | 15. Remiza strażacka |
| 6. Kominy chłodzące bloku energetycznego nr 3 | 16. Konstrukcje do pomocniczego oczyszczania wody |
| 7. Kominy chłodzące bloku energetycznego nr 4 | 17. Urządzenia do uruchamiania i awaryjne kotłowni |
| 8. Zbiorniki zraszaczy systemu chłodzenia odbiorników grupy „A” bloków energetycznych nr 3 i 4 | 18. Połączony budynek pomocniczy |
| 9. Zbiorniki zraszaczy systemu chłodzenia odbiorników grupy „B” bloków energetycznych nr 3 i 4, w tym rezerwowego | 19. Pomocnicza stacja generująca olej napędowy |
| 10. Rozdzielnica zewnętrzna 110-330 kV | 20. Rozdzielnica zewnętrzna |

Lokalizacja bloków energetycznych REJ na rys. 1.2: 11 – bloki energetyczne nr 1 i 2; 12 – blok energetyczny nr 3; 2 – blok energetyczny nr 4.

Rówieńska Elektrownia Jądrowa jest pierwszą elektrownią jądrową na Ukrainie wykorzystującą ciśnieniowe reaktory wodne, które są obecnie jedynym rodzajem reaktorów na Ukrainie oraz jedyną elektrownią jądrową na Ukrainie z blokami energetycznymi opartymi na pierwszych reaktorach typu WWER-440 (B-213).

Wodne reaktory jądrowe na neutronach termicznych typu płaszczowego WWER-1000 są przeznaczone do wytwarzania energii cieplnej (o znamionowej mocy cieplnej 3000 MW) jako część modułu reaktora. Reaktory działają w oparciu o kontrolowaną rozszczepieniową reakcję łańcuchową jąder atomowych ^{235}U zawartych w paliwie jądrowym. Rdzeń reaktora zawiera zespoły paliwowe, które znajdują się na sześciokątnych punktach kratki i są wykonane z nisko wzbogaconego ditlenku uranu w obudowie z cyrkonu.

Blok energetyczny reaktora WWER-1000 pracuje w obiegu dwupętlowym: pierwsza (gorąca) pętla to obieg wodny z bezpośrednim odprowadzaniem ciepła z reaktora; druga (zimna) pętla jest obiegiem pary z ciepłem pobieranym z pierwszej pętli i wykorzystywanym w generatorze turbinowym.

W rdzeniu reaktora energia rozszczepieniowa paliwa jądrowego jest wydobywana przez chłodziwo, które jest przez niego przepompowywane przez główne pompy obiegowe. „Gorące” chłodziwo jest doprowadzane z reaktora do generatora pary przez główny rurociąg chłodziwa, gdzie przekazuje swoją energię cieplną do wody wtórnej, a następnie jest pompowane z powrotem do reaktora przez główną pompę obiegową. Sucha para wytworzona w drugiej pętli wytwornicy pary jest doprowadzana do generatora turbiny wyposażonego w generator o mocy 1000 MW.

Woda borowana pompowana pod ciśnieniem 160 kgf/cm^2 jest używana jako moderator i chłodziwo w reaktorach jądrowych WWER-1000. Całkowity przepływ chłodziwa przez reaktor wynosi $84\,800 \text{ m}^3/\text{godz}$. Temperatura wody na wlocie do reaktora wynosi 289°C , a temperatura wody na wylocie wynosi 320°C podczas pracy z mocą znamionową.

Niskoenergetyczna para wylotowa z turbin reaktora jest uwalniana przez układ chłodzenia wodnego.

2 Potencjalny wpływ promieniowania

Tworzenie się produktów gazowych, stałych i ciekłych zawierających pierwiastki promieniotwórcze w procesie eksploatacji elektrowni jądrowej jest nieuniknione. Wpływ w zakresie promieniowania bloku energetycznego wynika z uwolnienia tych pierwiastków do środowiska [3-7].

Podczas normalnej pracy każde uwolnienie pierwiastków poza obudowę bezpieczeństwa elementu paliwowego lub częściowe zniszczenie tej obudowy prowadzi do uwolnienia pewnej ilości produktów rozszczepienia do chłodziwa pierwszej pętli. Niewielkie ilości produktów radioaktywnych mogą również dostać się do chłodziwa pierwszej pętli po aktywacji neutronów materiałów strukturalnych. Procesy erozji i korozji produktu aktywującego ułatwiają uwalnianie tych materiałów w chłodziwie pierwszej pętli.

Promieniotwórcze produkty rozszczepienia i aktywacji są ekstrahowane z chłodziwa poprzez procesy wymiany jonowej, w następstwie których powstają zanieczyszczone żywice jonowymienne w obiektach do oczyszczania promieniotwórczej wody. Okresowa wymiana tych żywic powoduje powstawanie zarówno ciekłych, jak i stałych odpadów promieniotwórczych. Proces przenoszenia środków radioaktywnych w obiektach do oczyszczania promieniotwórczej wody zlokalizowanych w budynku specjalnego przeznaczenia powoduje powstawanie odpadów promieniotwórczych: stałych, ciekłych i gazowych.

Dopuszczalny wyciek pierwotnego chłodziwa z wytwornicy pary do obiegu wtórnego prowadzi do promieniotwórczego zanieczyszczenia wody w tym obiegu.

Gazy zgromadzone w obiegu pierwotnym podczas pracy są wydobywane z obiegu. Powoduje to powstanie przepływu emisji gazowych. Wystąpić mogą również emisje do powietrza w wyniku wentylacji lotnych emisji pierwotnego chłodziwa z niewielkich wycieków, zarówno kontrolowanych, jak i niekontrolowanych. Takie emisje zwykle zawierają trytową parę wodną, gazy obojętne, aerozole i inne cząstki gazowe.

Coroczne wyłączanie reaktora obejmuje uwolnienie ciśnienia z układów chłodzenia, zdejmowana jest pokrywa zbiornika reaktora, a jedna trzecia zespołów paliwowych jest usuwana i przechowywana w basenie wypalonego paliwa. Pozostałe dwie trzecie zespołów paliwowych jest przestawiana w celu utrzymania optymalnej gęstości strumienia neutronów, a rdzeń jest wypełniany świeżym paliwem. Oprócz wypalonego paliwa procedury uzupełniania paliwa mogą prowadzić do zwiększenia zrzutu ciekłych odpadów promieniotwórczych i uwolnienia do powietrza z basenu wypalonego paliwa lub z reaktora oraz wnęk inspekcyjnych

zespołu rur ochronnych. Tego rodzaju odpady są podobne do odpadów promieniotwórczych uwalnianych z pierwotnego chłodziwa.

Ponadto procedury związane z naprawą i konserwacją podczas wyłączania reaktora są również źródłem różnych odpadów promieniotwórczych uwalnianych podczas otwierania i naprawy sprzętu. Niektóre podstawowe elementy, które zostały skażone w wyniku ekspozycji na neutrony, a także elementy reaktora i wyposażenia budynku specjalnego przeznaczenia, które były narażone na promieniowanie, można wymienić, co skutkuje wytworzeniem dodatkowych stałych odpadów promieniotwórczych (SOP).

Obsługa i przechowywanie ciekłych i stałych OP muszą być zgodne z wymogami Przepisów sanitarnych dotyczących projektowania i eksploatacji elektrowni jądrowych oraz Podstawowych przepisów sanitarnych dotyczących bezpieczeństwa związanego z promieniowaniem Ukrainy. Uwolnienie tych typów odpadów promieniotwórczych do środowiska podczas normalnej pracy, awarii projektowych i podczas maksymalnej wiarygodnej awarii pozaprojektowej jest praktycznie zminimalizowane i można je pominąć.

3 Ocena stopnia oddziaływania na środowisko

Stopień oddziaływania na środowisko został oceniony z uwzględnieniem ilości uwolnień substancji promieniotwórczych, które były monitorowane codziennie lub raz w miesiącu.

3.1 Metody monitorowania i sprzęt

Ilości uwolnień substancji promieniotwórczych jest monitorowana przez grupy obojętnych gazów radioaktywnych, długożyciowych nuklidów i nuklidów promieniotwórczych jodu w następujących systemach wentylacyjnych:

- SW bloków energetycznych nr 1, 2;
- SW-1 w PR bloków energetycznych nr 3, 4;
- SW-2 w PR bloków energetycznych nr 3, 4 (podczas pracy układów 3TL-21, 4TL-21);
- SW w budynku specjalnego przeznaczenia bloków energetycznych nr 3, 4.

Aktywność uwalniania obojętnych gazów radioaktywnych mierzono w sposób ciągły wykorzystując detektory promieniowania PING-206S (bloki nr 1, 2, 3) i RKS-07P (blok nr 4).

Próbki długożyciowych nuklidów i radiojodu pobierano w sposób ciągły z pomocą filtrów AFA-RMP-20 i AFAS-I-20. Filtry były próbkowane i sprawdzane codziennie przy użyciu detektorów promieniowania FHT-770S w celu monitorowania procesu uwalniania długożyciowych nuklidów (po 1 dniu ekspozycji i nie biorąc pod uwagę aktywności w momencie instalacji filtra). Monitorowanie radiojodu w trakcie procesu przeprowadzono metodą spektrometrii promieniowania γ w Laboratorium bezpieczeństwa związanego z promieniowaniem (LBP).

Do celów monitorowania zawartości radionuklidów filtry AFA-RMP-20 były trzymane przez miesiąc, a następnie testowane w Zewnętrznym Laboratorium Monitorowania Promieniowania (ZLMP) metodą spektrometrii promieniowania γ z pomocą detektorów półprzewodnikowych powielacza gazu elektronowego i wielokanałowych analizatorów impulsów DSPEC PLUS firmy ORTEC (USA). Obliczanie aktywności uwalniania było zgodne z wymaganiami MM-I.0.03.025-14 „Modelowej procedury spektrometrii promieniowania gamma aktywności radionuklidów emitujących promieniowanie gamma w ładunkach pobranych z nośników procesowych elektrowni jądrowej”.

Dopuszczalne poziomy uwalniania gazów i aerozoli (UGA) obliczane są zgodnie z wymogami NRBU-97, biorąc pod uwagę dawkę graniczną i nie ma na nie wpływu moc

elektrowni jądrowej. Dopuszczalne i referencyjne poziomy UGA i zrzutów cieczy w REJ zostały zatwierdzone przez Ministerstwo Zdrowia Ukrainy.

Całkowite uwolnienie radionuklidów w 2017 r. z bloków energetycznych REJ, a także uwolnienia i zrzuty referencyjne i limitowe za ostatni rok podano w tabeli 3.1.

