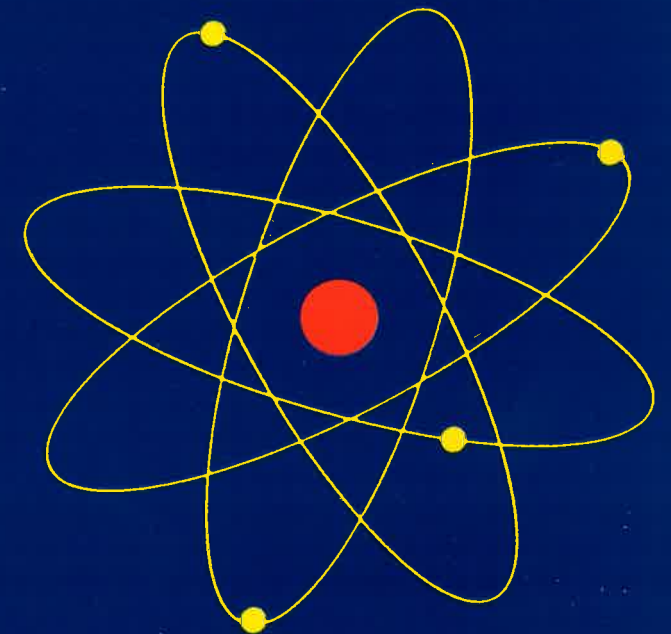


ISSN 0867-4752

1-2/97 (Vol. 30)

*BEZPIECZEŃSTWO  
JĄDROWE  
i  
OCHRONA  
RADIOLOGICZNA*



PAŃSTWOWA AGENCJA ATOMISTYKI

# BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE i OCHRONA RADIOLOGICZNA

---

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 1-2/97 (Vol. 30)  
Warszawa

Wydawca  
PAŃSTWOWA AGENCJA ATOMISTYKI

Redakcja: 00-921 Warszawa, ul. Krucza 36  
tel.: 695 98 22, 629 85 93  
fax: 695 98 15  
e-mail: [tbia@paa.gov.pl](mailto:tbia@paa.gov.pl)

Przewodniczący Rady Programowej  
Witold ŁADA

Redaktor naczelny  
Tadeusz BIAŁKOWSKI

Wydanie publikacji dofinansowane przez Komitet Badań Naukowych

ISSN 0867-4752

Druk: WEMA

## SPIS TREŚCI

<i>Władysław Mieszczenko, Tadeusz Matysiak, Krzysztof Pytel</i> Obiekty jądrowe w Ośrodku Świerk. . . . .	3
<i>Zbigniew Haratym, Bogdan Filipiak</i> Ochrona radiologiczna w Ośrodku Świerk . . . . .	23
<i>Bogdan Filipiak, Zbigniew Haratym</i> Monitoring radiologiczny terenu Ośrodka Świerk i jego otoczenia . . . . .	33
<i>Jerzy Koziół</i> Postępowanie na wypadek awarii w Ośrodku w Świerku . . . . .	45
<i>Andrzej Wójcik, Irena Szumiel</i> Dozymetria biologiczna w przypadkach awaryjnych . . . . .	55

Szanowni Państwo,

Zagadnienia bezpieczeństwa obiektów jądrowych są przedmiotem zainteresowania nie tylko ludności zamieszkującej w bezpośrednim sąsiedztwie takich obiektów, ale i ogółu społeczeństwa. Bieże się to stąd, że obiekty te mogą stanowić potencjalne źródło zagrożeń radiacyjnych.

Wobec tego, że w naszym kraju brak jest elektrowni jądrowych, jedynymi obiektami jądrowymi są urządzenia znajdujące się w Ośrodku w Świerku, do których należy reaktor badawczy MARIA, wyłączony z eksploatacji w 1995 roku reaktor EWA, oraz dwa przechowalniki wypalonego paliwa reaktorowego. W Świerku znajdują się trzy instytuty badawcze: Instytut Problemów Jądrowych, Instytut Energii Atomowej, a także Ośrodek Badawczo-Rozwojowy Izotopów, który produkuje źródła i preparaty promieniotwórcze. Stosowane w tych Instytutach urządzenia, oraz substancje promieniotwórcze mogą stanowić zagrożenie radiologiczne dla pracowników Ośrodka jak i okolicznej ludności. Dlatego uznaliśmy za celowe poświęcenie całego numeru Biuletynu Ośrodkowi w Świerku, aby przybliżyć czytelnikowi zagadnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w tym Ośrodku.

Biuletyn otwiera artykuł panów Władysława Mieleszczenki, Tadeusza Matysiaka i Krzysztofa Pytła, znanych specjalistów reaktorowych, na temat obiektów jądrowych Ośrodka Świerk. Wobec ograniczonej ilości miejsca, zrezygnowaliśmy z części napisanej przez autorów, a dotyczącej charakterystyki neutronowej i reaktywnościowej reaktora MARIA, która zainteresowałaby fizyków reaktorowych.

Kolejne dwa artykuły panów Zbigniewa Haratyima i Bogdana Filipiaka, kierujących Służbą Ochrony Radiologicznej Ośrodka Świerk, omawiają zagadnienia ochrony radiologicznej na terenie Ośrodka i w jego bezpośrednim otoczeniu. Z przedstawionych przez autorów wniosków wynika, że od 25 lat nie zarejestrowano ujemnych skutków radiologicznych wynikających z działalności Ośrodka Świerk, a wpływających na otaczające środowisko.

Artykuł autorstwa pana Jerzego Kozieła – Kierownika Awaryjnego Ośrodka Jądrowego Świerk omawia praktykę postępowania w przypadku potencjalnej awarii w Ośrodku.

Ostatni z artykułów pana Andrzeja Wójcika i pani Ireny Szumiel dotyczy zagadnień awaryjnej dozymetrii biologicznej.

Prosząc Państwa o uwagi na temat ostatnich wydań Biuletynu pragniemy zwrócić uwagę na nowy adres poczty elektronicznej zamieszczony na drugiej stronie okładki.

Główny Inspektor Dozoru Jądrowego

## OBIEKTY JĄDROWE W OŚRODKU ŚWIERK

Władysław Mieleszczenko, Tadeusz Matysiak, Krzysztof Pytel

Ośrodek Świerk znajduje się 30 km na południe od Warszawy oraz w odległości 8 km na wschód od miejscowości Otwock przy szosie Warszawa – Lublin.

Użytkownikiem obiektów jądrowych jest Instytut Energii Atomowej. Eksploatację obiektów prowadzi Ośrodek Reaktorów Badawczych (ORB), działający jako Zakład Doświadczalny IEA.

### 1. REAKTOR EWA

#### 1.1. Historia eksploatacji

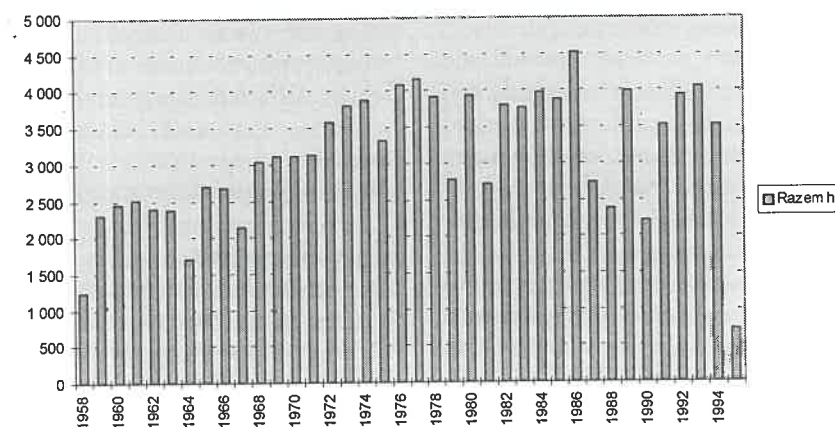
Reaktor doświadczalny EWA typu WWR został zbudowany na podstawie projektu wykonanego w ZSRR. Budowę reaktora rozpoczęto w maju 1956 roku i po dwóch latach, reaktor osiągnął stan krytyczny, w dniu 30 maja 1958 roku.

Po przeprowadzeniu rozruchu technologicznego w dniu 14 czerwca 1958 roku reaktor przekazano do eksploatacji. W okresie od 14 czerwca 1958 roku do maja 1964 roku reaktor pracował na mocy nominalnej 2 MW. W tym okresie pracował około 14 500 godzin i był wykorzystywany głównie do produkcji izotopów promieniotwórczych, badań fizycznych i technologicznych prowadzonych z wykorzystaniem wiązek neutronów z kanałów poziomych oraz do innych prac wykorzystujących promieniowanie jonizujące.

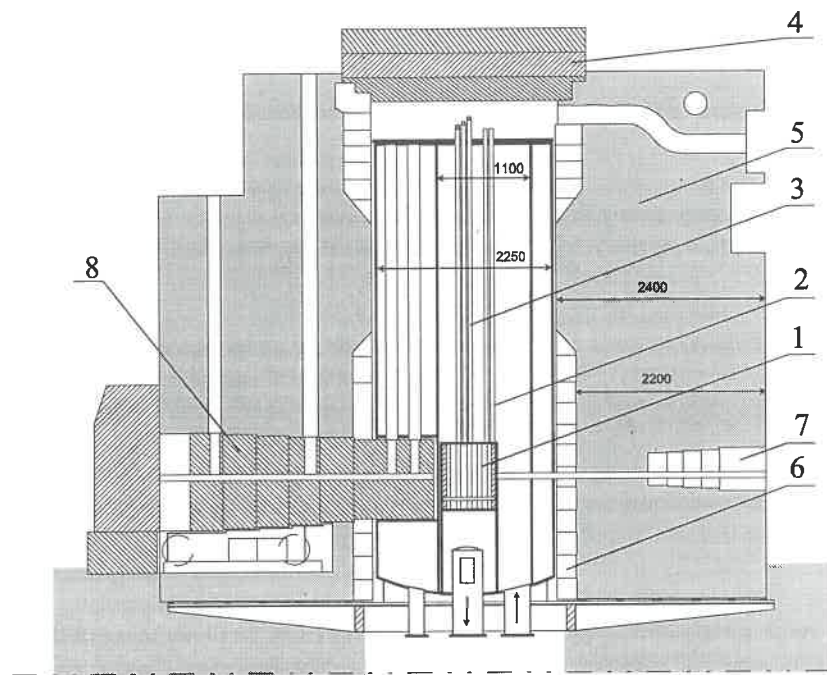
W 1964 roku zrealizowano pierwszą modernizację reaktora, polegającą na rekonstrukcji kaset paliwowych (zastosowano profilowane zwięzki wokół prętów paliwowych EK-10), co po-

zwoliło na zwiększenie mocy cieplnej reaktora do 4 MW. Od listopada 1964 roku do lipca 1967 roku reaktor pracował na mocy 4 MW w cyklu tygodniowym (60–80 godz.). W tym okresie reaktor przepracował około 7450 godzin. Podczas letniego przestoju w 1967 roku przeprowadzono drugą modernizację reaktora. W wyniku tej modernizacji, która obejmowała gruntowną przebudowę rdzenia (zastosowano nowy typ paliwa WWR-SM i reflektor berylowy) oraz układów technologicznych (zastosowano 4 wymienniki ciepła, przebudowano wtórny obieg chłodzenia itp.) – reaktor osiągnął moc cieplną 10 MW. Pracę produkcyjną po zakończeniu modernizacji reaktor rozpoczął od listopada 1967 roku i pracował do lutego 1995 roku. W okresie od 7.11.1967 do 24.02.1995 reaktor przepracował na mocy cieplnej 8 ÷ 10 MW – 96 077 godzin. Łączny czas pracy reaktora EWA na mocy w okresie jego 37-letniej eksploatacji wyniósł około 118 027 godzin. Przebieg czasu wykorzystania reaktora w różnych latach eksploatacji przedstawiono na wykresie 1.

Na rys. 1 przedstawiono przekrój pionowy reaktora.



Wykres 1. Czas pracy reaktora EWA w kolejnych latach jego eksploatacji



Rys. 1. Przekrój pionowy reaktora EWA

1 – rdzeń reaktora, 2 – kanały izotopowe, 3 – kanały prętów regulacyjnych, 4 – płyty osłonowe (Fe), 5 – osłona betonowa ( $\gamma = 3,7 \text{ g/cm}^3$ ), 6 – pierścienie osłony termicznej, 7 – kanały eksperymentalne poziome, 8 – kanał kolumny termicznej

## 1.2. Stan obiektu po wyłączeniu reaktora z eksploatacji

Po zakończeniu eksploatacji reaktora EWA i ostatecznym jego wyłączeniu w dniu 24 lutego 1995 roku oraz po wstępnym „schłodzeniu” paliwa, które trwało do 5 czerwca 1995 roku, wypalone paliwo zostało przetransportowane na początku czerwca 1995 roku do przechowalnika w obiekcie 19A. Stan układów technologicznych reaktora jest następujący:

- w zbiorniku reaktora pozostały wszystkie elementy konstrukcyjne rdzenia (poza paliwem): separator z elementami berylowymi, pręty regulacyjne i bezpieczeństwa, kanały izotopowe, kanały torów neutronowych i inne;
- nienaruszone są instalacje i urządzenia pierwotnego obiegu chłodzenia;
- pierwotny obieg chłodzenia, zbiornik reaktora, zbiornik osłony biologicznej wypełnione są wodą zdeminielizowaną o nominalnych parametrach eksploatacyjnych;
- schron paliwowy posiada swoje wyposażenie eksploatacyjne (separatory przechowawcze

do paliwa) i wypełniony jest wodą zdeminielizowaną. W schronie przechowywane są elementy berylowe, które zostały usunięte z rdzenia w czasie eksploatacji reaktora w wyniku zmian konfiguracji rdzenia;

- komory gorące z wyposażeniem technologicznym i operacyjnym są sprawne i zdekontaminowane. Mogą one być wykorzystane do różnych prac z materiałami radioaktywnymi;
- wtórny obieg chłodzenia po wyłączeniu z ruchu jest w stanie nieczynnym, woda chłodząca została spuszczone do kanalizacji;
- wentylacja technologiczna utrzymywana jest w pełnej sprawności i działa stosownie do potrzeb;
- system aparatury kontrolno-pomiarowej w zakresie kontroli parametrów mających wpływ na bezpieczeństwo obiektu utrzymywany jest w stanie czynnym. Układy sterowania i zabezpieczeń reaktora zostały odłączone od napięcia;
- system elektroenergetyczny reaktora utrzymywany jest w stanie czynnym. Źródła i urządzenia zasilania awaryjnego utrzymywane są w gotowości do użytkowania;

- stacjonarny system dozymetryczny w zakresie kontroli parametrów mających wpływ na bezpieczeństwo w obiekcie i otoczeniu reaktora jest w stanie czynnym;
- czynny jest układ kanalizacji specjalnej;
- czynny jest układ kanalizacji laboratoryjnej;
- sprawne są wszystkie urządzenia dźwigowe w obiekcie.

Magazyn świeżego paliwa, w którym przechowywane było paliwo MR-6 dla reaktora MARIA oraz paliwo typu EK-10 (własność Akademii Górniczo-Hutniczej) został zlikwidowany w marcu 1997 r. Paliwo umieszczono w nowym magazynie, spełniającym wszelkie wymogi bezpieczeństwa.

## 2. REAKTOR MARIA

### 2.1 Ogólna charakterystyka reaktora MARIA

Wysokostromieniowy reaktor badawczy MARIA jest reaktorem typu basenowego chłodzonym wodą. Moderatorami są woda i beryl. W reaktorze wykorzystuje się wysokowzbogacone paliwo (80%  $^{235}\text{U}$ ) w postaci dyspersji  $\text{UAl}_x$  w Al, umieszczone w koszulce aluminiowej. Element paliwowy (sekcja paliwowa) w kształcie sześciu koncentrycznych rur, umieszczony jest w ciśnieniowym kanale typu Fielda. Rdzeń, który stanowią kanały paliwowe osadzone w blokach berylowych, wraz z reflektorem grafitowym zanurzony jest w basenie reaktora.

Z punktu widzenia konstrukcyjnego i parametrów fizycznych, rdzeń reaktora MARIA jest podobny do rdzenia rosyjskiego reaktora typu MR, pracującego od 1964 roku w Instytucie Energii Atomowej im. I.W. Kurczatowa w Moskwie. W odróżnieniu od reaktora MR, reaktor MARIA został wyposażony w kanały poziome do badań fizycznych oraz szereg kanałów pionowych do produkcji izotopów promieniotwórczych.

Dla nominalnej mocy reaktora, wynoszącej 30 MW, maksymalny strumień neutronów termicznych przekracza wartość  $3 \cdot 10^{18} \text{ n/m}^2\text{s}$ . Stosunek strumienia neutronów termicznych do strumienia neutronów prędkich w rdzeniu wynosi około 5, natomiast w reflektorze grafitowym jest większy od 10.

Reaktor MARIA został zbudowany w byłym Instytucie Badań Jądrowych w latach 1972÷1976. W latach 1977÷1985 eksploatowany był z mocą nominalną 20÷30 MW, a następnie wyłączony w celu modernizacji. W roku 1992 rozpoczął się ponowny rozruch i próbna eksploatacja reaktora.

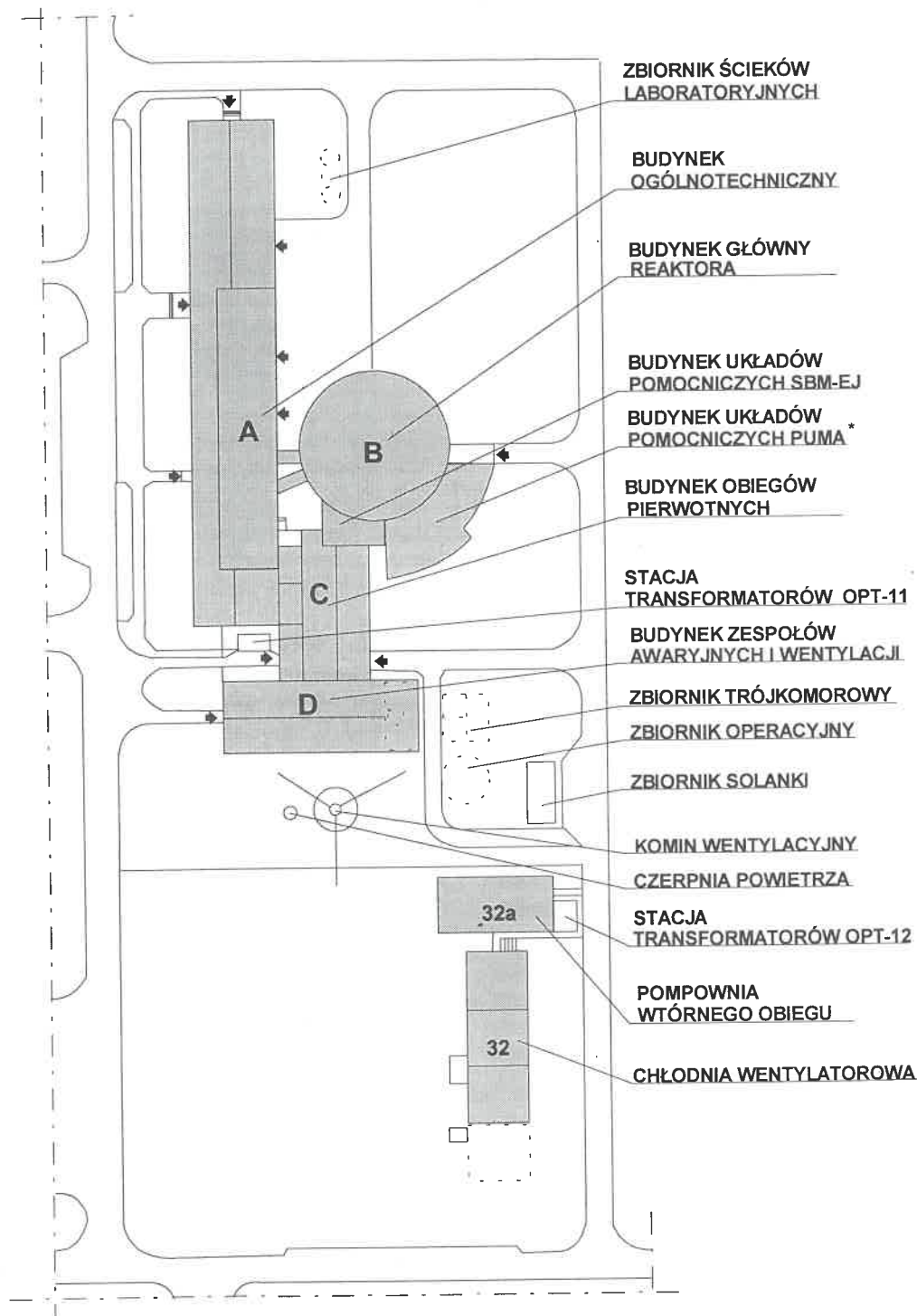
Reaktor MARIA będzie wykorzystywany do następujących celów:

- produkcji izotopów promieniotwórczych w pionowych kanałach reaktora dla potrzeb medycyny, biologii, przemysłu, itp.;
- badań materiałowych i technologicznych w urządzeniach sondowo-pętlowych;
- neutronowego domieszkowania materiałów półprzewodnikowych;
- neutronowej modyfikacji materiałów (np. nadprzewodników wysokotemperaturowych, barwienia kryształów topazu);
- prowadzenia badań fizycznych i technologicznych z wykorzystaniem wiązek neutronów z kanałów poziomych;
- produkcji znaczników promieniotwórczych oraz napromieniań dla celów autoradiografii;
- napromieniań materiałów tarczowych dla celów analizy aktywacyjnej i badań fizykochemicznych;
- eksperymentów z zakresu techniki reaktorowej, badań detektorów wewnątrzrdzeniowych oraz testowania aparatury i urządzeń energetyki jądrowej.

### 2.2. Opis obiektu

Obiekt reaktora MARIA został zaprojektowany jako zespół kilku budynków związanych ze sobą funkcjonalnie. Rozplanowanie obiektu pokazano na rys. 2.

- Przeznaczenie budynków jest następujące:
- w budynku A – laboratoryjno-technicznym znajdują się pomieszczenia administracyjne, laboratoryjne, sterownia reaktora MARIA, sterownia pętli i sond, urządzenia zasilania podstawowego i awaryjnego (rozdzielnie elektryczne i akumulatornie), warsztaty: mechaniczny i remontowy, hala przygotowania eksperymentów;
  - budynek B – jest głównym budynkiem obiektu, w którym zainstalowany jest reaktor z urządzeniami pomocniczymi takimi jak: basen przechowawczy, komora demontażowa



Rys. 2. Plan sytuacyjny obiektów reaktora MARIA

i komory izotopowe. Ponadto w budynku znajdują się: hala eksperymentów oraz pomieszczenia dla pętli i sond;

- w budynku C znajduje się pompownia pierwotnych obiegów chłodzenia oraz hala dekontaminacji i ekspedycji;
- w budynku D znajdują się urządzenia wentylacji technologicznej oraz urządzenia zasilania awaryjnego, tj. przetwornice maszynowe i agregaty prądotwórcze;
- budynek 32 stanowi chłodnia wentylatorowa wtórnego obiegu chłodzenia;
- w budynku 32a znajduje się pompownia wtórnego obiegu chłodzenia.

W rejonie budynków D i 32a zlokalizowane są podziemne zbiorniki ścieków niskoaktywnych: zbiornik trójkomorowy (A, B, C) i zbiornik operacyjny do zrzutu wody z obiegów basenu i kanałów paliwowych (rys. 2).

### 2.2.1. Obiekty pomocnicze

Komin wentylacyjny, połączony podziemnym czopuchem żelbetowym z wentylatornią wyciągową w budynku D, ma za zadanie rozpraszanie w otaczającej atmosferze powietrza usuwanego z pomieszczeń obiektu reaktora. Komin usytuowany jest na południe od budynku D; oś komina znajduje się w odległości 12 m od lica ściany budynku. Komin ma wysokość 60 m, a jego średnica wewnętrzna wynosi 1,20 m na wylocie.