Tabela 3.1 Całkowite uwolnienie radionuklidów z EJ Rivne w 2017 r.

Nuklid	Aktywność, GBq	Referencyjny poziom uwolnienia, GBq	Limit uwolnienia na radionuklid (grupa radionuklidu), GBq
IRG	3.52E+04	3.18E+05	2.45E+07
Jod	4.14E-02	5.11E+01	2.01E+03
Cr-51	1.86E-03	-	2.26E+05
Mn-54	8.65E-04	-	1.10E+03
Co-58	6.86E-04	-	3.43E+03
Fe-59	2.23E-04	-	3.61E+03
Co-60	5.29E-03	4.20E-01	6.20E+01
Nb-95	1.57E-03	-	9.12E+03
Zr-95	4.13E-04	-	4.74E+03
Ag-110m	5.04E-03	-	1.79E+02
Cs-134	1.04E-03	5.76E-01	1.46E+02
Cs-137	5.70E-03	5.04E-01	1.28E+02
Sr-90	3.77E-04	-	1.76E+02
H-3	1.63E+03	6.24E+03	3.39E+05

Technologia (wyposażenie, metoda pobierania próbek, przygotowanie) umożliwia pomiar uwolnień w zakresie od minimalnych wartości rzeczywistych do tych przekraczających wartości graniczne.

3.2 Dawki na granicach z państwami sąsiadującymi podczas normalnej pracy

Grupa radionuklidu	Nazwa radionuklidu	Uwolnienie, Bq/year
IRG	⁸⁸ Kr	2.35×10^{12}
	¹³³ Xe	1.69×10^{13}
	¹³⁵ Xe	4.23×10^{12}
Jod	¹³¹ I	9.43×10^7
	¹³³ I	5.04×10^7
	¹³⁵ I	1.31×10^7
LLN	¹³⁷ Cs	6.28×10^6
	¹³⁴ Cs	9.66×10^5
	⁶⁰ Co	7.27×10^6
	⁵⁸ Co	1.09×10^6
	⁵⁴ Mn	1.22×10^6
	⁵¹ Cr	4.56×10^6
	⁹⁰ Sr	2.60×10^5
	⁵⁹ Fe	3.28×10^5
	⁹⁵ Zr	5.80×10^5
	⁹⁵ Nb	2.23×10^6
	^{110m} Ag	4.71×10^6
Tryt	³ H	1.01×10^{12}
Węgiel 14	¹⁴ C	1.99×10^{11}

Wszystkie radionuklidy wraz z odpowiednimi średnimi rocznymi poziomami uwolnienia, które zastosowano w obliczeniach, zostały podane w tabeli 3.2.

3.2.1 Odległości do krajów sąsiadujących

Lokalizację Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej w stosunku do sąsiednich krajów pokazano na rys. 3.1.



Odległość sąsiednich krajów
od Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej

Białoruś – 60 km
Polska – 130 km
Litwa – 310 km
Słowacja – 340 km
Moldawia – 360 km
Rumunia – 370 km
Węgry – 410 km
Czechy – 510 km
Austria – 700 km
Niemcy – 710 km
Sektory pogodowe oznaczono strzałkami

Rysunek 3.1. Odległości SS REJ od sąsiednich krajów

3.2.2 Obliczone dawki na granicach z państwami sąsiadującymi podczas normalnej pracy

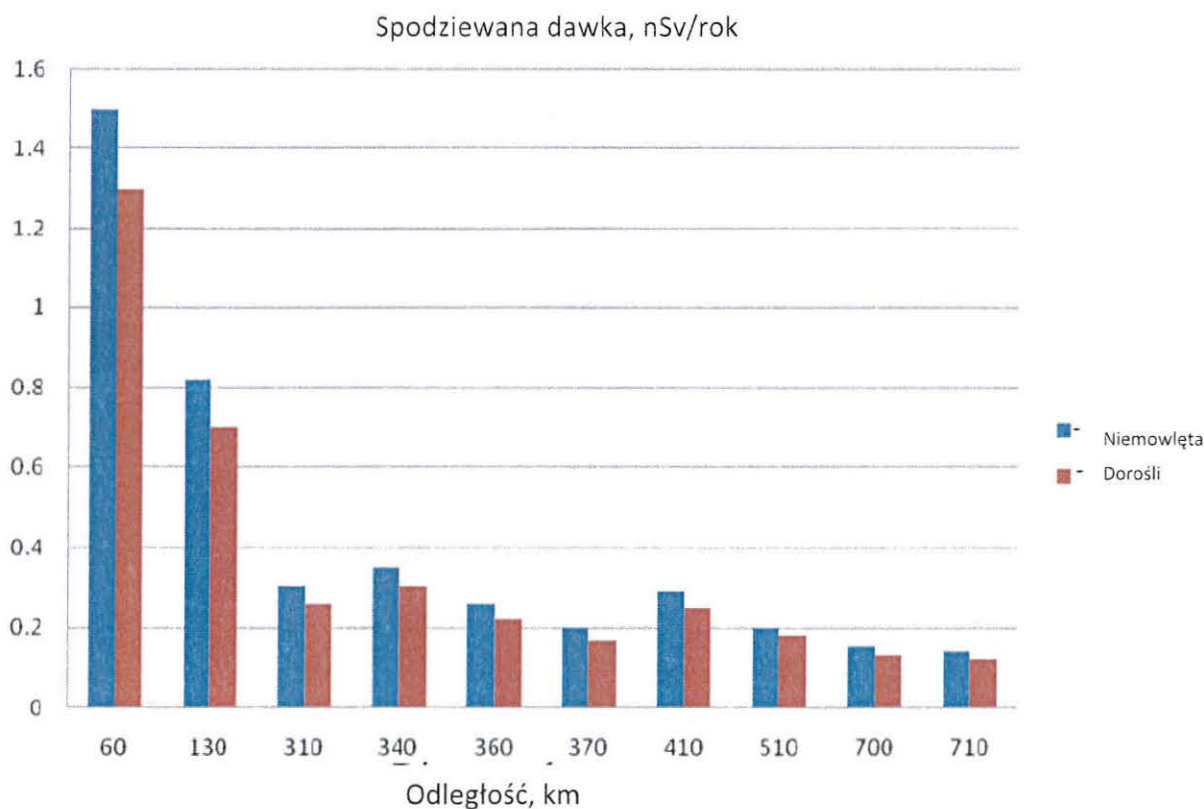
Obliczenia całkowitych oczekiwanych poszczególnych dawek z SS elektrowni jądrowej w Równem u przedstawicieli ludności na granicach z państwami sąsiadującymi podano w tabeli 3.4 i na rys. 3.2. Odległości na rys. 3.2 odnoszą się do krajów w tabeli 3.3. Wykazano zależności całkowitej dawki od odległości dla dwóch kategorii ludności – niemowląt poniżej 1. roku życia i dorosłych. Oczekiwane roczne dawki zostały obliczone po 50 latach uwalniania. Jak widać z tabeli, w tym przypadku grupą krytyczną są niemowlęta, które są narażone na wyższe dawki. Obliczenia dla grupy krytycznej reprezentowanej przez dzieci poniżej 10. roku życia dały średnie wartości między dawkami dla dorosłych i niemowląt. Dane te zostały pominięte.

Tabela 3.4 – Oczekiwana dawka, nSv/rok

Kraj	Niemowlęta	Dorośli
Białoruś	1,5	1,3
Polska	0,82	0,7
Litwa	0,3	0,26
Słowacja	0,35	0,3
Mołdawia	0,26	0,22
Rumunia	0,2	0,17
Węgry	0,29	0,25
Czechy	0,2	0,18
Austria	0,15	0,13
Niemcy	0,14	0,12

Jednak oczekiwane dawki są raczej niskie. **Oczekuje się (szacuje się)**, że maksymalna wartość wystąpi na granicy z Białorusią, która jest krajem położonym najbliżej REJ. Dawki te mieszczą się w granicy 1 nSv/rok, czyli znacznie poniżej dawki granicznej promieniowania dla uwolnień elektrowni jądrowej, która wynosi 40 000 nSv/rok (patrz NRBU-97 [8]) i poziomu promieniowania dla ludności podczas normalnej pracy EJ w Rosji, który wynosi 200 000 nSv/rok dla pracującej EJ i 50 000 nSv/rok dla projektowej EJ [9].

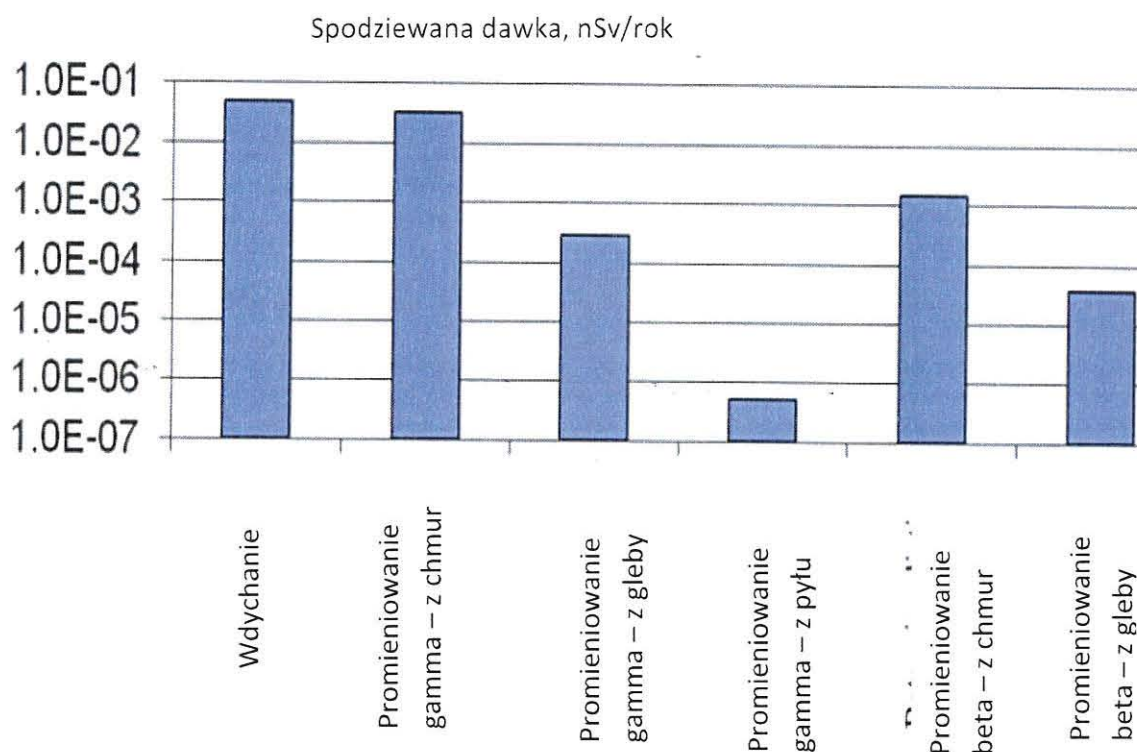
Zatem wpływ na państwa sąsiadujące będzie znacznie poniżej ustalonych dawek promieniowania i wartości granicznych dla poszczególnych obowiązujących dawek rocznych wynoszących 1 mSv (1 000 000 nSv) dla ludności [8].