We wschodniej części terenu, między ogrodzeniem Ośrodka, a budynkiem C i budynkiem 32a zlokalizowano zbiorniki zrzutowe, przeznaczone na magazynowanie wody zdemineralizowanej z basenu reaktora i ewentualnie z basenu przechowawczego. Dla zapewnienia grawitacyjnego spływu wody zbiorniki są osadzone głęboko w gruncie.

### 2.2.2. Układy wentylacji technologicznej

System wentylacji technologicznej ma podstawowe znaczenie w zakresie ochrony radiologicznej w obiekcie reaktora, zarówno w czasie normalnej eksploatacji, jak i w warunkach awaryjnych.

Dotyczy to szczególnie głównego budynku reaktora (budynek B) oraz budynku C, w których zlokalizowane są układy technologiczne. System wentylacji zapewnia utrzymanie odpowiedniego rozkładu podciśnień, zabezpieczając

przed niekontrolowanym wydostaniem się substancji promieniotwórczych do otoczenia.

System wentylacji technologicznej reaktora składa się z układów wyciągowo-nawiewnych zlokalizowanych w budynku D. Układy te zapewniają odpowiednią filtrację (filtry absolutne i jodowe) zarówno powietrza nawiewanego, jak i usuwanego do atmosfery, utrzymując przy tym odpowiedni rozkład podciśnień uwzględniający potencjalny i rzeczywisty stopień zagrożenia.

Generalną zasadą działania układu wentylacji technologicznej w obiekcie reaktora jest przepływ powietrza z pomieszczeń o niższym możliwym stopniu skażenia do pomieszczeń o wyższym stopniu skażenia.

W czasie normalnej eksploatacji system wentylacji technologicznej spełnia następujące funkcje:

- utrzymuje wymagane rozkłady podciśnień i zapobiega przedostawaniu się, na drodze dynamicznej, zanieczyszczeń (radioaktywnych gazów, pyłów i aerozoli oraz chemikaliów) z obszarów ich emisji do obszarów normalnie dostępnych dla personelu obsługi reaktora i urządzeń eksperymentalnych,
- utrzymuje w budynkach technologicznych podciśnienia około 5 mm H<sub>2</sub>O, uniemożliwiając niekontrolowane uwalnianie powietrza do atmosfery,
- odprowadza ciepło uwolnione z układów technologicznych,
- zapewnia ogrzewanie pomieszczeń oraz odpowiednią jego jakość w pomieszczeniach obsługi (temperatura, wilgotność, krotność wymiany),
- rozprasza powietrze wyrzucane do atmosfery za pośrednictwem komina.

W przypadku awarii system wentylacji technologicznej ogranicza wzrost nadciśnienia (zawór szybkozamykający odcinający nawiew do hali reaktora) w budynku reaktora.

Zmodernizowany układ wentylacji technologicznej budynku reaktora obejmuje:

- instalację nawiewną,
- instalację wyciągową główną,
- niezależną instalację wyciągową z komór izotopowych i komory demontażowej.

Ze względu na możliwość wystąpienia zagrożenia radiologicznego o różnym stopniu, budynek reaktora podzielono na następujące strefy o wzrastającej skali zagrożenia:

strefa 1 – hala eksperymentów,  
 strefa 2 – hala reaktora oraz zespół pomieszczeń technologicznych,  
 strefa 3 – pomieszczenia ścieków niskoaktywnych, średnioaktywnych i pomieszczenie dajników,  
 strefa 4 – dukt instalacyjny, pomieszczenia Wykrywania Nieszczelności Elementów Paliwowych (WNEP) i D2O, pomieszczenia pętli PUMA i Stanowiska Badawczo-Modelowego Elektrowni Jądrowej (SBM-EJ), przestrzenie pod pokrywami basenów: przechowawczego i reaktora,  
 strefa 5 – komory izotopowe i demontażowe.  
 Przyjmując powyższe założenia, przewidziano odpowiedni rozkład wartości podciśnień.

## 2.3. Konstrukcja i charakterystyki reaktora MARIA

### 2.3.1. Rdzeń reaktora

Rdzeń reaktora składa się z ciśnieniowych kanałów paliwowych, prętów regulacyjnych i matrycy złożonej z bloków berylowych. Wokół rdzenia umieszczone są bloki grafitowe spełniające rolę reflektora. Całość umieszczona jest w obudowie zwanej koszem. Kosz ten posadowiony jest na specjalnej podstawie umieszczonej na dnie basenu reaktora. Obok basenu reaktora znajduje się basen przechowawczy (paliwowy) przeznaczony głównie do okresowego przechowywania wypalonego paliwa i różnego rodzaju sond. Pełni on również rolę podwodnej drogi transportowej do komór gorących, a w szczególności do tzw. komory demontażowej. Baseny oddzielone są śluzą. Przekroje: poprzeczny i podłużny pokazane są na rysunkach 3 i 4.

W rdzeniu, w zależności od potrzeb, umieszczone są instalacje użytkowe, tj. kanały pionowe do produkcji izotopów promieniotwórczych oraz sondy i pętla. Ponadto, z matrycy grafitowej są wyprowadzone kanały poziome do badań na wiązках neutronów.

Dostęp do rdzenia uzyskuje się po zdjęciu górnych płyt osłonowych i przesunięciu wózka napędów. Na wózku tym zainstalowane są napędy wszystkich elementów regulacyjnych, w tym

również napędy ruchomych elementów paliwowych (REP-ów).

### 2.3.2. Paliwo reaktora

Elementy paliwowe reaktora umieszczone zostały w kanałach paliwowych.

Pod pojęciem „kanał paliwowy” należy rozumieć konstrukcję mechaniczną w formie rury Fielda i zaopatrzoną w element paliwowy. Kanał jest montowany w rdzeniu reaktora.

Elementem paliwowym lub sekcją paliwową nazywamy zestaw rur paliwowych wraz z konstrukcją wsporczą i elementami łączącymi. Element lub sekcja paliwowa wchodzi w skład kanału paliwowego. Element paliwowy pokazano na rys. 5.

Kanały paliwowe posiadają indywidualne podłączenia układu chłodzącego. Każdy kanał paliwowy posiada na wejściu i wyjściu oddzielne zawory odcinające, przepływającej pod ciśnieniem wody chłodzącej.

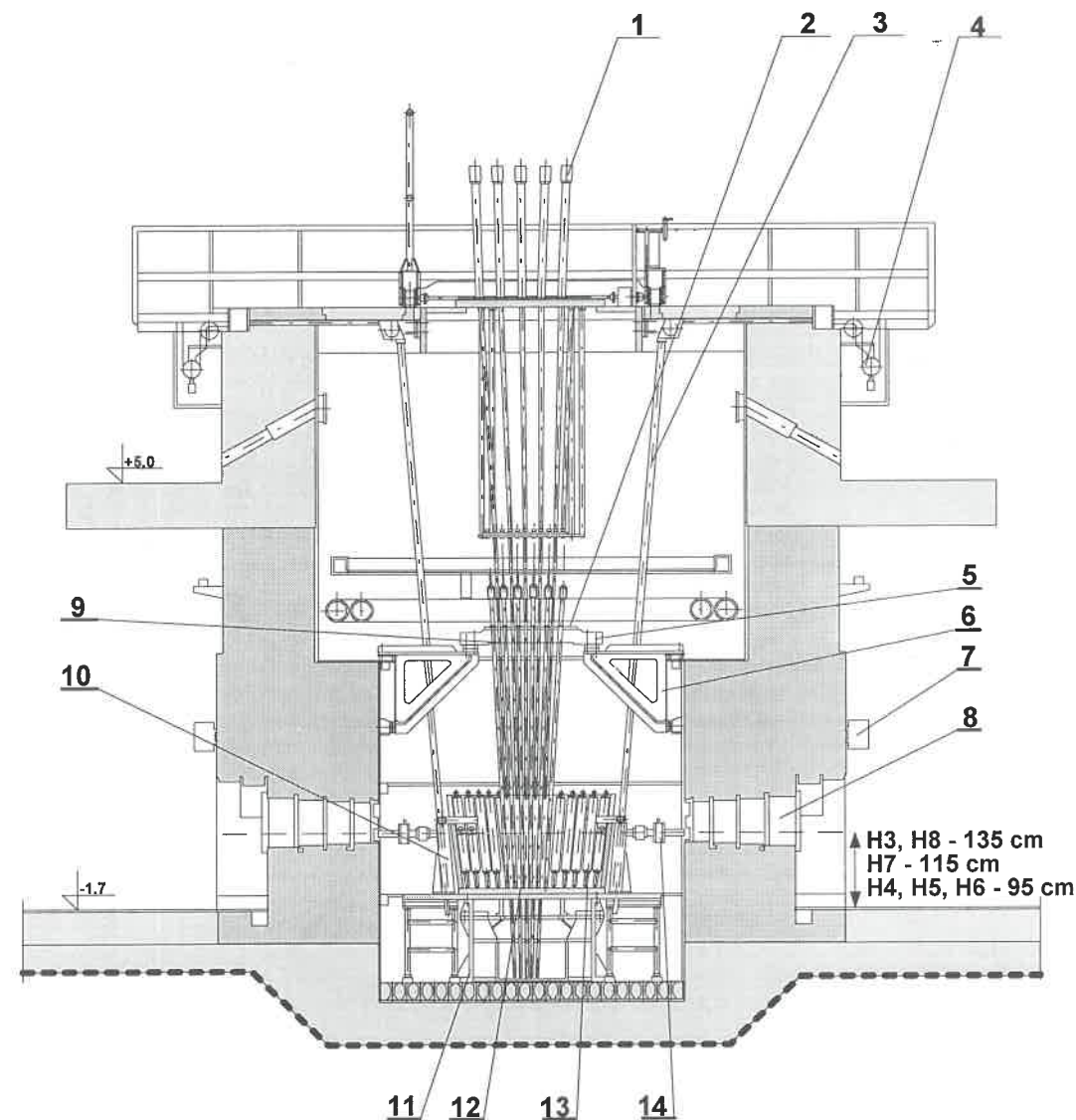
Element paliwowy składa się z sześciu koncentrycznych rur zawierających paliwo w postaci dyspersji  $UAl_x$  w matrycy aluminiowej, z uranem o wzbogaceniu 80% izotopem  $^{235}U$ . Paliwo o grubości 0,4 mm zawarte jest między koszulkami aluminiowymi o grubości 0,8 mm.

### 2.3.3. Pręty regulacyjne reaktora

Kanały prętów bezpieczeństwa i kompensacyjnych (PB, PK i PAR) umieszczone są w blokach berylowych, w otworach  $\varnothing 28$  mm, a mocowane są w odpowiednich gniazdach płyty montażowej.