Rys. 3.2 – Całkowite spodziewane indywidualne dawki z EJ dla populacji (w zakresie odległości podanych dla krajów)

Nierównomierne zmniejszenie dawek w zależności od odległości wynika z warunków pogodowych, które da się zmierzyć tylko dla 16 odrębnych sektorów. Wektory od REJ do najbliższych granic różnych krajów (patrz rys. 3.1) znajdują się w różnych sektorach, więc pomimo tego, że dawki zmniejszają się wraz ze wzrostem odległości, wiatr może odwrócić tę zależność. Na rys. 3.2 dotyczy to Litwy (310 km) i Słowacji (340 km), a także Rumunii (370 km) i Węgier (410 km).

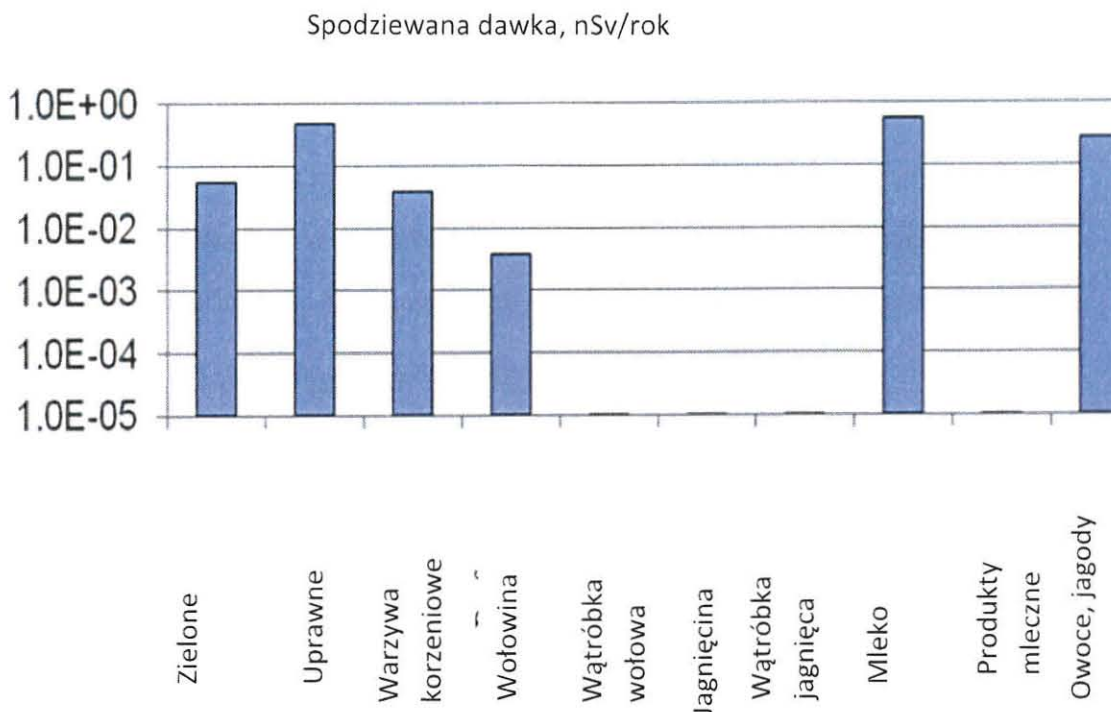
Jako przykład przeanalizujemy częściowe udziały w pełnych dawkach dla różnych radionuklidów i szlaków radiacyjnych u niemowląt na granicy z Polską. Względne proporcje powyższych danych są prawie takie same dla innych krajów, jednak ich wartości są proporcjonalne do pełnej dawki.



Rys. 3.3 Relatywny udział spodziewanych dawek dla niemowląt na granicy z Polską

Ryc. 3.3 pokazuje udziały (w przypadku wdychania i promieniowania zewnętrznego) w pełnej oczekiwanej dawce w ciągu roku po 50 latach od uwolnień u niemowląt w odległości 130 km od REJ (na granicy z Polską). Maksymalny udział wynoszący 0,05 nSv/rok wynika z przyjmowania wziewnego. Wartość jest praktycznie taka sama dla promieniowania fotonowego cząsteczek promieniowania gamma z

uwalniającej chmury. Udział promieniowania gamma z gleby jest mniejszy o dwa



rzędu wielkości. Przy pełnej dawce w tej odległości 0,82 nSv/rok promieniowanie z powyższych źródeł stanowi około 5,6%, podczas gdy reszta dawki uzyskiwana jest z produktów spożywczych.

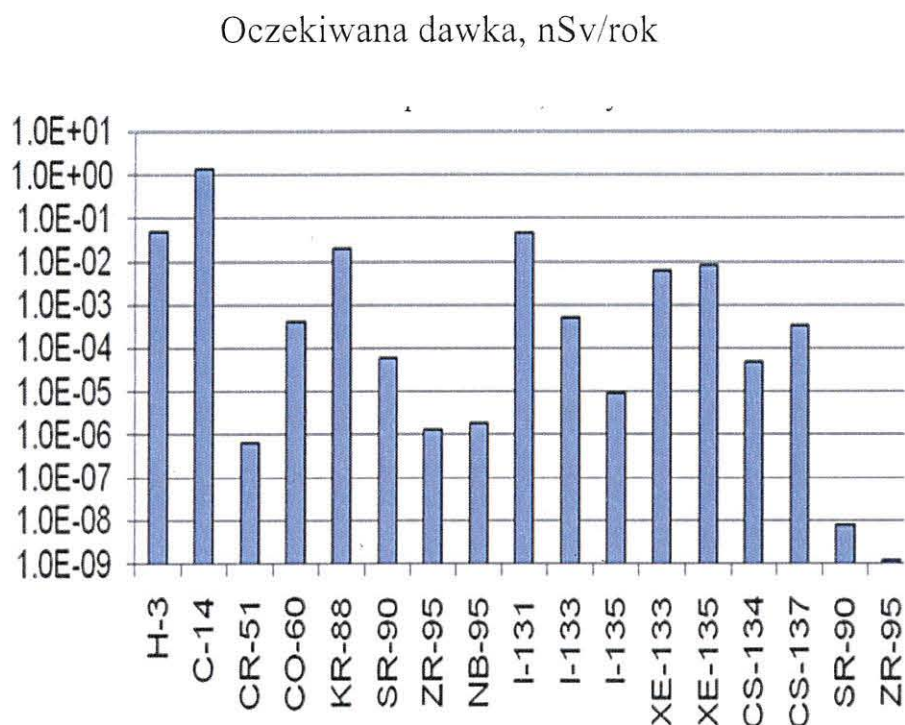
Ryc. 3.4 pokazuje udziały w pełnej oczekiwanej dawce z różnych produktów spożywczych w ciągu roku po 50 latach od uwolnień u niemowląt w odległości 130 km od REJ.

Maksymalny udział wynoszący 0,56 nSv/rok wynika ze spożycia mleka. Udział zbóż jest niższy – 0,47 nSv/rok.

Udział owoców i jagód, które zawierają radionuklidy wpływające na mleko matki, jest 2 razy niższy (0,27 nSv/rok). Rośliny okopowe i zielone warzywa mają znaczny udział, również wchłaniany przez mleko matki (zob. dane na rys. 3.4). Produkty mleczne (śmietana, masło, ser itp.), podobnie do produktów mięsnych, mają znikomy udział. Zasadniczo produkty spożywcze mają duży udział (94,4%) w całkowitej oczekiwanej dawce.

Główny udział w całkowitej oczekiwanej dawce w ciągu roku po 50 latach od uwalniania wszystkich radionuklidów podczas normalnej pracy (patrz tabela 3.2) jest związany z następującymi radionuklidami: ^{14}C , ^3H , ^{131}I i ^{88}Kr , zob. dane na rys. 3.5. Rysunek ten pokazuje obliczone udziały różnych radionuklidów w oczekiwanych dawkach indywidualnych u niemowląt na granicy z Polską.

Należy zauważyć, że wymienione udziały w całkowitej dawce zmniejszają się wraz ze wzrostem odległości mniej więcej tak samo, jak całkowita dawka na rys. 3.2.



Rys. 3.5 – Względny udział różnych radionuklidów w oczekiwanych dawkach indywidualnych u niemowląt na granicy z Polską

3.3 Dawki na granicach z państwami sąsiadującymi podczas awarii

Wpływ promieniowania Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej został przeanalizowany w oparciu o następującą maksymalną awarię projektową (MDBA): awaria spowodowana rozerwaniem na dwóch końcach rurociągu układu chłodzenia

(awaria reaktora jądrowego związana z utratą chłodziwa) przy normalnym poziomie energii.

Pobór radionuklidów podczas awarii pozaprojektowej (BDBA) został określony na podstawie wartości dopuszczalnej uwalniania Cs-137 do środowiska na poziomie 30 TBq zgodnie z wymogami bezpieczeństwa europejskich operatorów dla projektów elektrowni jądrowych z reaktorami lekkowodnymi (LWR). Izotop Cs-137 został wybrany ze względu na jego dominującą wartość dla długotrwałego zanieczyszczenia środowiska, a także jego wpływ na zdrowie.

Inne izotopy w postaci aerozolu (tj. wszystkie produkty rozpadu promieniotwórczego, z wyjątkiem gazów obojętnych i gazowych izotopów jodu) są uwalniane do środowiska proporcjonalnie do tej wartości, nawet jeśli te izotopy są uwalniane do powietrza atmosferycznego.

Aktywność uwalniania gazów obojętnych i gazowych izotopów jodu obliczono na poziomie 0,5% całkowitej dziennej aktywności w zbiorniku bezpieczeństwa. Zachowawcza wartość całkowitej aktywności **uwalniania** w całym okresie została ustalona na poziomie siedmiokrotnej aktywności **uwalniania** w pierwszym dniu [10-13].

Uważa się, że wysokość zachowawczego uwolnienia znajduje się na poziomie powietrza na powierzchni, co odpowiada prognozowanym trasom uwolnienia w przypadku poważnych awarii spowodowanych wyciekiem ze zbiornika bezpieczeństwa.

Całkowita lista radionuklidów, które mogą zostać uwolnione do środowiska, z wyjątkiem ilustrujących izotopów, obejmuje inne radioizotopy z tej samej grupy, które są obecne w członie ogólnym proporcjonalnie do sumy produktów rozpadu w rdzeniu reaktora w odniesieniu do izotopu ilustrującego.

Dawkę proponowanego członu źródła należy obliczyć biorąc pod uwagę uwalnianie oddzielnych radioizotopów na podstawie liniowego odstępu czasu od 0 do 24 godzin po awarii – podejście zachowawcze w porównaniu z rozważanym czasem uwalniania wynoszącym 7 dni.

Tabela 3.5 pokazuje parametry uwalniania radionuklidów podczas maksymalnej awarii projektowej. Przyjmuje się, że czas trwania awarii wynosi 60 minut. Inne awarie, powodujące niższe uwalnianie radionuklidów, są pomijane.

Tabela 3.5 – Aktywność uwalniania radionuklidów podczas maksymalnej awarii projektowej

Radionuklid	Czas połowicznego rozpadu	Uwolnienie podczas maks. awarii projektowej
Kr-88	2.84 h	2.00E+13
Sr-90	29.1 years	3.10E+11
Ru-103	39.6 days	4.50E+12
Ru-106	1.01 years	6.60E+11
I-131	8.04 days	4.98E+12
I-132	2.3 h	2.70E+12
I-133	20.8 h	4.00E+12
I-135	6.61 h	2.30E+12
Cs-134	2.06 years	7.80E+11
Cs-137	30.0 years	5.00E+11
La-140	1.68 days	8.40E+12
Ce-141	35.2 days	1.40E+13
Ce-144	284 days	8.60E+12

W tabeli 3.6 wymieniono przede wszystkim radionuklidy i ich odpowiednie poziomy uwalniania w przypadku awarii pozaprojektowej.

Tabela 3.6 – Aktywność uwalniania radionuklidów podczas awarii pozaprojektowej, Bq

Radionuklid	Wielkość uwolnienia, TBq	Radionuklid	Wielkość uwolnienia, TBq
Xe-133	3.50E+05	Cs-136	1.50E+01
Kr-85	2.10E+03	Te-131m	2.00E+01
Kr-85m	5.30E+04	Te-129m	8.00E+00
Kr-87	1.10E+05	Te-132	2.00E+02
Kr-88	1.40E+05	Sb-127	1.60E+01
Xe-131m	2.10E+03	Sb-129	4.60E+01
Xe-133m	1.10E+04	Sr-90	5.00E+00
Xe-135	1.10E+05	Sr-89	6.00E+01
Xe-135m	7.70E+04	Sr-91	7.50E+01
Xe-138	3.20E+05	Ru-103	3.00E+00
I-131	1.00E+03	Mo-99	4.00E+00
I-132	1.50E+03	La-140	5.00E+00
I-133	2.10E+03	Y-91	4.00E+00
I-134	2.30E+03	Ce-141	4.00E+00
I-135	2.00E+03	Ce-144	3.00E+00
Cs-137	3.00E+01	Np-239	4.80E+01
Cs-134	6.00E+01	Ba-140	1.00E+02

3.3.1 Wybór najgorszych warunków pogodowych, które powodują maksymalne dawki promieniowania

Warunki pogodowe dla awarii zostały wybrane na podstawie obliczonych dawek promieniowania dla ludności, tj. najgorsze warunki pogodowe, które skutkują maksymalnymi wartościami (podejście zachowawcze).

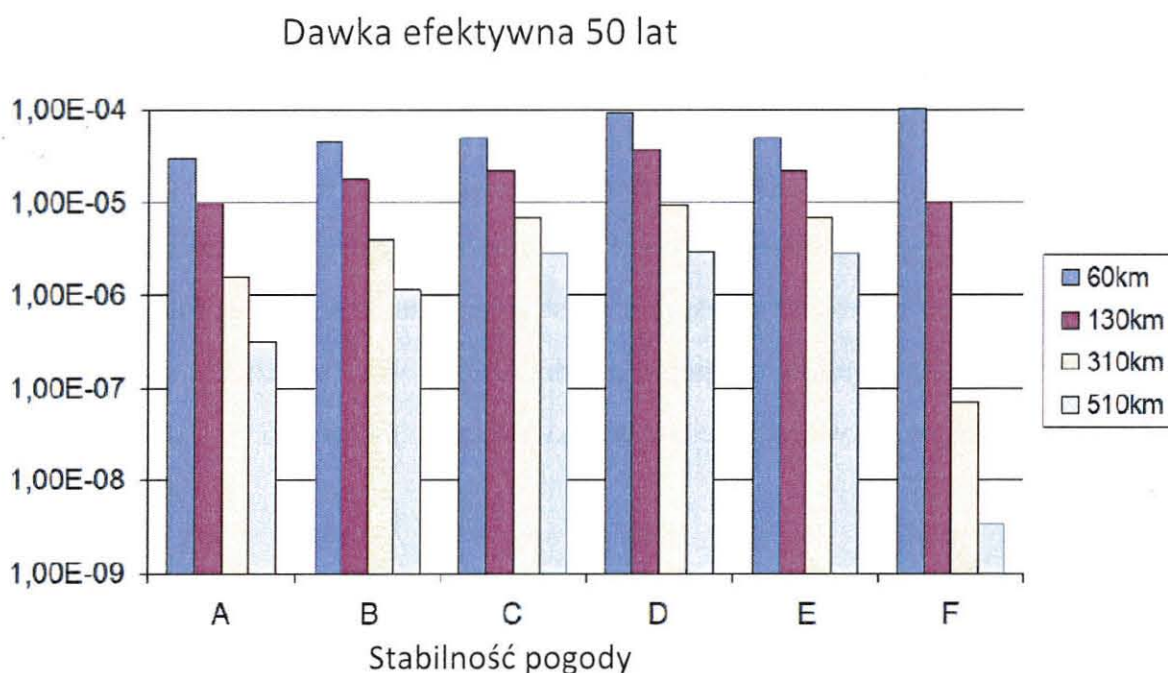
Dawka w punkcie odniesienia może się różnić w zależności od warunków pogodowych. Wyróżniono sześć klas stabilności pogodowej według Pasquilla: A, B, C, D, E, F (A – bardzo niestabilna; B – umiarkowanie niestabilna; C – nieco niestabilna; D – neutralna; E – nieco stabilna; F – umiarkowanie stabilna). Zgodnie z podejściem Pasquilla wszystkie warunki pogodowe zostały podzielone na sześć klas: od wyjątkowo niestabilnych „A” do stabilnych „F”. Rozważana jest także dodatkowa klasa stabilności „G” – wyjątkowo stabilna.

Jeśli podczas uwalniania dominuje niestabilna klasa „A”, obserwuje się duże fluktuacje w kierunkach wiatru, występuje gęsta warstwa mieszająca uwalniającą chmurę, a niewielkie ilości radionuklidów są przenoszone na duże odległości.

Gdy przeważa stabilna klasa „F”, to mimo że warstwa mieszająca chmurę jest wąska, prędkość wiatru jest wciąż niska, natomiast wymywanie „suche” i „mokre” powoduje niską aktywność radionuklidów w punkcie odniesienia. Te rozważania dotyczące jakości są potwierdzone przez kwantyfikacje, a wyniki pokazano na rys. 3.6.

Obliczone dawki skuteczne dla 50 lat w pewnych odległościach od REJ zostały pokazane na rys. 3.4 dla różnych klas pogody. Wartości uwolnienia zbliżone do wartości rzeczywistych zostały wykorzystane wyłącznie do oceny zależności od pogody. Obliczenia pokazują, że maksymalne dawki na wszystkich granicach z państwami sąsiadującymi zostają osiągnięte, gdy dominuje klasa pogody D. Maksymalna oczekiwana dawka zostaje osiągnięta w klasie pogody F tylko dla najmniejszej odległości (60 km, Republika Białorusi), ale to przekroczenie dawki jest nieznaczne w porównaniu z klasą D, a w dalszych obliczeniach klasę D stosuje się jako najmniej bezpieczną kategorię pogody.

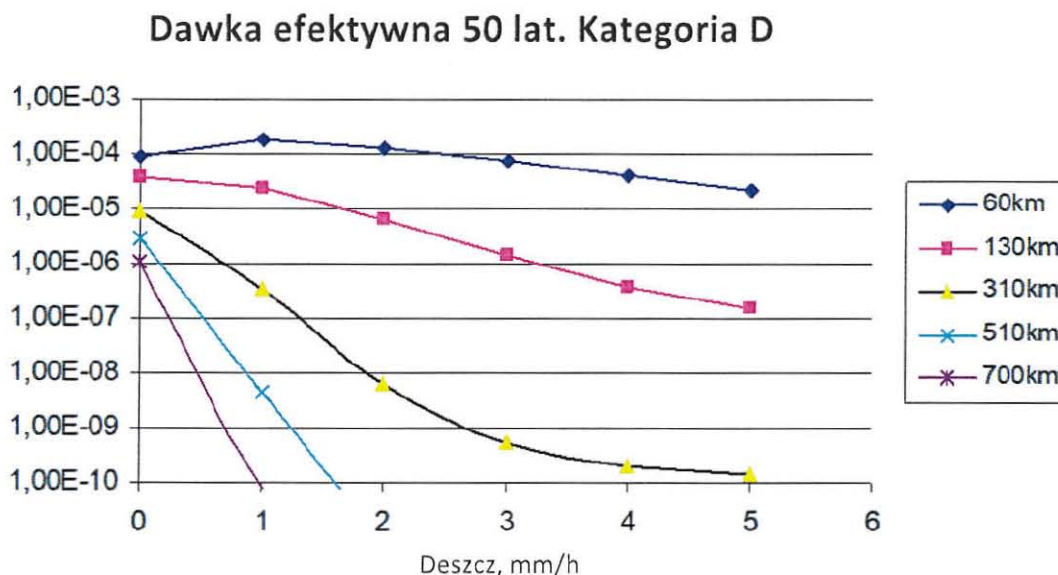
Obliczenia oczekiwanej dawki skutecznej dla maksymalnej awarii projektowej przy różnych odległościach, przeprowadzone dla różnych poziomów opadów, wykazały, że maksymalna oczekiwana dawka skuteczna przez 50 lat jest osiągana dla poziomu opadów 0 mm/godz. dla większości krajów (zob. obliczone dane na rys. 3.5), z wyjątkiem Republiki Białorusi, gdzie takich maksymalnych dawek oczekuje się przy 1 mm/godz.