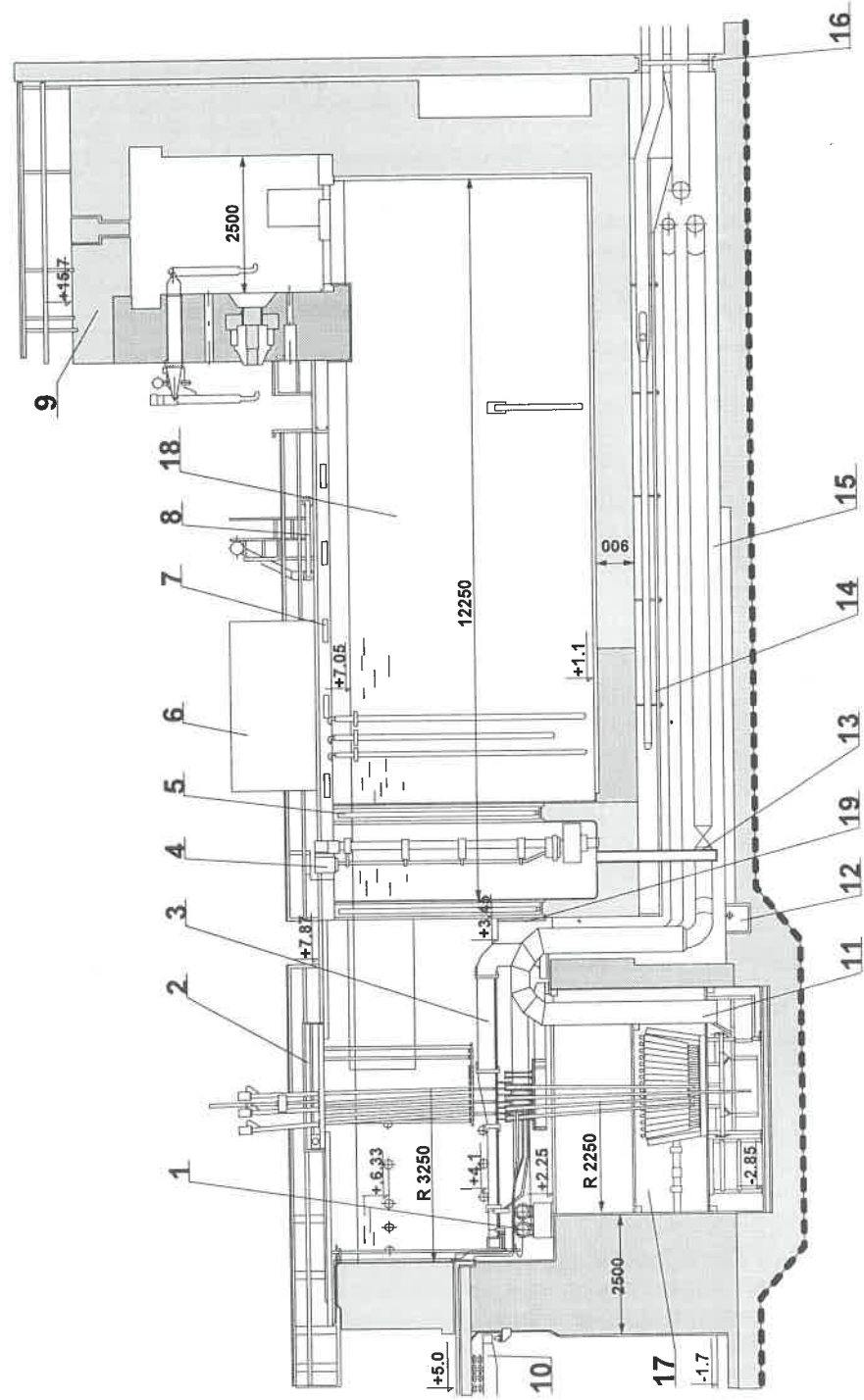
Elementy kontrolne (pręty bezpieczeństwa i regulacyjne) są przemieszczane w kanałach za pomocą napędów uniwersalnych typu linkowego stanowiących wraz z mechanizmem roboczym kanału regulacyjnego i kanałem regulacyjnym – zespół operacyjny. Konstrukcja napędów i kanałów dla wszystkich trzech rodzajów prętów jest jednakowa, co umożliwia najkorzystniejszy wybór funkcji pracy każdego z zainstalowanych prętów. Zmiana funkcji odbywa się przez przełączenie kabli na polu złącz, w stycznikowni.

Każdy napęd umieszczony jest na rurze wsporczej wykonanej ze stali 1H18N9T zamocowanej na wózku napędów, który w położeniu pracy ustawiony jest nad rdzeniem reaktora.



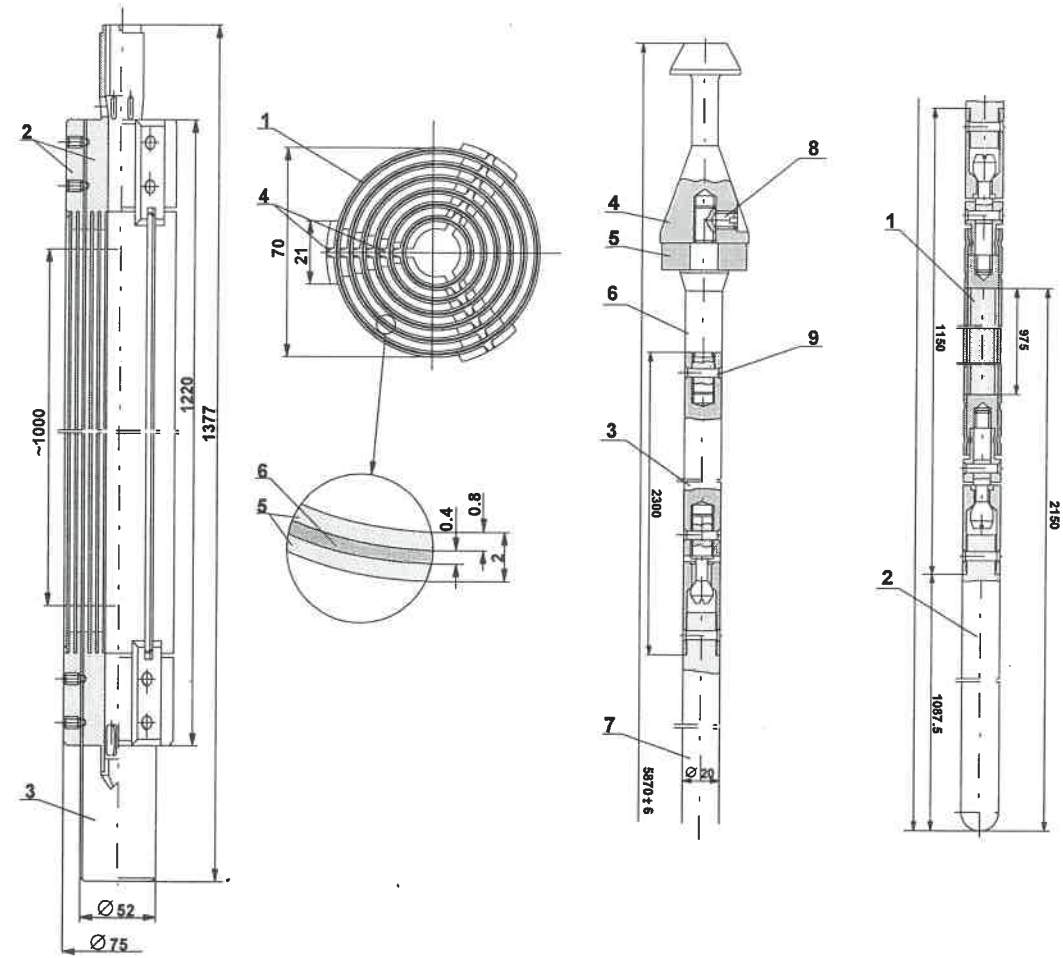
Rys. 3. Przekrój poprzeczny bloku reaktora

1 – napęd prętów regulacyjnych, 2 – płyta montażowa, 3 – kanał komory jonizacyjnej, 4 – napęd komory jonizacyjnej, 5 – konstrukcja wsporcza płyty, 6 – wspornik płyty, 7 – napęd zasuwy kanału poziomego, 8 – zasuwa kanału poziomego, 9 – kanał paliwowy, 10 – osłona komór jonizacyjnych, 11 – podstawa kosza, 12 – obudowa reflektora, 13 – bloki reflektora, 14 – kompensator kanału poziomego



Rys. 4. Przekrój podłużny bloku reaktora

1 – kolektor chłodzenia kanałów paliwowych, 2 – wózek napędów prętów regulacyjnych, 3 – kolektor chłodzenia basenu reaktora, 4 – przecinarka w służbie wodnej, 5 – gródź służby wodnej, 6 – boks osłonowy, 7 – kanał wentylacyjny basenu przechowawczego, 8 – przesuwnica, 9 – komora demontażowa, 10 – suwnica  $Q = 3,5 T$ , 11 – kolektor chłodzenia basenu reaktora, 12 – studzienka instalacji ścieków, 13 – rura do demontażu kanałów paliwowych, 14 – kanał wentylacyjny, 15 – dukt instalacyjny, 16 – przegroda, 17 – basen reaktora, 18 – basen przechowawczy, 19 – gródź stała



Rys. 5. Element paliwowy

1 – rury paliwowe, 2 – przewodnica rur paliwowych, 3 – rura do zawalcowania na konstrukcji nośnej, 4 – żebra dystansujące, 5 – koszulka, 6 – paliwo.

### 2.3.4. Matryca rdzenia i reflektor

Matryca rdzenia składa się z bloków berylowych, a reflektor z bloków grafitowych. Jedne i drugie mają tę samą geometrię, czyli wymiary zewnętrzne.

Bloki grafitowe są ściętymi ostrosłupami o podstawie kwadratowej z tym, że część z nich ma ścięte naroża.

Taki układ stożkowy pozwala na zainstalowanie nad rdzeniem znacznie większych gabarytowo elementów reaktora (napędy) i urządzeń doświadczalnych.

Bloki grafitowe są koszulkowane tj. osłonięte blachą aluminiową (2 mm). Ze względu na moż-

Rys. 6. Kanał i pręt regulacyjny

1 – pręt pochłaniający, 2 – wypełniacz, 3 – pręt, 4 – uchwyt, 5 – zderzak, 6 – łącznik, 7 – pręt, 8 – wkręt, 9 – kołek

liwość pracy bloku w temperaturze przekraczającej 800°C, grafit został odpowiednio przygotowany tj. odgazowany w próżni w temperaturze około 800°C i nasycony azotem. Szczelina między koszulką, a grafitem jest wypełniona azotem o ciśnieniu 0,01 MPa.

Niektóre bloki grafitowe posiadają również otwory w środku (na całej długości) w celu zainstalowania kanałów do produkcji izotopów promieniotwórczych.

Analogiczną geometrię mają bloki berylowe, z tym, że nie są one koszulkowane. Bloki te są wyposażone, podobnie jak bloki grafitowe, w nakładki: dolną (z nóżką) i górną (z główką pod uchwyt).

### 2.3.5. Kanały poziome

Wiązki neutronów wyprowadzane są z reaktora MARIA za pomocą 6 kanałów poziomych (H3, H4, H5, H6, H7 i H8). Kanały H3, H4, H6 i H8 mają początek w tzw. wielokrotnych blokach grafitowych.

Kanały poziome H5 i H7 mają zmodyfikowaną konstrukcję.

Kanały H3, H4, H7 i H8 są kanałami stycznymi do rdzenia, natomiast kanały H5 i H6 – promieniowymi.

W tabeli 1 zestawiono charakterystyki użytkowanych kanałów poziomych.

Tabela 1

#### Charakterystyka poziomych kanałów reaktora

Kanał	Położenie kanału	Średnica kanału, mm	Odległość osi kanału od podłogi hali, m
H3	Styczny	120	1,35
H4	Styczny	100	0,95
H5	Promieniowy	100	0,95
H6	Promieniowy (nie dochodzi do rdzenia)	100	0,95
H7	Styczny	100	1,15
H8	Styczny	150	1,35

Konstrukcyjnie, kanał poziomy składa się z trzech odcinków. Pierwszy jest rurą alumi-

niową wychodzącą z bloku grafitowego lub dochodzącą do bloku berylowego. Drugi jest rurą stalową przechodzącą przez wodę i zbiornik dolny. Trzeci odcinek kanału tworzą odpowiednio ustawione dyski osłonowe.

Połączenie rur aluminiowych ze stalowymi jest zrealizowane na zasadzie zacisku obwodowego, doszczelniającego specjalną uszczelkę aluminiową.

### 2.3.6. Kanały izotopowe i poczta hydrauliczna

Do napromieniania materiałów tarczowych w reaktorze MARIA wykorzystuje się pionowe kanały izotopowe, wyprowadzone z rdzenia ponad poziom płyty montażowej. Kanały te mogą być umieszczone w dowolnych pozycjach reflektora grafitowego i w niektórych miejscach bloków berylowych. Dodatkowo istnieje możliwość napromieniania materiałów tarczowych w przestrzeni tzw. wypełniaczy kanałów paliwowych (część centralna elementu paliwowego).

Typowy zasobnik ma kształt walca o długości 100 mm, co pozwala na umieszczenie w jednym kanale 10 zasobników; w praktyce wykorzystuje się jednak 6 centralnych pozycji do napromieniania, ze względu na odpowiednio wysoki strumień neutronów.

Chłodzenie zasobników w kanałach izotopowych jest zapewnione dzięki wymuszonemu przepływowi wody obiegu chłodzenia, a także wody basenu – przez perforacje w ściankach bocznych i dnie kanału. Konstrukcja kanału gwarantuje, że opory hydrauliczne przepływu wody przez pusty kanał izotopowy są nie mniejsze niż opory przepływu w szczelinach między blokami berylowymi i grafitowymi.

Operacje załadunku i wyładunku materiałów tarczowych ze zwykłych kanałów do napromieniania można prowadzić jedynie przy wyłączonym reaktorze i odsuniętym tzw. wózku napędów. Jest to istotna niedogodność przy produkcji izotopów krótko- i średniożyciowych oraz takich, przy których wymagana jest określona aktywność właściwa produktu.

W celu umożliwienia operacji przeładunkowych podczas pracy reaktora, zainstalowana jest wielokanałowa poczta hydrauliczna. Część rdzeniową poczty stanowią kanały poczty.

Kanał poczty jest rurą typu Fielda, w której odbywa się napromienianie zasobników z materiałami tarczowymi. Średnice zasobników do poczty hydraulicznej wynoszą 25 mm, a długości – do 70 mm.

Odbiór ciepła z zasobników odbywa się na zasadzie przewodzenia i konwekcji wymuszonej różnicą ciśnień nad i pod matrycą berylową.

### 2.3.7. Charakterystyka cieplno-przepływowa

#### 2.3.7.1. Temperatury elementów paliwowych

W tabeli 2 przedstawione są podstawowe parametry charakterystyki cieplno-przepływowej elementu paliwowego.

Spadek ciśnienia przy przepływie wody chłodzącej przez poszczególne odcinki układu chłodzenia i przez kanał paliwowy podane są w tabeli 3. Podane wartości zostały wyznaczone doświadczalnie dla typowego kanału. Wartości podane w tabeli zostały przeliczone do nominalnego natężenia przepływu chłodziwa w kanale – 29 m<sup>3</sup>/h.

Moc cieplna wydzielana w elemencie wynosi 2,2 MW przy temperaturze wody chłodzącej na wejściu, wynoszącej 40°C, oraz około 116°C – na wyjściu z elementu paliwowego. Maksymalna temperatura koszulki elementu paliwowego wynosi 134,6°C; wartość ta jest w bardzo dobrej zgodności z wynikami obliczeń ( $T_{k, \max} = 135,3^{\circ}\text{C}$  – dla mocy kanału 2,2 MW).

Tabela 2

#### Charakterystyka cieplno-przepływowa kanału paliwowego

Parametr	Wartość
Chłodziwo – woda zdemineralizowana	–
Dopuszczalna prędkość chłodziwa w szczelinach między rurami elementu paliwowego, nie większa od	9 m/s
Temperatura chłodziwa na wejściu	30 ÷ 50°C
Maksymalna temperatura ścianki elementu paliwowego z uwzględnieniem współczynników niepewności uwarunkowanych niedokładnością wymiarów i składu materiałowego	180°C
Wrzenie powierzchniowe	nie dopuszcza się
Maksymalny strumień ciepła	3,5 MW/m <sup>2</sup>
Maksymalne ciśnienie chłodziwa w kolektorze: – zasilającym – odprowadzającym	1,7 MPa 1,1 MPa

Tabela 3

#### Spadek ciśnienia w kanale paliwowym z podłączeniami

Lp.	Odcinek układu chłodzenia	Spadek ciśnienia, MPa	Temperatura wody, °C
1	Od kolektora rozdzielczego do kanału paliwowego	0,09	40
2	W kanale paliwowym	0,46	75
3	Od kanału paliwowego do kolektora zbiorczego	0,12	110
4	Między kolektorami (zasilającym i odprowadzającym)	0,67	–



### 2.3.7.2. Temperatury bloków berylowych i grafitowych

Maksymalna temperatura w nienapromienionym bloku berylowym, sąsiadującym z czterema kanałami paliwowymi, wynosi około 130°C – przy temperaturze wody w basenie 40°C. Napromienianie bloków berylowych neutronami prędkimi powoduje pogorszenie przewodności cieplnej berylu, a tym samym wzrost temperatury maksymalnej. W blokach, które były napromienione do fluencji neutronów prędkich równej  $2 \cdot 10^{26}$  n/m<sup>2</sup>, maksymalna temperatura może osiągnąć 170°C.

Odbiór ciepła z bloków grafitowych jest utrudniony ze względu na pokrycie bloków koszulkami aluminiowymi. Przewodzenie ciepła do chłodziwa odbywa się poprzez szczelinę wypełnioną azotem pod ciśnieniem 0,1 ata oraz przez stykające się z grafitem wgniecenia w koszulce aluminiowej. Ze względu na odsunięcie reflektora grafitowego od paliwa, obciążenia radiacyjne (pogarszające przewodność cieplną grafitu), jak i ciepłe w graficie są względnie małe.

W przypadku bloków grafitowych nienapromienionych, maksymalna temperatura na powierzchni bloku wynosi około 270°C, natomiast dla bloku napromienionego neutronami do fluencji  $1,5 \cdot 10^{26}$  n/m<sup>2</sup>, temperatura na powierzchni może wzrosnąć do ok. 420°C. W reaktorze MARIA dopuszczalne fluencje neutronów prędkich są o dwa rzędy niższe.

## 3. PRZECHOWALNIK WYPALONEGO PALIWA JĄDROWEGO – OBIEKT 19

### 3.1. Wstęp

W obiekcie 19 przechowywane jest paliwo EK-10 uzyskane w pierwszych latach eksploatacji reaktora EWA. W pierwszym okresie eksploatacji reaktora EWA w latach 1958 – 1967, uzyskano 2594 elementy wypalone typu EK-10, które były przechowywane w schronie przy reaktorze. Dzięki pracom adaptacyjnym, wykonanym w obiekcie 19, w li-

pcu 1968 roku wypalone paliwo EK-10 zostało przetransportowane do zbiorników przechowawczych w tym obiekcie i tam przebywa do dnia dzisiejszego.

### 3.2. Przeznaczenie obiektu 19

Obiekt 19 został zbudowany w 1958 roku w ramach ogólnego przedsięwzięcia inwestycyjnego związanego z budową reaktora EWA. Głównym elementem tej budowli jest betonowy korpus zlokalizowany w ziemi, w którym są cztery komory przechowawcze zakrywane betonowymi pokrywami osłonowymi. Nad korpusem betonowym w części naziemnej zainstalowana jest suwnica belkowa, wsparta na żelbetowej konstrukcji. Obiekt ten nie posiadał żadnej obudowy zewnętrznej, a był jedynie ogrodzony siatką.

Zgodnie z ogólną technologią eksploatacji reaktora, obiekt 19 przewidziany był jako suchy przechowalnik dla długoterminowego przechowywania stałych odpadów radioaktywnych następującego pochodzenia:

- odpady związane z eksploatacją komór gorących (wszelkiego rodzaju jednorazowe opakowania materiałów tarczowych napromienionych w reaktorze, materiały użyte do dekontaminacji komór, nie wykorzystane napromienione materiały tarczowe itp.);
- zużyte elementy mechaniczne i złoża filtrów stosowanych w pierwotnym obiegu chłodzenia reaktora;
- zużyte wsady filtrów wentylacji technologicznej;
- aktywowane elementy konstrukcyjne usuwane z rdzenia reaktora (np. zużyte komory jonizacyjne, kanały izotopowe, itp.);
- uszkodzone, opakowane kasety z elementami paliwowymi.

W praktyce, w pierwszych latach eksploatacji reaktora użytkowanie obiektu 19 ograniczało się do wykorzystania komór przechowawczych 1 i 4, w których gromadzono odpady stałe związane z użytkowaniem komór gorących.

W czasie uruchomienia reaktora EWA w 1958 roku jedynym miejscem przystosowanym do okresowego przechowywania paliwa wypalonego

był schron paliwowy przy reaktorze. Schron pełnił funkcję przechowalnika do wstępnego „schładzania” paliwa wyładowanego z reaktora. W celu stworzenia warunków do bezpiecznego przechowywania wypalonego paliwa, uzyskiwanego w trakcie bieżącej eksploatacji reaktora, w 1965 roku podjęto działania techniczne mające na celu przystosowanie obiektu 19 do długoterminowego przechowywania wypalonego paliwa typu EK-10. Do istotniejszych zmian należy zaliczyć:

- modyfikację pokryw osłonowych zamakających komory przechowawcze 2 i 3;
- wykonanie i zainstalowanie w komorach 2 i 3 specjalnych zbiorników (wykonanych z PA2) z separatorami do przechowywania paliwa EK-10 pod osłoną wody.

Po dokonaniu modyfikacji obiektu 19, w lipcu 1968 roku przetransportowano wszystkie wypalone elementy EK-10 ze schronu przy reaktorze, do zbiorników przechowawczych w komorach 2 i 3.

W 1970 roku wykonano dodatkowe zabezpieczenie obiektu 19 (obudowę zewnętrzną) w postaci lekkiej konstrukcji budowlanej, która zapewnia ochronę przed czynnikami atmosferycznymi oraz stanowi element ochrony fizycznej obiektu.

W związku z wyłączeniem reaktora EWA z ruchu, które nastąpiło 24 lutego 1995 roku zmienił się zakres dotychczasowego wykorzystania obiektu 19. Powstałe w okresie eksploatacji reaktora odpady stałe, pochodzące z komór gorących, a przechowywane w komorach przechowawczych 1 i 4 zostały przekazane w kwietniu 1996 roku do Zakładu Doświadczalnego Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych (ZDUOP). Opróżnione komory 1 i 4 będą wykorzystane do następujących celów:

- w komorze 4 gromadzone będą w celu wstępnego „schłodzenia” odpady stałe związane z eksploatacją komór gorących reaktora MARIA;
- w komorze 1 po dokonaniu jej modernizacji, gromadzone będą elementy konstrukcyjne pochodzące z demontażu reaktora EWA (dotyczy to bloków berylowych lub aktywowanych elementów konstrukcyjnych rdzenia przeznaczonych do badań wytrzymałościowych).

### 3.3. Lokalizacja

Przechowalnik wypalonego paliwa jądrowego typu EK-10 (obiekt 19) zlokalizowany jest w południowo-zachodniej części Ośrodka Świerk w bliskim sąsiedztwie reaktora EWA. Przechowalnik położony jest w odległości ok. 20 m na wschód od drogi nr 13 stanowiącej część obwodnicy okalającej Ośrodek. Między przechowalnikami a tą drogą znajduje się asfaltowy podjazd szerokości 3,5 m.

### 3.4. Konstrukcja budowlana

Pod względem budowlanym obiekt 19 składa się z czterech zasadniczych elementów: korpusu betonowego, studzienki wentylacyjnej, estakady suwnicy i obudowy zewnętrznej. Trudności związane z eksploatacją urządzeń dźwigowych, nie zabezpieczonych przed wpływami czynników atmosferycznych, wpłynęły na konieczność wykonania trwałej obudowy obiektu.

### 3.5. Podstawowe węzły technologiczne

#### 3.5.1. Zbiorniki przechowawcze z wyposażeniem

Zbiorniki przechowawcze służą do utrzymywania wypalonego paliwa jądrowego pod osłonową warstwą wody. Wypalone paliwo EK-10 przechowywane jest w dwóch takich zbiornikach zlokalizowanych w komorach 2 i 3. Zbiorniki, jak i wszystkie elementy jego wyposażenia, wykonane są ze stopu aluminium z gatunku PA2. Płaszcz boczny zbiornika o kształcie walca zwinięty jest z arkusza blachy o grubości 6 mm i zespalany spoiną czółową. Płaszcz połączony jest z płaskim kolistym dnem grubości 12 mm od wewnątrz i od zewnątrz dwiema obwodowymi spoinami pachwinowymi. Całość konstrukcji została sprawdzona na szczelność. Odpowiednią geometrię usytuowania elementów paliwowych zapewniają ustawione na dnie zbiorników separatory.