Rys. 3.5 – Zależność dawki efektywnej 50 letniej od klasy stabilności pogodowej w zależności od odległości od EJ

Opady powodują wymywanie radionuklidów z chmury radioaktywnej po rozproszeniu na duże odległości, dlatego maksymalnych dawek oczekuje się w takich odległościach

w warunkach bezdeszczowych. W niewielkiej odległości deszcz może powodować zwiększenie wymywania, a zatem zwiększenie dawki. Na podstawie zachowawczego podejścia wszystkie dalsze obliczenia zostaną wykonane dla poziomu opadów wynoszącego 0 mm/godz. Deszczowe warunki pogodowe będą wykorzystywane tylko dla najmniejszej odległości (60 km, Republika Białorusi).

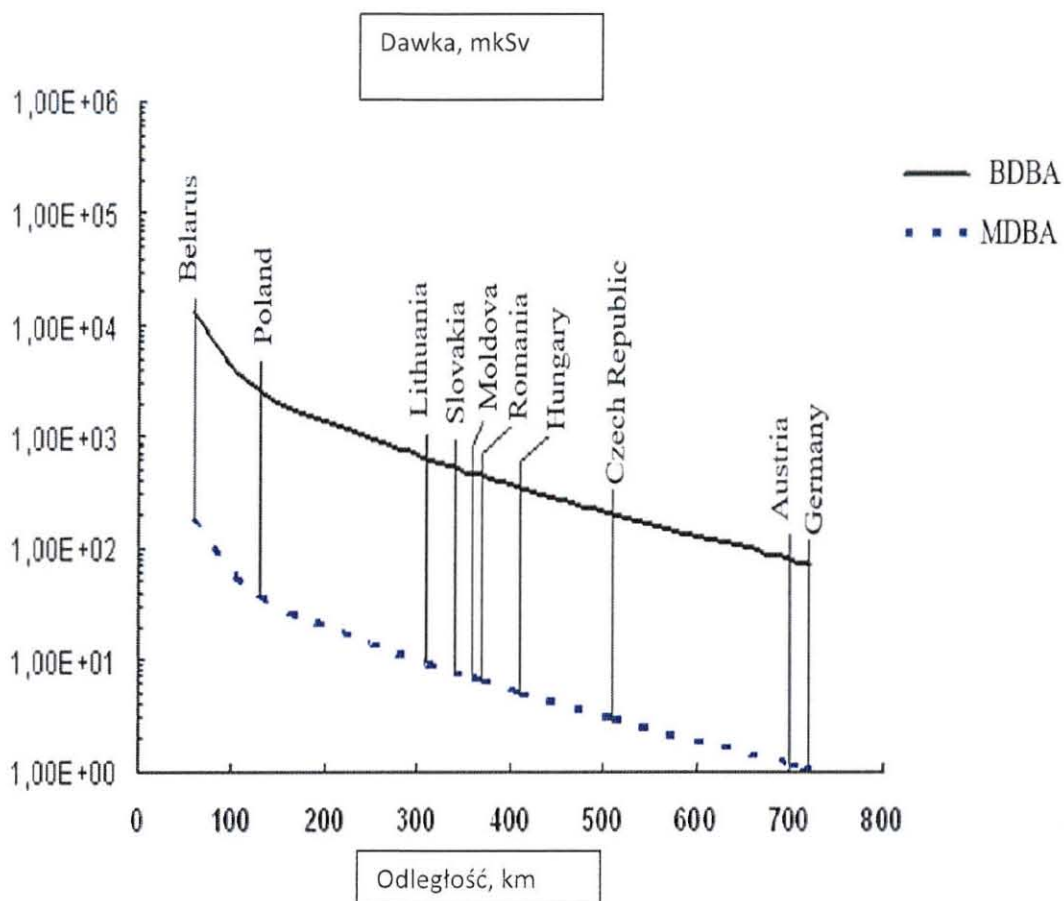


Rys. 3.5 Zależność spodziewanej dawki efektywnej 50 letniej od poziomu opadów

3.3.2 Dawki na granicach z państwami sąsiadującymi podczas awarii w Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej

Obliczenia oczekiwanych dawek skutecznych przez 50 lat w różnych odległościach od Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej podczas maksymalnej awarii projektowej i awarii pozaprojektowej pokazano na rys. 3.6. Krzywa ciągła na rys. 3.6 pokazuje zależność dawki skutecznej przez 50 lat od odległości w przypadku awarii pozaprojektowej, podczas gdy krzywa przerywana wskazuje to samo w przypadku maksymalnej awarii projektowej.

W oparciu o dane z rys. 3.6 oczekiwane dawki efektywne zmniejszają się gwałtownie wraz ze wzrostem odległości, a oczekiwane dawki skuteczne podczas awarii pozaprojektowej są wyższe niż te same dawki podczas maksymalnej awarii projektowej o około dwa rzędy wielkości.



Rys. 3.6 – Zależność spodziewanej dawki efektywnej w zależności od odległości, podczas maksymalnej awarii projektowej (MDBA) oraz awarii pozaprojektowej (BDBA)

Maksymalną oczekiwaną dawkę skuteczną przez 50 lat można zaobserwować w Republice Białorusi i wynosi ona ok. 13 mSv, tj. średnio 0,26 mSv/rok. W obliczeniach zastosowano najgorsze warunki pogodowe dla każdego kraju, więc zależność dawki od odległości jest jednolita.

Standardy Ukrainy w zakresie bezpieczeństwa związanego z promieniowaniem [8] określają dawki, które wymagają środków zaradczych w celu ochrony ludności (patrz tabela 3.6) w przypadku zdarzeń radiacyjnych.

Dawka 1 Gy przez 2 dni (pkt 1 w tabeli 3.6) nie została przekroczona, ponieważ całkowita dawka skuteczna przez 50 lat jest znacznie poniżej tej wartości.

Dawka 5 mSv dla całego ciała przez pierwsze 2 tygodnie (pkt 2 tabeli 3.6) nie została przekroczona, ponieważ obliczenia dla Republiki Białorusi, która jest krajem położonym najbliżej REJ, w tym samym okresie skutkuje wartością wynoszącą 0,19 mSv przez 2 tygodnie.

Tabela 3.6 – Poziomy interwencji w przypadku zdarzeń radiacyjnych

Nr	Środki zaradcze	Poziomy dawki
1	Bezwarunkowo uzasadniony poziom interwencji awaryjnej (ostre narażenie)	1 Gy przez 2 dni na całe ciało (szpik kostny)
2	Mniejsza granica zasadności pilnych środków zaradczych	5 mSv na całe ciało przez pierwsze 2 tygodnie po zdarzeniu
3	Mniejsza granica zasadności decyzji o przeniesieniu	0,2 Sv w okresie przeniesienia
4	Mniejsza granica zasadności decyzji o przeniesieniu	0,05 Sv przez pierwsze 12 miesięcy po wypadku
5	Mniejsza granica zasadności decyzji o tymczasowym przeniesieniu	0,1 Sv podczas okresu tymczasowego przeniesienia

Dawki w tabeli 3.6 – 0,2 Sv; 0,05 Sv; 0,1 Sv – są wyższe niż maksymalna dawka dla Republiki Białorusi, która wynosi 13 mSv. Oczekiwane dawki dla innych krajów są jeszcze niższe, więc interwencja nie jest konieczna.

Oczekiwane dawki skuteczne dla ludności po maksymalnej awarii projektowej lub awarii pozaprojektowej są niskie w porównaniu do naturalnego tła promieniowania. Zgodnie ze sprawozdaniem Komitetu Naukowego Organizacji Narodów Zjednoczonych ds. Skutków Promieniowania Atomowego dla Zgromadzenia Ogólnego ONZ z 1993 r. [14] roczna skuteczna dawka z naturalnych źródeł promieniowania w regionach o normalnym tle promieniowania wynosi 2,4 mSv, tj. 120 mSv przez 50 lat. Ta sama dawka przez 50 lat dla wszystkich krajów podczas awarii pozaprojektowej wynosi mniej niż 13 mSv.

Dlatego dawka dla ludności przez 50 lat w państwach sąsiadujących będzie mniejsza niż 13 mSv, co jest raczej niską wartością w porównaniu z naturalnym tłem promieniowania.

Pokażmy różne udziały w całkowitej dawce w oparciu o drogi przyjmowania radionuklidów (patrz rys. 3.6) na przykładzie Słowacji.

Względny udział różnych nuklidów w oczekiwanej dawce skutecznej w odległości 340 km od REJ podczas awarii pozaprojektowej pokazano na rys. 3.7.