#### 3.5.2. Pokrywy osłonowe

Wszystkie komory przechowalnika posiadają zamknięcia w postaci stalowo-betonowych po-

kryw. Zamknięcia te spełniają trzy podstawowe funkcje:

- stwarzają odpowiednią osłonę przed promieniowaniem jonizującym, wysyłanym z aktywowanych materiałów przechowywanych w komorach;
- uniemożliwiają wydostawanie się skażeń promieniotwórczych z wnętrza komór;
- stanowią jedną z barier zabezpieczenia fizycznego materiałów radioaktywnych.

Komory 2 i 3 zaopatrzone zostały w nowe pokrywy spełniające wymagania związane z przechowywaniem paliwa jądrowego. W pokrywach tych przewidziano po dwa otwory technologiczne. Jeden otwór przystosowany jest do ustawienia w nim osłonowego pojemnika transportowego na wypalone paliwo jądrowe, natomiast drugi służy do wykonywania manipulacji z paliwem pod osłonową warstwą wody. Obrzeża otworów technologicznych w pokrywach posiadają gniazda pod uszczelki gumowe. Uszczelki te dociskane są kołnierzaami korków wstawianych w odpowiednie otwory.

### 3.5.3. Wentylacja

Komory przechowawcze w obiekcie 19 podłączone są do wyciągowej wentylacji technologicznej systemu W-4.

Zgodnie z danymi technicznymi całkowita wydajność systemu wentylacji wyciągowej z obiektu 19 oszacowano na około 100 m<sup>3</sup>/h. Ponieważ system wentylacji wyciągowej podłączony jest równolegle do czterech komór przechowawczych, stąd wydajność dla jednej komory wynosi ok. 25 m<sup>3</sup>/h. Powietrze wyciągane z obiektu 19 (system W-4) kierowane jest do komina wentylacyjnego reaktora EWA i tam kontrolowane jest przez stacjonarny system dozymetryczny. Kontrola obejmuje:

- pomiar globalny aktywności gazów usuwanych przez komin (detektor scyntylacyjny współpracujący z integratorem ZDI-2) – tor pomiarowy PP-38;
- pomiar globalny aktywności gazów usuwanych przez komin, z wykorzystaniem przepływowej komory jonizacyjnej współpracującej z elektrometrem VAJ-51 – tor pomiarowy PP-39;

- pomiar globalny aktywności pyłów usuwanych przez komin – tor pomiarowy PP-29.

Wyniki pomiarów z wyżej wymienionych torów pomiarowych rejestrowane są w sposób ciągły. Ponadto prowadzone są pomiary laboratoryjne spektrometryczne (w cyklu miesięcznym) filtrów z toru pomiarowego PP-29, kontrolującego zanieczyszczenia powietrza (pyły i aerozole) uwalnianego przez komin do atmosfery.

### 3.5.4. Układ wodno-kanalizacyjny

Obiekt 19 nie posiada instalacji wody technicznej ani kanalizacji sanitarnej. Ubytki wody (odparowanie) w zbiornikach przechowawczych z paliwem jądrowym uzupełniane są wodą zdemineralizowaną.

Wokół obiektu 19 przebiega instalacja drenażowa, której zadaniem jest obniżenie poziomu wód gruntowych w obszarze komór przechowawczych.

### 3.5.5. Urządzenia transportowe

Podstawowym urządzeniem transportowym w obszarze przechowalnika jest suwnica o udźwigu 10 ton.

Do przemieszczania elementów paliwowych między zbiornikami przewidziany jest osłonowy pojemnik transportowy. Pojemnik składa się z cylindrycznego, osłonowego korpusu, wiadra transportowego, zespołu napędowego wiadra oraz układu zasilania i sterowania napędem.

## 3.6. Technologia obiektu

### 3.6.1. Warunki przechowywania elementów paliwowych typu EK-10

Przechowywanie wypalonych elementów paliwowych w sposób bezpieczny wymaga spełnienia następujących warunków:

- zapewnienie odbioru ciepła generowanego w paliwie;
- utrzymanie hermetyczności koszulek elementów paliwowych;
- zapewnienie odpowiedniej geometrii rozmieszczenia elementów paliwowych EK-10 w zbiornikach przechowawczych stwarzającej układ głęboko podkrytyczny we

wszystkich realistycznych warunkach eksploatacyjnych;

- zapewnienie odpowiedniej osłonowości przed promieniowaniem jonizującym przy manipulacji w obszarze zbiorników z paliwem.

W obiekcie 19 przyjęty został wariant przechowywania prętów paliwowych typu EK-10 w środowisku wodnym. Posiada on podstawową zaletę łatwej dostępności i operowania tymi prętami. Z drugiej jednak strony utrzymanie wypalonego paliwa jądrowego w środowisku wodnym naraża jego konstrukcję na większe skutki korozji niż w przypadku, gdyby paliwo utrzymywane było np. w środowisku gazu obojętnego. Bezpośrednim elementem utrzymującym poszczególne pręty jest specjalne wiaderko przechowawcze. Pręty zajmują w wiaderku położenie pionowe i opierają się na jego perforowanym dnie. Poszczególne wiaderka rozmieszczone są w gniazdach separatora ustawionego na dnie zbiornika przechowawczego. W separatorze można przechowywać 2750 prętów paliwowych typu EK-10 (po 50 szt. w gnieździe).

W przechowalniku 19 paliwo EK-10 przechowywane jest w dwóch przystosowanych do tego komorach wyposażonych w zbiorniki wodne i separatory. W komorze 2 przechowywanych jest 2516 sztuk prętów EK-10, a w komorze 3 znajduje się 78 sztuk prętów. Uwzględniając pojemność jednego separatora widać, że istnieje możliwość umieszczenia całego paliwa w jednej komorze.

Utrzymywanie paliwa w środowisku wodnym wystawia jego aluminiową koszulkę na agresywne działanie jonów obecnych w wodzie. Dla zminimalizowania intensywności procesu korozji wżerowej koszulek i aluminiowego zbiornika stosuje się wodę o odpowiednich parametrach chemicznych gwarantujących minimalną agresywność. Przy doborze tych parametrów kierowano się zaleceniami podawanymi przez producenta paliwa. Jakość wody w zbiornikach przechowawczych w obiekcie 19 jest porównywalna z jakością wody w pierwotnym obiegu chłodzenia reaktora EWA.

W czasie eksploatacji przechowalnika 19 przewiduje się okresowe czynności wymagające zdjęcia betonowych korków osłonowych. W takim przypadku należy zapewnić odpowiednią osłonowość przed promieniowaniem

pochodzącym z produktów rozszczepienia zawartych w paliwie. Osłonowość tę zapewnia warstwa wody znajdująca się nad elementami paliwowymi, której maksymalna grubość wynosi około 1600 mm.

### 3.6.2. Nadzór nad warunkami przechowywania paliwa

Wypalone paliwo jądrowe typu EK-10 składowane w obiekcie 19 jak również warunki tego składowania podlegają okresowej kontroli. Kontrole przeprowadzane są z częstotliwością raz na miesiąc, a w ich zakres wchodzi następujące czynności:

- pomiar poziomu promieniowania jonizującego na powierzchni płyt przykrywających komory z wypalonym paliwem,
- sprawdzanie poziomu wody w zbiornikach przechowawczych,
- pobór próbek wody ze zbiorników przechowawczych.

Pobrane próbki wody poddawane są badaniom chemicznym i dozymetrycznym. Celem tych badań jest sprawdzenie czy parametry wody nie odbiegają od wymagań oraz czy nie nastąpiło rozszczelnienie któregoś z elementów paliwowych. Hermetyczność koszulek elementów paliwowych potwierdza się pośrednio na podstawie pomiaru stężenia produktów rozszczepienia zawartych w wodzie. Pomiar wykonuje się metodą spektrometrii gamma. Statystyka wieloletnich pomiarów stężenia tych radionuklidów w wodzie pozwala na przybliżoną ocenę, czy nie nastąpiło rozszczelnienie koszulek elementów paliwowych.

#### 3.6.2.1. Kontrola parametrów radiologicznych wody

Woda w zbiornikach przechowawczych 2 i 3 podlega okresowym pomiarom dozymetrycznym. Zakres tych pomiarów jest następujący:

- pomiary metodą spektrometrii gamma;
- pomiary globalnej aktywności izotopów beta-promieniotwórczych (kalibracja <sup>40</sup>K) i zawartości <sup>3</sup>H;
- pomiary globalnej aktywności izotopów alfa-promieniotwórczych (kalibracja <sup>239</sup>Pu).

Podczas wieloletniej eksploatacji próbki wody pobierane były w stałej geometrii z warstwy powierzchniowej. Od stycznia 1996 roku pobieranie próbek wody odbywa się z dolnych warstw zbiornika (0,5 m od dna). Pomiar spektrometryczne próbek wody ze zbiorników 2 i 3 są przeprowadzane regularnie od maja 1983 roku. Uzyskane wyniki przedstawiają się następująco:

- dla zbiornika 2 stężenie  $^{137}\text{Cs}$  zawiera się w przedziale  $3,0 \cdot 10^2 \text{ Bq/l}$  do  $1,4 \cdot 10^3 \text{ Bq/l}$ ;
- dla zbiornika 3 stężenie  $^{137}\text{Cs}$  zawiera się w przedziale  $1,0 \cdot 10^2 \text{ Bq/l}$  do  $1,8 \cdot 10^3 \text{ Bq/l}$ .

Dodatkowe, selektywne pomiary dozymetryczne wody ze zbiornika 2 przeprowadzone w maju 1994 roku wykazały obecność  $^3\text{H}$  na poziomie  $7,0 \cdot 10^4 \text{ Bq/l}$  oraz  $^{90}\text{Sr}$  na poziomie  $34 \text{ Bq/l}$ . Całkowita aktywność izotopów alfa-promieniotwórczych  $<1 \text{ Bq/l}$  oraz całkowita aktywność izotopów betapromieniotwórczych ok.  $500 \text{ Bq/l}$ .

Począwszy od lutego 1995 roku wykonywane są regularne pomiary próbek wody na zawartość  $^{90}\text{Sr}$ . Ponowne pomiary spektrometryczne (na zawartość izotopów alfa-promieniotwórczych) próbek wody pobranych ze zbiorników przechowawczych 2 i 3 w dniu 29.01.96 wykazały, że aktywność wody jest mniejsza od  $1 \text{ Bq/l}$  (poniżej dolnej granicy zakresu pomiarowego), zaś stężenie trytu nie ulega praktycznie zmianie.

#### 3.6.2.2. Zachowanie się wypalonych elementów typu EK-10 w basenach wodnych

Przyjęta dla przechowalników technologia postępowania z wypalonym paliwem zakłada okresową filtrację wody przy wykorzystaniu przewoźnego filtra jonitowego. Proces ten uniemożliwił prowadzenie jakichkolwiek pomiarów porównawczych dla różnych typów paliwa ze względu na wymieszanie wody w całej objętości zbiornika oraz na różną częstotliwość filtracji. W sposób systematyczny prowadzi się natomiast okresowe pomiary aktywności właściwej próbek wody ze wszystkich basenów wodnych, w których przechowuje się wypalone paliwo jądrowe. Próbki wody pobierane były z warstwy powierzchniowej. Wyniki pomiarów przeprowadzonych w okresie ostatnich trzech lat dotyczyły basenów przechowawczych paliwa MR- 6,

WWR-SM, WWR-M2 i EK-10. Wynika z nich, że stężenia  $^{137}\text{Cs}$  w przechowalniku elementów paliwowych EK-10 należą do najniższych. W ramach bieżącej kontroli parametrów radiologicznych wody w zbiornikach przechowawczych wykonywano systematycznie pomiary próbek wody. Wyniki pomiarów stężenia nuklidów promieniotwórczych w wodzie zbiorników przechowawczych z paliwem, uzyskiwane w czasie wieloletniej kontroli nie wykazują wzrostu emisji produktów rozszczepienia. Jednakże, nie mogą one stanowić podstawy do oceny skutków korozji koszulek elementów paliwowych przechowywanych w wodzie. Do tej pory nie przeprowadzono w IEA badań nad procesami korozji wypalonego paliwa, przechowywanego w środowisku wodnym. Brak zatem kryteriów, które stanowiłyby podstawę do określenia parametrów granicznych, skłaniających do podjęcia działań interwencyjnych. Ustala się tymczasowo (do momentu opracowania metod detekcji szczelności elementów paliwowych) próg poziomu interwencji w odniesieniu do kontrolowanych parametrów radiologicznych wody w zbiornikach przechowawczych z paliwem. Działania interwencyjne są niezbędne jeżeli, aktywność właściwa wody w zbiornikach przechowawczych (w odniesieniu do  $^{137}\text{Cs}$ ) wzrośnie 10-krotnie w stosunku do wartości statystycznych, uzyskiwanych w czasie wieloletniej kontroli (dotychczasowa maksymalna aktywność  $^{137}\text{Cs}$  nie przekroczyła  $1,8 \cdot 10^3 \text{ Bq/l}$ ).

Dodatkowymi sygnałami świadczącymi o wzmożeniu procesów korozji koszulek elementów paliwowych, będą zmiany parametrów chemicznych wody w zbiornikach przechowawczych (wystąpi wzrost przewodności i pH).

#### 3.6.2.3. Kontrola parametrów chemicznych wody

Pobierane okresowo próbki wody ze zbiorników, w których przechowywane są wypalone elementy paliwowe, poddawane są badaniom chemicznym. Wymagana jakość wody w zbiornikach przechowawczych utrzymywana jest dzięki okresowemu filtrowaniu. Do filtrowania używa się przewoźnego filtra jonitowo-mechanicznego. Od momentu wyłączenia reaktora

EWA z eksploatacji, filtr przewoźny używany jest wyłącznie do filtrowania wody w zbiornikach przechowalników paliwa. Naturalne ubytki wody w zbiornikach (ok. 10 litrów na tydzień) powstałe na skutek odparowania, uzupełniane są okresowo ze zbiorników zapasu wody zdemineralizowanej, zlokalizowanych na hali reaktora EWA.

W dotychczasowej eksploatacji przechowalników, próbki wody do badań radiologicznych i chemicznych pobierane były z górnej warstwy zbiorników przechowawczych. W styczniu 1996 roku wprowadzono nową metodę pobierania próbek w ustalonej geometrii na wysokości 0,5 m od dna zbiornika.

#### 3.6.2.4. Kontrola paliwa przez inspektorów MAEA

Na podstawie porozumień międzynarodowych o nieprolifracji broni jądrowej oraz zgodnie z dokumentem, w którym zawarte są zasady ewidencji i kontroli materiałów jądrowych, obiekt 19 poddawany jest okresowym inspekcjom. Inspekcje przeprowadzane są przez inspektorów MAEA przy udziale naczelnika wydziału nieprolifracji Państwowej Agencji Atomistyki oraz inspektorów Państwowego Inspektoratu Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej.

## 4. PRZECHOWALNIK WYPALONEGO PALIWA JĄDROWEGO – OBIEKT 19A

### 4.1. Wstęp

W zbiorniku nr 2 przechowalnika 19A przechowywane są wypalone w reaktorze EWA elementy paliwowe typu WWR-SM oraz WWR-M2. Elementy tego typu wykorzystywane były począwszy od 1967 r. aż do zakończenia eksploatacji reaktora w 1995 r. Liczba przechowywanych zestawów paliwowych (w przeliczeniu na pojedyncze elementy paliwowe) wynosi 2540. Zbiornik nr 1 pozostaje pusty.

Przeprowadzone w ostatnich latach prace modernizacyjne, polegające głównie na wymianie wciągarki elektrycznej, naprawie filaru wsporczonego szyny jezdnej oraz wykonaniu specjalnego wózka, zabezpieczającego zbiornik nr 1

przed upadkiem ciężkiego pojemnika transportowego, umożliwiają wykorzystanie zbiornika nr 1 do przechowywania wypalonego paliwa MR z reaktora MARIA.

Stan wody w zbiorniku nr 2, a pośrednio – również stan przechowywanych elementów paliwowych kontrolowany jest poprzez okresowe pomiary dozymetryczne i chemiczne, analogicznie jak w obiekcie 19.

### 4.2. Opis techniczny

Obiekt 19A jest to obiekt wolnostojący o konstrukcji żelbetowej w części podziemnej i konstrukcji murowanej w części nadziemnej. Dach został wykonany jako konstrukcja monolityczna.

Powierzchnia zabudowy:	79,8 m <sup>2</sup>
Powierzchnia użytkowa:	87,0 m <sup>2</sup>
Kubatura:	560 m <sup>3</sup>

Za poziom 0,00 przyjęto poziom posadzki hali operacyjnej.

Przechowalnik 19A posiada dwa pomieszczenia.

W części podziemnej znajduje się pomieszczenie dla pomocniczych urządzeń takich jak filtr jonitowy z pompą (do oczyszczania wody w zbiornikach przechowawczych), oprzyrządowanie pomocnicze do manipulacji elementami paliwowymi, sygnalizacja świetlna działania wentylacji technologicznej obiektu. Pomieszczenie to wykorzystywane jest również do prób sprawności i dekontaminacji wiadra pojemnika transportowego. Wymiary pomieszczenia: 5,50 × 2,30 m.

W części nadziemnej znajduje się hala operacyjna. Pomieszczenie to przeznaczone jest głównie dla zbiorników na paliwo wypalone. Poza tym w pomieszczeniu znajdują się takie urządzenia jak: stanowisko rozładownicze dla pojemnika transportowego, wciąganie elektryczne o udźwigu 8 T, wentylatory lokalnego systemu wentylacji technologicznej. Wymiary hali operacyjnej: 12,0 × 6,0 m.

Właściwym przechowalnikiem paliwa wypalonego są dwa zbiorniki żelbetowe. Do ich ścian wewnętrznych przytwierdzona jest wykładzina z austenitycznej stali chromoniklowej 1H18N9T. Wymiary zbiorników są następujące:

– długość 3,0 m

- szerokość 2,7 m
- głębokość 5,5 m

Zbiorniki są wypełnione wodą, a elementy paliwowe umieszczone w pozycji pionowej w gniazdach specjalnych separatorów.

### 4.3. Konstrukcja zbiorników i osłony biologicznej

Ściany zbiorników o grubości 70 cm wykonano z betonu R<sub>w</sub> 170. Izolowane są dwoma warstwami juty i papy i obmurowane ścianką dociskową (do poziomu -3,50 m – z cegły 12 cm, powyżej tego poziomu – cegłą 6,5 cm). Komory zbiorników wyłożone są od wewnątrz blachą kwasoodporną o grubości 3 mm. Poszczególne arkusze blach wykładziny łączą się na podkładkach z tej samej stali, zakotwionych w betonie. W czasie spawania blach nastąpiło przetopienie w złączeniu z jednoczesnym wtopieniem w podkładkę, łącząc wykładzinę z konstrukcją betonową zbiorników. Osłonę biologiczną boczną stanowią betonowe ściany zbiorników, obsypane z zewnątrz skarpą ziemną. Górną osłonę biologiczną zapewnia warstwa wody w zbiornikach (poziom wypełnienia: 5,00 m).

### 4.4. Urządzenia przeładowcze

#### 4.4.1. Wciągnik pojemnika transportowego

Transport pojemnika osłonowego na trasie: naczepa transportowa – gniazdo rozładowcze (obrotnica transportowa) odbywa się za pomocą elektrowciągu szynowego o nośności 10 T produkcji polskiej, będącego pod nadzorem UDT w Warszawie.

#### 4.4.2. Stanowisko rozładowcze

Stanowisko rozładowcze umieszczone w ścianie betonowej grubości 2 m oddzielającej oba zbiorniki przechowalnika umożliwia bezpieczne opuszczenie wiaderka z elementem paliwowym do wybranego zbiornika. W górnej części stanowiska zamontowano płytę obrotową z gniazdem o średnicy 640 mm dla posadowienia pojemnika transportowego. Po zdjęciu pojemnika transportowego gniazdo jest zamykane pokrywą. Płyta została wykonana w postaci cylindrycznej konstrukcji spawanej, wypełnionej betonem. Spoczywa ona na 60 kulkach nośnych

o średnicy 30 mm, tworzących łożysko umożliwiające obrót płyty wraz z pojemnikiem transportowym tak, aby oś wiadra pojemnika znalazła się nad jednym z dwóch kanałów transportowych do zbiorników. Górny pierścień łożyska połączony z płytą obrotową posiada na części obwodu nacięty wieniec zębaty, współpracujący z napędem ręcznym, umożliwiającym obrót płyty w zakresie 180°. Gniazdo płyty obrotowej o konstrukcji stalowej umieszczone jest w podłodze hali operacyjnej przechowalnika w środku odległości między zbiornikami. Górna płaszczyzna płyty obrotowej znajduje się na poziomie podłogi hali.

Gniazdo płyty obrotowej łączy ze zbiornikami dwa identyczne kanały transportowe. Każdy z kanałów składa się z dwóch części. Część górną stanowi prosty odcinek rury Ø 245 mm ze stali 1H18N9T długości 1020 mm z przyspawanym na zewnątrz stożkowym korpusem wypełnionym ołowiem, tworzącym dodatkową osłonę przed promieniowaniem przy transporcie wypalonego elementu paliwowego. Grubość płaszczyzna ołowianego wynosi 10 cm. Część dolną stanowi łagodnie wygięty odcinek rury z wylotem przyspawanym do blach wykładzin zbiornika. U wylotów kanałów umieszczone są kosze rozładowcze, w których ustawiane jest wiadro pojemnika transportowego.

#### 4.4.3. Wyposażenie dodatkowe

- Wyposażenie dodatkowe stanowią:
- chwytak szczękowy do chwytania główki elementu paliwowego typu WWR-SM (WWR-M2);
  - chwytak szczękowy do chwytania główki elementu paliwowego typu MR-6;
  - chwytak szczękowy do chwytania leżących elementów paliwowych (używany w przypadku niepionowego ustawienia elementu);
  - chwytak widełkowy.

Wszystkie elementy wymienionych chwytaków wykonano ze stali austenitycznej.

### 4.5. Układy technologiczne i pomiarowe

#### 4.5.1. Układ wentylacji

W hali obiektu 19A zainstalowano dwa układy wentylacji wyciągowej:

- układ wentylacji ciągłej;
- układ wentylacji okresowej.

Wentylacja ciągła obiektu jest zapewniona przez system wentylatorów W4-A lub W4-B, pracujących w układzie wentylacji technologicznej reaktora EWA. Pracując przy zamkniętych pokrywach zbiorników przechowawczych zapewnia ona zabezpieczenie przed uwalnianiem aktywnych gazów i aerozoli do hali operacyjnej obiektu. Przy objętości przestrzeni powietrznej nad zbiornikami wynoszącej ok. 8 m<sup>3</sup> i założonej krotności wymiany powietrza ok. 10/h łączny wydatek powietrza wynosi 80 m<sup>3</sup>/h. W praktyce system W4 zapewnia wydatek ok. 100 m<sup>3</sup>/h, z możliwością jego regulacji.

Układ wentylacji okresowej stanowią dwa wentylatory FKL35 napędzane silnikami elektrycznymi SZJc24a o mocy 1,5 kW i wydatku 5000 m<sup>3</sup>/h każdy, wraz z układem przewodów wentylacyjnych, przepustnic i wyrzutni dachowych. Zasadniczą funkcją układu wentylacji okresowej jest zapewnienie zabezpieczenia przed uwalnianiem aktywnych gazów i aerozoli do hali operacyjnej przy otwartych pokrywach zbiorników. W przypadku wystąpienia niesprawności wentylatorów systemu W4, wentylatory FKL35 stanowią układ rezerwowi.

#### 4.5.2. Układ zasilania elektrycznego i sygnalizacji

Układ zasilania i sygnalizacji obiektu został wykonany w oparciu o projekt P-3925 opracowany przez PROATOM.