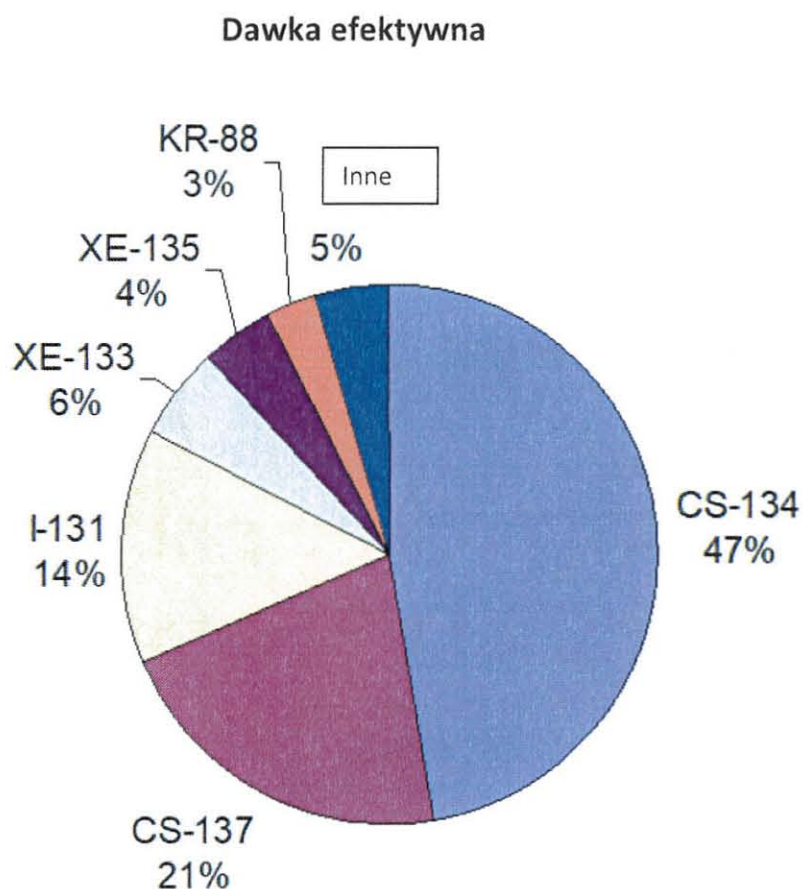
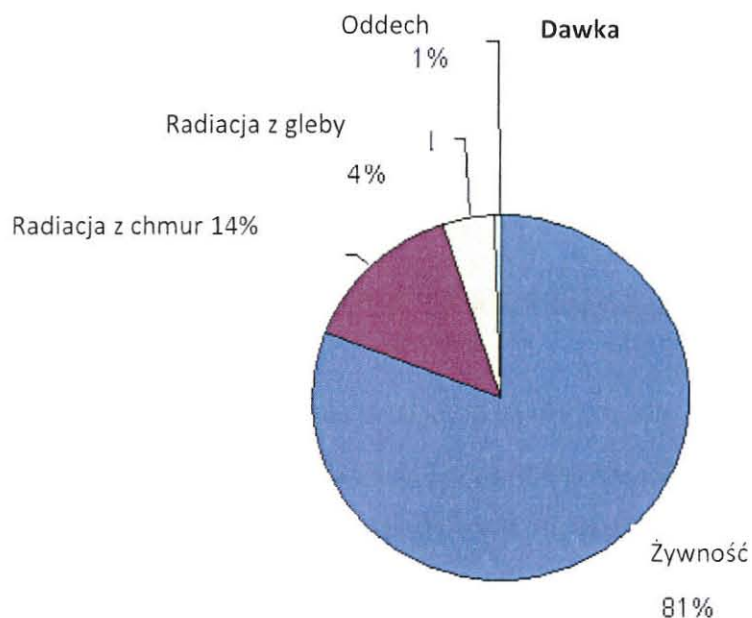


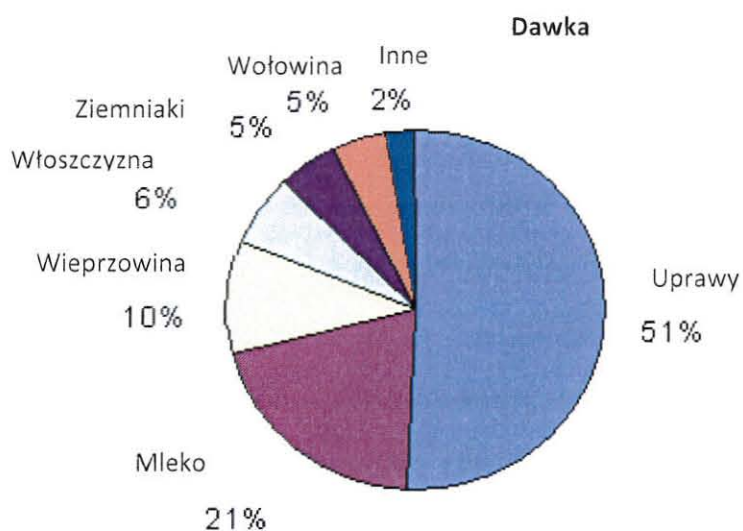
Fig. 3.7 – Względny udział różnych nuklidów w oczekiwanej dawce efektywnej w odległości 340 km od EJ podczas awarii pozaprojektowej

Jak wynika z danych na rys. 3.7, największe udziały mają izotopy ceszu: ^{134}Cs – 47% i ^{137}Cs – 21%. Gazy obojętne – ^{133}Xe , ^{135}Xe i ^{88}Kr – również mają znaczący udział w całkowitej dawce skutecznej. Całkowity udział 29 innych nuklidów podczas awarii pozaprojektowej wynosi mniej niż 5%.

Obliczenia wskazują, że dominujący udział w całkowitej dawce skutecznej wśród różnych dróg promieniowania wynika z konsumpcji żywności (81%; zob. dane na rys. 3.8). Dawka z radioaktywnej chmury stanowi 14%, dawka z promieniowania gleby – 4%, a promieniowanie przez wdychanie – 1%. Inne drogi promieniowania można pominąć.



Rys. 3.8 - Względny udział różnych poziomów radiacji w oczekiwanej dawce efektywnej w odległości 340 km od EJ podczas awarii pozaprojektowej



Rys 3.9 - Względny udział podstawowych produktów żywnościowych w oczekiwanej dawce efektywnej w odległości 340 km od EJ podczas awarii pozaprojektowej

Ze wszystkich produktów spożywczych znaczący udział w całkowitej dawce skutecznej mają zboża, mleko/nabiał i produkty mięsne, warzywa i ziemniaki (zob. dane na rys. 3.9).

Całkowity udział innych produktów spożywczych wynosi 2%.

4 Środki ograniczające wpływ na środowisko

Uwolnienia do środowiska można zmniejszyć poprzez konsekwentne wdrażanie dogłębnej strategii ochrony etapowej [15] w oparciu o:

- system barier fizycznych w rozprzestrzenianiu się w środowisku promieniowania jonizującego i substancji radioaktywnych;
- system uzgodnień technicznych i organizacyjnych w celu zabezpieczenia barier fizycznych i utrzymania ich skuteczności w celu ochrony ludności i środowiska.

Kolejny system barier obejmuje:

- matrycę paliwową;
- obudowę elementu paliwowego;
- granicę chłodziwa reaktora;
- szczelną obudowę reaktora;
- ochronę biologiczną.

Podczas normalnej pracy powyższe bariery, jak również niezbędne środki kontroli technicznej i zabezpieczenia powinny być sprawne i znajdować się w stanie umożliwiającym ich prawidłowe funkcjonowanie. Jeśli ten warunek zostanie naruszony, blok energetyczny musi zostać ustawiony w bezpieczny stan zgodnie z dokumentacją operacyjną.

Główne cele realizacji dogłębnej strategii ochrony etapowej obejmują wczesne wykrywanie i eliminację czynników, które powodują nieprawidłowe działanie, występowania sytuacji awaryjnych, zapobieganie ich rozwinięcia się w awarię, a także ograniczanie i eliminowanie skutków awarii.

5 Opis metod oceny oddziaływania na środowisko

Pakiet oprogramowania PC CREAM (Konsekwencje uwolnień do środowiska: Metodologia oceny) opracowany dla UE przez NRPB (Krajową Radę Ochrony Radiologicznej Wielkiej Brytanii) we współpracy z wieloma instytucjami naukowymi w UE został wykorzystany do modelowania rozchodzenia się uwolnionych radionuklidów na odległości do 1000 km podczas normalnej pracy zakładu.

5.1 PC CREAM

5.1.1 Krótki opis modelu

Pakiet oprogramowania PC CREAM i jego oddzielne moduły opisano w [17]. System został zaprojektowany do obliczania wpływu promieniowania ciągłych (bezwypadkowych) uwolnień do powietrza i zrzutów rzecznych/morskich substancji radioaktywnych. Kluczowe cechy pakietu oprogramowania to:

- ocena dawek indywidualnych i zbiorczych z uwolnień do powietrza i zrzutów morskich, a także indywidualnych dawek ze zrzutów rzecznych;
- skuteczne dawki (zgodnie z publikacją ICRP nr 60 [18]) obliczane są przy użyciu współczynników dawki z publikacji ICRP nr 72 [19] (zalecenia ICRP są również stosowane przy opracowywaniu przepisów bezpieczeństwa związanego z promieniowaniem na Ukrainie);
- pod uwagę brane są trzy grupy wiekowe: niemowlęta poniżej 1. roku życia, dzieci poniżej 10. roku życia i dorośli;
- dane referencyjne obejmują uśrednione uwolnienia i zrzuty rocznie;
- pakiet umożliwia wybór spośród 5 czasów integracji (1, 50, 500, 1000 lat i nieskończoność) dla dawek zbiorczych oraz spośród 3 czasów integracji (1, 5 i 50 lat) dla dawek indywidualnych;
- czas integracji po przyjęciu radionuklidów przez organizm ludzki został ustawiony na 50 lat dla dorosłych i 70 lat dla dzieci;

- dawka zintegrowana przez n lat dla roku uwalniania i/lub zrzuty jest liczbowo równa średniej dawce dla n-tego roku dla ciągłego uwalniania i/lub zrzutu;
- model obejmuje odległości do 3000 km;
- modele uwalniania do powietrza uwzględniają wszystkie drogi narażenia na promieniowanie, podczas gdy modele zrzutu do wody nie uwzględniają możliwości wykorzystania wody do nawadniania w rolnictwie.

W PC CREAM dyspersja w atmosferze oceniana jest z pomocą modelu gaussowskiego, składowanie na sucho przy użyciu modelu zubożenia źródła, a składowanie na mokro przy użyciu czynników wymywania. Zastosowany model dyspersji w atmosferze uwzględnia sedymentację pojedynczego produktu pochodnego podczas ruchu punktowego. Po składowaniu transport radionuklidów jest reprezentowany przez oddzielne modele przedziałów dla gleby i produktów spożywczych [20].

Ekspozycja na zewnętrzne radionuklidy z powietrza obliczana jest w PC CREAM przy użyciu skończonych i nieskończonych modeli chmur odpowiednio dla napromieniowania gamma i beta.

5.2 Parametry meteorologiczne

Do obliczenia oddziaływania transgranicznego w normalnych warunkach pracy użyto oprogramowania PC CREAM. Oprogramowanie to pozwala obliczyć wpływ emisji radionuklidów na odległości do 3000 km.

Plik meteorologiczny niezbędny do oprogramowania PC CREAM jest tworzony na podstawie zmierzonych danych pogodowych w SS Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej.

Obserwacje meteorologiczne na stacji meteorologicznej RAES RSCS [21] zostały przeprowadzone przez automatyczną stację meteorologiczną MAWS-301 w czasie kijowskim.

Czas zmiany dnia:

- 00 godzin 00 minut, czas kijowski;
- 22 godziny 00 minut, czas uniwersalny (GMT).
- w sezonie zmiany czasu na letni i zimowy czas zmiany dnia wynosi 21 godzin 00 minut, GMT.

Stacja meteorologiczna RAES RSCS jest zarejestrowana w Państwowej Służbie Hydrometeorologicznej Ukrainy od listopada 2005 r., ważny certyfikat rejestracji nr 02/10 GM z 28 października 2015 r.

Stacja meteorologiczna mierzy następujące parametry meteorologiczne:

- kierunek wiatru;
- prędkość wiatru;
- temperaturę powietrza;
- wilgotność względną powietrza;

- ciśnienie atmosferyczne;
- gęstość powierzchniową strumienia promieniowania słonecznego;
- bilans promieniowania;
- ilość opadów;
- intensywność opadów;
- widoczność;
- typ pogody.

Kategoria stabilności atmosferycznej charakteryzuje warunki rozproszenia zanieczyszczeń w atmosferze. Zależy ona od dwóch głównych czynników: dyfuzji burzliwej i prędkości wiatru, które z kolei zależą od wielu czynników meteorologicznych.

Istnieje kilka systemów klasyfikacji. Schemat klasyfikacji Pasquilla zastosowany w sprawozdaniu jest zalecany przez INEA [22]. Schemat klasyfikacji Pasquilla wykorzystuje siedem kategorii, które są uporządkowane poprzez zwiększenie stopnia stabilności atmosfery od A do G.

5.3 PC COSYMA

Modelowanie rozprzestrzeniania się substancji radioaktywnych w atmosferze i powstawania dawek promieniowania zależnych od uwolnień radionuklidów podczas awarii zostało przeprowadzone z pomocą pakietu oprogramowania PC COSYMA opracowanego przez Krajową Radę Ochrony Radiologicznej (Wielkiej Brytanii).

PC COSYMA (system kodowania dla projektu MARIA) to pakiet oprogramowania służący do modelowania wpływu przypadkowego uwolnienia substancji promieniotwórczych do powietrza. PC COSYMA został opracowany dzięki wspólnym wysiłkom Krajowej Rady Ochrony Radiologicznej (Wielka Brytania) i Forschungszentrum Karlsruhe (Niemcy) w ramach projektu MARIA (*Methods for Accidental Radiation Assessment* – metody oceny przypadkowej emisji promieniowania) Komisji Europejskiej dla UE.

Pakiet PC CREAM i jego oddzielne moduły opisano w [23].

System umożliwia ocenę następujących parametrów i skutków:

- integralną aktywność objętościową radionuklidów powietrza na powierzchni i aktywność radionuklidów osadzonych na powierzchni ziemi w niektórych punktach w obszarze;
- oczekiwane dawki indywidualne i zbiorcze w wybranych okresach;
- liczbę osób objętych środkami zaradczymi (schronienie, ewakuacja, wydawanie tabletek jodu stabilnego, przeniesienie, dezaktywacja, ograniczone wykorzystanie produktów rolnych) oraz obszar, na którym podejmowane są środki zaradcze;
- ilości produktów rolnych, których wykorzystanie jest zabronione;
- liczby utajonych i nieutajonych chorób;

— ekonomiczne koszty środków zaradczych i leczenia.

System może być wykorzystywany do oceny deterministycznej i probabilistycznej. Ocena deterministyczna pozwala obliczyć wpływ dla jednego zespołu warunków pogodowych określonych przez użytkownika, natomiast ocena probabilistyczna uwzględnia prawdopodobne zmiany warunków pogodowych, jakie mogą wystąpić podczas awarii.

Modele transportu powietrznego zanieczyszczeń są wbudowane w module MUSEMET. Moduł ten wykorzystuje model podzielonego punktu Gaussa, który uwzględnia godzinne zmiany prędkości i kierunku wiatru, klasy stabilności atmosferycznej i ilości opadów, które wpływają na uwalniane substancje. Model zakłada, że warunki pogodowe na całym dotkniętym obszarze są identyczne. Godzinne zmiany warunków pogodowych są uwzględniane tylko w ocenie probabilistycznej. Ocena deterministyczna zakłada, że warunki pogodowe (prędkość i kierunek wiatru, klasa stabilności atmosferycznej i ilość opadów) pozostają niezmienione przez cały badany okres. MUSEMET wykorzystuje wysokość warstwy mieszania, a także poziome i pionowe współczynniki dyspersji, które są funkcjami stabilności atmosferycznej. Współczynniki dyspersji mają dwie wartości parametrów dla powierzchni gładkich (obszary rolnicze) i nierównych (miasta).

6 Program monitorowania i zarządzania wpływem na środowisko

Głównym dokumentem określającym zakres kontroli podczas normalnej pracy bloków energetycznych i przekroczenia dopuszczalnych poziomów uwolnienia i zrzutów, rodzaje, obiekty, częstotliwość, metody, techniczne środki kontroli promieniowania, wykaz kontrolowanych parametrów są „Przepisy dotyczące kontroli promieniowania w Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej. 132-1-P-IJPB” [24]. Po wprowadzeniu „Planu awaryjnego” w życie ilość i częstotliwość kontroli określana jest przez centralę kierownika działań awaryjnych na miejscu.

Przepisy ustanawiają następujące rodzaje kontroli:

- stanu barier ochronnych;
- technologiczna kontrola promieniowania;
- dozymetryczna kontrola promieniowania;

- kontrola promieniowania środowiska;
- kontrola promieniowania w zakresie nierozprzestrzeniania się skażenia radioaktywnego;
- kontrola promieniowania w warunkach innych niż normalna praca;
- kontrola promieniowania środowisk ogrzewanych ciepłem uwalnianym z elektrowni jądrowej.

6.1 Kontrola głównego otoczenia technologicznego

System kontroli promieniowania (SKP) to kompleks środków technicznych i organizacyjnych mających na celu kontrolę głównego otoczenia technologicznego, sytuacji w zakresie promieniowania w obiektach elektrowni jądrowej i jej okolicy. System ma na celu zapewnienie zgodności z normami bezpieczeństwa związanego z promieniowaniem i określenie parametrów charakteryzujących bezpieczeństwo związane z promieniowaniem dla pracy elektrowni jądrowej.

System kontroli promieniowania wykonuje następujące zadania:

- kontrolę promieniowania stanu barier ochronnych dla rozprzestrzeniania się substancji radioaktywnych i promieniowania jonizującego;
- kontrolę promieniowania w otoczeniu technologicznym;
- kontrolę dozymetryczną wewnętrznego i zewnętrznego napromieniowania personelu i ludności;
- kontrolę promieniowania środowiskowa;
- kontrolę promieniowania dla zaplanowanych uwolnień i zrzutów;
- wykrywanie wycieków w urządzeniach technologicznych;
- przygotowanie dokumentów księgowych i sprawozdawczych dotyczących warunków promieniowania w elektrowni jądrowej i narażenia personelu na promieniowanie.

Sugeruje się następujące postanowienia dotyczące rozwiązania powyższych zadań:

- automatyczne zdalne (ciągłe lub okresowe) monitorowanie z wykorzystaniem zainstalowanych na stałe środków lokalnych;
- monitorowanie za pomocą urządzeń przenośnych;
- monitorowanie poprzez pobieranie próbek nośników, które mają być skontrolowane z późniejszym przetwarzaniem i pomiarem;
- monitorowanie za pomocą mobilnych ekspresowych laboratoriów.

Pod względem organizacyjnym System kontroli promieniowania składa się z czterech podsystemów:

- technologicznej kontroli promieniowania (TKP);
- dozymetrycznej kontroli promieniowania (DKP);
- indywidualnej kontroli dozymetrycznej (IKD);
- środowiskowej kontroli promieniowania (ŚKP).

6.2 Monitorowanie wpływu elektrowni jądrowej na ludność i środowisko

Strefa ochrony sanitarnej

Strefa ochrony sanitarnej (SOS) skupia się wokół obiektów jądrowych zagrożonych promieniowaniem. Wymiary SOS ustalane są z uwzględnieniem szacunków prognostycznych sytuacji w zakresie promieniowania w pobliżu elektrowni jądrowej podczas jej długotrwałej pracy i są określone w projekcie.

Początkowo strefa ochrony sanitarnej była wyznaczona w promieniu 3 km. Jednak później, biorąc pod uwagę, że rozmiar strefy należy sprecyzować uwzględniając dominujące kierunki wiatru, przeprowadzono obliczenia i w porozumieniu z Głównym Inspektorem Sanitarnym ZSRR V. D Turowskim (pismo z sierpnia 1984 r. nr 32-014/324), wielkość SOS dla Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej została zmniejszona do promienia 2,5 km.

Obecnie w strefie ochrony sanitarnej nie ma żadnych mieszkańców ani instytucji, przedsiębiorstw ani obiektów, z wyjątkiem tych, które są częścią elektrowni jądrowej. W SOS znajdują się jedynie budynki i budowle przeznaczone na potrzeby pomocnicze i obsługę elektrowni jądrowej.

Na terenie strefy ochrony sanitarnej dozwolona jest uprawa roślin i wypas bydła z obowiązkową kontrolą zawartości radionuklidów w wytwarzanych produktach rolnych.

W SOS prowadzona jest kontrola promieniowania.

Strefa obserwacyjna

Według NRBU [8] strefa obserwacyjna obejmuje monitorowany obszar, na którym prawdopodobne jest wystąpienie uwolnień substancji promieniotwórczych i emisji z jądrowego obiektu radiacyjnego (EJ). Obecnie dla SS REJ wyznaczono strefę obserwacyjną o promieniu 30 km. Istniejące granice strefy obserwacyjnej zgodnie z wymogami [24] zostały potwierdzone obliczeniami.

Kontrolowane parametry, częstotliwość i metody

Celem środowiskowej kontroli promieniowania jest monitorowanie uwalniania substancji promieniotwórczych do środowiska, sytuacji w zakresie promieniowania na obszarze SS REJ i skażenia radioaktywnego lokalizacji środowiska naturalnego [25-26]. Kontrolę promieniowania środowiska zapewniają pomiary podane w tabelach od 6.1 do 6.7.

Tabela 6.1 – Aktywność i skład radionuklidów planowanych uwolnień promieniotwórczych aerozoli, radionuklidów jodu, obojętnych gazów radioaktywnych i trytu

Nazwa parametru promieniowania	Częstotliwość	Metoda pomiaru
Tempo uwalniania obojętnych gazów radioaktywnych, promieniotwórczych aerozoli i radionuklidów jodu	Stale	Kanały ARSMS, UGA BSP, RSCS
Aktywność uwalniania długożyciowych nuklidów, radionuklidów jodu i trytu	Regularnie	Kontrola laboratoryjna
Skład radionuklidów i aktywność uwalniania długożyciowych nuklidów	Raz w miesiącu	Kontrola laboratoryjna

Tabela Ошибка! Текстуказанного стиля в документе отсутствует. **2 –**

Aktywność objętościowa i skład radionuklidów płynnych zrzutów do środowiska

Nazwa parametru promieniowania	Częstotliwość	Metoda pomiaru
Aktywność objętościowa i skład radionuklidów wody w zbiornikach monitorujących poziom odpadów radioaktywnych po oczyszczaniu promieniotwórczej wody	Regularnie, po napełnieniu	Kontrola laboratoryjna
Aktywność objętościowa w dołach odpadowej instalacji rurociąkowej, ISC1	Stale (po uwolnieniu do środowiska)	Kanały ARCS, RSCS
Aktywność objętościowa i skład radionuklidów płynnych zrzutów substancji radioaktywnych, w tym trytu	Regularnie	Kontrola laboratoryjna
Aktywność objętościowa i skład radionuklidów ciekłych odpadów promieniotwórczych	Regularnie	Kontrola laboratoryjna

Tabela 6.3 – Aktywność i skład radionuklidów stałych odpadów promieniotwórczych

Nazwa parametru promieniowania	Częstotliwość	Metoda pomiaru
Aktywność objętościowa i skład radionuklidów stałych odpadów promieniotwórczych	Regularnie, na żądanie DD	Kontrola laboratoryjna
Aktywność stałych odpadów promieniotwórczych w pierwotnym opakowaniu	Regularnie, z akumulacją w miejscach zbiórki odpadów	Spektrometr SEG-001m

Tabela 6.4 – Aktywność i skład radionuklidów wycieków radioaktywnych ze składów stałych i ciekłych odpadów promieniotwórczych, pokoju reaktora, basenów rozbryzgowych

Nazwa parametru promieniowania	Częstotliwość	Metoda pomiaru
Aktywność objętościowa i skład radionuklidów próbek wody ze studni obserwacyjnych	Regularnie	Kontrola laboratoryjna

Tabela 6.5 – Równoważnik dawki pochłoniętej na terenie strefy ochrony sanitarnej i strefy obserwacyjnej

Nazwa parametru promieniowania	Częstotliwość	Metoda pomiaru
Dawka całkowita w obszarze strefy ochrony sanitarnej i strefy obserwacyjnej	Regularnie	Dozymetr termoluminescencyjny

Nazwa parametru promieniowania	Częstotliwość	Metoda pomiaru
Równoważnik dawki pochłoniętej w obszarze strefy ochrony sanitarnej i strefy obserwacyjnej (w miejscach stacji kontroli RSCS)	Stale	RSCS
Kontrola równoważnika dawki pochłoniętej w strefie ochrony sanitarnej i strefie obserwacyjnej, w tym w osiedlach	Raz w roku (podczas wymiany dozymetru termoluminescencyjnego)	Urządzenia przenośne
Kontrola równoważnika dawki pochłoniętej w obiektach przemysłowych	Regularnie (raz w miesiącu)	Urządzenia przenośne

Tabela 6.6 – Aktywność objętościowa aerozoli promieniotwórczych w powietrzu w pobliżu elektrowni jądrowej

Nazwa parametru promieniowania	Częstotliwość	Metoda pomiaru
Aktywność objętościowa aerozoli promieniotwórczych w powietrzu w pobliżu EJ	Regularnie	Kontrola laboratoryjna

Tabela 6.7 – Aktywność w lokalizacjach środowiska naturalnego

Nazwa parametru promieniowania	Częstotliwość	Metoda pomiaru
Próbki z lokalizacji środowiska naturalnego	Regularnie	Kontrola laboratoryjna

6.3. Zarządzanie oddziaływaniem na środowisko

Strategia zarządzania środowiskiem jest wdrażana na pięciu poziomach [16].

Poziom 1. Zapobieganie zakłóceniom normalnej pracy.

Główne instrumenty służące osiągnięciu powyższego celu to:

- wybór lokalizacji elektrowni jądrowej zgodnie z wymogami dokumentów regulacyjnych;
- podejście zachowawcze do rozwoju projektu przy maksymalnym wykorzystaniu bezpiecznych właściwości modułu reaktora;
- zapewnienie wymaganej jakości konstrukcji, systemów i elementów elektrowni jądrowej, prace nad jej budową, eksploatacją i modernizacją;
- dostępność automatycznych środków technicznych zapobiegających zakłóceniu warunków normalnej pracy;

- eksploatacja bloku energetycznego zgodnie z wymogami dokumentów regulacyjnych, przepisów technologicznych dotyczących bezpiecznej eksploatacji i instrukcji obsługi;

- utrzymywanie warunków działania konstrukcji, systemów i elementów krytycznych dla bezpieczeństwa poprzez wczesne wykrywanie wad i podejmowanie środków zapobiegawczych przed ich wystąpieniem, wymiana sprzętu, którego okres eksploatacji wygaś, organizacja wysokowydajnego systemu kontroli konstrukcji, systemów i elementów, ich konserwacja, naprawa i modernizacja, dokumentacja wyników powyższych prac;

- wybór i szkolenie personelu zapewniające wymagany poziom umiejętności pracowników;

- tworzenie i rozwijanie kultury bezpieczeństwa.

Poziom 2. Zapewnienie bezpieczeństwa w przypadku zakłóceń normalnej pracy i zapobieganie sytuacjom awaryjnym.

Główne instrumenty służące osiągnięciu powyższego celu to:

- wczesne wykrywanie i poprawianie odstępstw od normalnej pracy;
- dostępność automatycznych zabezpieczeń i blokad zapobiegających przekształceniu odstępstw od normalnej pracy w sytuacje awaryjne;

- działania personelu zgodne z wymogami instrukcji i przepisów technologicznych w zakresie bezpiecznej pracy, ciągłego doskonalenia, z uwzględnieniem zdobytej wiedzy fachowej oraz nowych danych naukowych i technicznych;

- szkolenie personelu w zakresie działań w przypadku zakłóceń normalnej pracy.

Poziom 3. Zapobieganie awariom i ich eliminacja.

Główne instrumenty służące osiągnięciu powyższego celu to:

- dostępność systemów bezpieczeństwa (ochronnych, lokalizacyjnych, wspierających i kontrolujących) zaprojektowanych w celu zapobiegania sytuacjom awaryjnym i awariom projektowym, wyeliminowania ich skutków i zapobiegania ich przekształceniu w awarie pozaprojektowe;

- stosowanie normalnych systemów operacyjnych w celu zapobiegania sytuacjom awaryjnym i awariom projektowym, a także w celu opanowania sytuacji awaryjnych i awarii;

- dostępność i stosowanie awaryjnych procedur operacyjnych oraz odpowiednie działania personelu zgodnie z ich wymaganiami;

- szkolenie personelu z wykorzystaniem symulatorów naturalnej wielkości w zakresie działań na wypadek awarii.

Poziom 4. Zarządzanie awariami pozaprojektowymi.

Główne instrumenty służące osiągnięciu powyższego celu to:

- stosowanie normalnych systemów operacyjnych i systemów bezpieczeństwa w celu zapobiegania rozwijaniu się awarii pozaprojektowych, ograniczenia ich skutków, a także w celu przywrócenia kontrolowanego stanu modułu reaktora;

- dostępność i stosowanie instrukcji dotyczących zarządzania awariami pozaprojektowymi w celu zatrzymania rozszczepieniowej reakcji łańcuchowej, sprawne chłodzenie paliwa jądrowego i trzymanie substancji promieniotwórczych w ustalonych granicach, a także powstrzymanie poważnych awarii, w tym ochrona hermetycznej powłoki przed zniszczeniem;

- dostępność i stosowanie instrukcji dotyczących zarządzania poważnymi awariami mających na celu zapobieganie odpływowi wytopu strefy czynnej z płaszcza reaktora i naruszeniu integralności hermetycznej powłoki, ograniczenie narażenia personelu, ludności i środowiska na promieniowanie, a także tworzenie warunków dla terminowej realizacji planów ochrony personelu i ludności;

- działania personelu zgodnie z instrukcjami dotyczącymi zarządzania awariami pozaprojektowymi;

- szkolenie personelu w zakresie zarządzania awariami pozaprojektowymi.

Poziom 5. Gotowość i reagowanie w sytuacjach awaryjnych.

Na tym poziomie zapewniono:

- ustalenie strefy ochrony sanitarnej i strefy nadzoru wokół elektrowni jądrowej;

- dostępność planów awaryjnych, planów reagowania w przypadku awarii, których skuteczność i gotowość do wdrożenia powinny być sprawdzane w regularnych odstępach czasu podczas szkoleń i ćwiczeń na wypadek sytuacji awaryjnych;

- budowę schronów przeciwapromiennych i centrów kryzysowych.

WNIOSKI

Działanie promieniotwórcze uwolnień gazów i aerozoli z Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej podczas normalnej pracy jest znacznie mniejsze niż określone dawki graniczne dla ludności w sąsiednich krajach (dawki te mieszczą się w zakresie 0,2-0,3 mSv/rok dla różnych krajów). Roczna indywidualna dawka skuteczna nie przekracza wartości 1,5 nSv/rok na granicy najbliższego państwa – Republiki Białorusi.

Głównym kryterium ograniczania narażenia ludności w Europie ze względu na źródła antropogeniczne jest ograniczenie indywidualnej dawki skutecznej (ze względu na wszystkie drogi promieniowania), która wynosi 1 mSv/rok. Ocena wykazała, że oczekiwana całkowita dawka skuteczna na 50 lat na granicy najbliższego kraju – Republiki Białorusi – nie przekracza wartości 13 mSv w przypadku żadnej z rozważanych awarii.

W normalnych warunkach pracy Rówieńskiej Elektrowni Jądrowej, a także w razie awarii, nie występuje wpływ na środowisko w kontekście transgranicznym, tj. na terytorium sąsiednich państw, ponieważ wymogi regulacyjne dotyczące zanieczyszczenia powietrza i dawek granicznych dla ludności nie są przekroczone i znajdują się już na poziomie poniżej limitów w odległości 60 km od REJ.

W związku z tym zostało uzasadnione, że planowane działania nie mają znaczącego wpływu transgranicznego i nie występuje strona dotknięta z punktu widzenia Konwencji o ocenach oddziaływania na środowisko w kontekście transgranicznym. W celu wykonania art. 3 ust. 8 Konwencji o dostępie do informacji publicznej wystarczające będzie zamieszczanie informacji o wpływie planowanych działań na środowisko w kontekście transgranicznym w zasobach internetowych powszechnego dostępu, np. na stronach internetowych Ministerstwa Ekologii i Zasobów Naturalnych Ukrainy i SS NNEGC Energoatom.