Urządzenia elektryczne przechowalnika zasilane są z rozdzielni R-19A, zainstalowanej w tym obiekcie. Ze względu na konieczność zachowania ciągłości pracy, rozdzielnia R-19A zasilana jest dwiema liniami niskonapięciowymi 380/220 V. Zasilanie podstawowe doprowadzone jest z I sekcji pola nr 8 rozdzielni R-113 w budynku reaktora EWA. Zasilanie rezerwowe doprowadzone jest z rozdzielni niskiego napięcia OPT-3. W rozdzielni R-19A zainstalowany jest układ SZR (samoczynne załączanie rezerwy) z uprzywilejowaniem zasilania podstawowego. Układ SZR zapewnia automatyczne załączenie zasilania rezerwowego, jeśli przerwa w zasilaniu podstawowym trwa dłużej niż 1,2 s.

Z rozdzielni R-19A zasilane są następujące odbiorniki i urządzenia elektryczne:

- silniki wentylatorów systemu wentylacji okresowej;
- elektrowciąg;
- aparatura dozymetryczna;
- oświetlenie ogólne;
- elektryczne piece grzewcze;
- gniazda trójfazowe służące do zasilania odbiorników przenośnych.

Z uwagi na specyfikę obiektu przewidziano optyczno-dźwiękową sygnalizację ostrzegawczą, działającą w przypadku wyłączenia się systemu wentylacji wyciągowej.

Wskaźniki poziomu wody w zbiornikach przechowawczych oraz optyczno-dźwiękowa sygnalizacja ostrzegawcza obniżenia poziomu wody w zbiornikach zainstalowane są w sterowni reaktora EWA.

#### 4.5.3. Układ zasilania w wodę i układ kanalizacji

Układ wodno-kanalizacyjny składa się z:

- instalacji wodociągowej;
- instalacji kanalizacyjnej.

Instalacja wodociągowa wody technicznej doprowadzona jest z kolektora wodociągowego Ośrodka Świerk. Przewód przyłącza wykonany jest z rur żeliwnych. Wewnątrz budynku instalacja wykonana jest z rur stalowych ocynkowanych.

Instalacja kanalizacyjna w budynku 19A składa się z umywalki i kratki ściekowej w pomieszczeniu pomocniczym nr 101. Została ona podłączona do układu kanalizacji laboratoryjnej budynku nr 18.

#### 4.5.4. Układ kontroli i pomiarów dozymetrycznych

Instalacja dozymetryczna w obiekcie 19A składa się z trzech układów:

- sygnalizatorów przekroczenia nastawionych progów mocy dawki promieniowania gamma umieszczonych nad zbiornikami nr 1 i 2, typ ST-02;
- miernika typu Ds30N, współpracującego z komorą przepływową mierzącą aktywność powietrza nad lustrem wody w zbiornikach;
- miernika typu Ds30N, współpracującego z sondą, umieszczoną nad filtrem tkaninowym, przez który przepływa powietrze nad lustrem wody z obu zbiorników.

Przekroczenie nastawionych dopuszczalnych wartości mocy dawki na tych miernikach powoduje włączenie sygnalizacji optyczno-dźwiękowej w centrali dozymetrycznej reaktora EWA oraz przed wejściem do obiektu 19A.

Sygnalizator przekroczenia mocy dawki ekspozycyjnej ST-02 ma za zadanie kontrolę poziomu promieniowania gamma w czasie prac przeładowniczych z wypalonym paliwem oraz sygnalizację przekroczenia ustalonego poziomu mocy dawki w wypadku obniżenia się poziomu wody w zbiornikach.

Pojawienie się nieszczelności elementów paliwowych może spowodować emisję rejestrowalnych ilości gazowych ( $^{85}\text{Kr}$ ) bądź stałych ( $^{95}\text{Zr}+^{95}\text{Nb}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ) produktów rozszcze-

pienia do powietrza nad lustrem wody w zbiornikach, co zostanie zmierzone przez układ współpracujący z komorą przepływową i sondą z filtrem tkaninowym. Istnieje także możliwość określenia rodzaju wykrytych produktów rozszczepienia poprzez pomiar spektrometryczny filtra (po jego wyjęciu z obudowy).

Kontrola aktywności wody w zbiornikach jest prowadzona okresowo, metodą pomiaru globalnej aktywności oraz pomiarów spektrometrycznych.

Dodatkowo, w celu oceny zagrożenia osób wykonujących prace w obiekcie 19A wykorzystywana jest przenośna aparatura dozymetryczna: miernik mocy dawki promieniowania X i gamma oraz miernik skażeń promieniotwórczych.

## 1. WSTĘP

Ośrodek Badawczy Świerk położony jest w odległości około 5 km na północny wschód od Otwocka oraz w odległości około 30 km na południowy wschód od Warszawy. W odległości około 900 m od strony południowej Ośrodka znajdują się dwie wioski – Świerk i Jabłonna, a od strony północnej i północno-zachodniej – Wólka Mładzka.

W odległości ok. 500 m w kierunku północno-wschodnim przebiega szosa państwowa nr 17 łącząca Warszawę z Lublinem wzdłuż której płynie rzeka Świder. Z rejonu północno-wschodniego Ośrodka do tej rzeki jest poprowadzony rów drenażowy, którym odprowadzane są wody drenażowo-opadowe z Ośrodka oraz wody opadowe z okolicznych pól spoza Ośrodka.

W kierunku północno-zachodnim od Ośrodka biegnie rurociąg kanalizacji sanitarnej, który przebiega poprzez tereny pól uprawnych i następnie jest włączony do kanalizacji miejskiej Otwocka.

Z północnej strony Ośrodka przeważają tereny upraw rolnych, zaś od strony południowej, zwłaszcza w bliskim otoczeniu występują tereny zalesione.

Na terenie Ośrodka zlokalizowane są następujące jednostki organizacyjne: Instytut Energii Atomowej wraz z Ośrodkiem Reaktorów Badawczych oraz Zakładem Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych, Instytut Problemów Jądrowych z podległym mu Zakładem Doświadczalnym Aparatury Jądrowej oraz Zakładem Obsługi i Transportu, a ponadto Ośrodek Badawczo-Rozwojowy Izotopów.

Rozmieszczenie obiektów należących do tych jednostek pokazano na rys. 1.

## 2. CHARAKTERYSTYKA RADIOLOGICZNA OBIEKTÓW OŚRODKA

Z punktu widzenia radiologicznego zasadnicze znaczenie ma pięć grup obiektów: – reaktor MARIA,

- reaktor EWA wraz z przechovalnikami wypalonego paliwa,
- Ośrodek Badawczo-Rozwojowy Izotopów,
- obiekty Zakładu Doświadczalnego Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych,
- obiekty akceleratorów.

### 2.1. Obiekt reaktora MARIA

#### 2.1.1. Techniczna charakterystyka reaktora

Reaktor MARIA jest wysokostrumieniowym reaktorem badawczym o nominalnej mocy 30 MW. Maksymalna gęstość neutronów termicznych wynosi  $4,7 \cdot 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ . Jest to reaktor zbiornikowy typu kanałowego. Spowalniczem jest woda i beryl, zaś reflektorem grafit.

- Zasadnicze przeznaczenie reaktora to:
- produkcja izotopów promieniotwórczych,
  - badania w zakresie fizyki neutronów,
  - badania materiałowe.

#### 2.1.2. Źródła zagrożenia w układach technologicznych reaktora

Zagrożenie w czasie normalnej eksploatacji uwarunkowane jest mocą reaktora, a ściślej gęstością strumienia neutronów w jego rdzeniu. Źródła zagrożenia można podzielić na dwa rodzaje: bezpośrednie i wtórne.

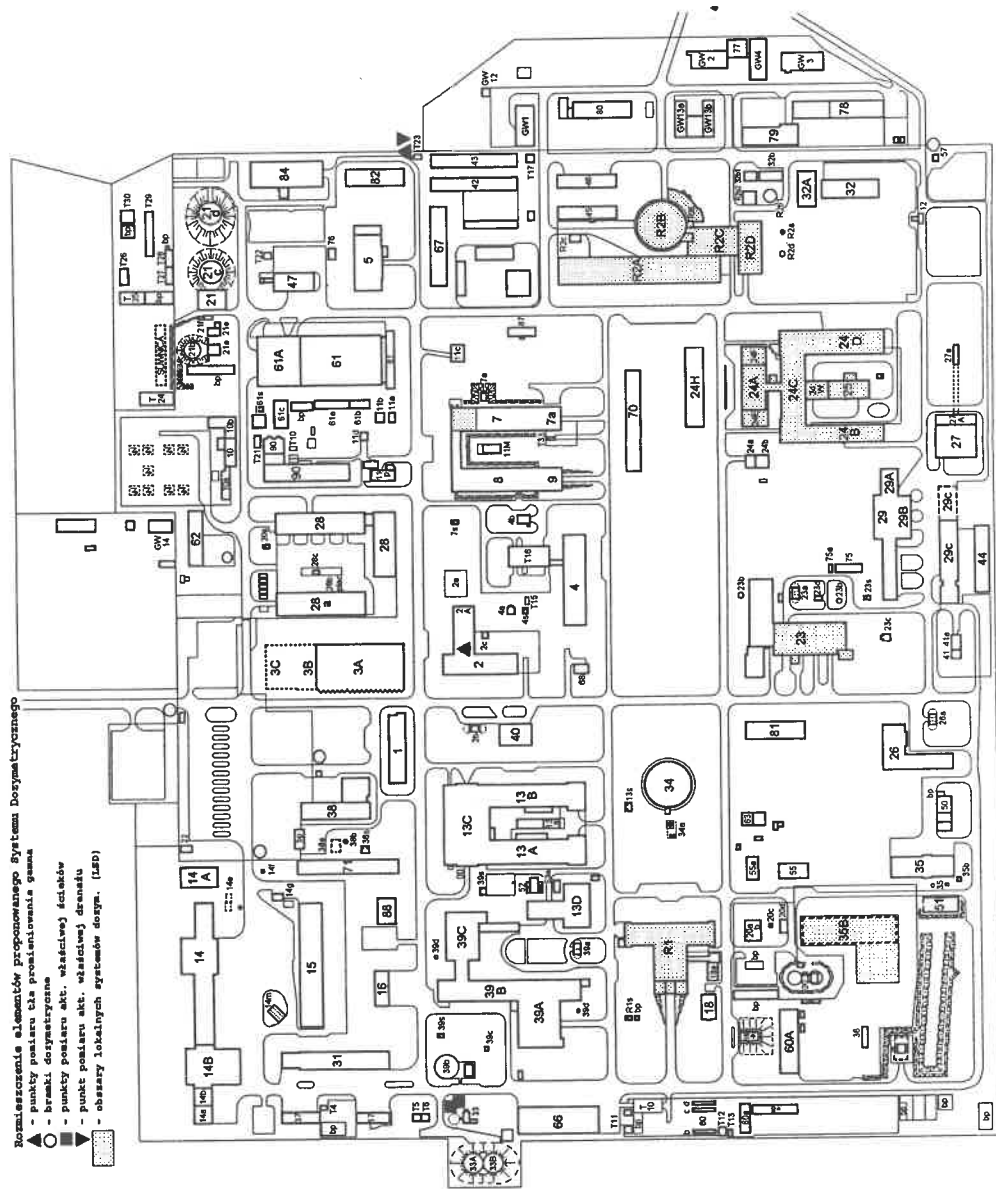
- Do źródeł bezpośrednich zaliczamy:
- promieniowanie neutronowe i gamma powstające w wyniku reakcji rozszczepienia jąder  $^{235}\text{U}$  w paliwie,
  - promieniowanie gamma, beta i alfa produktów rozszczepienia, uwolnionych do obiektów technologicznych reaktora.
- Źródła wtórne, to przede wszystkim produkty aktywacji:
- powietrza i jego zanieczyszczeń (ważniejsze izotopy:  $^{41}\text{Ar}$  i  $^{16}\text{N}$ ),
  - wody i jej zanieczyszczeń; należą tu następujące izotopy promieniotwórcze ( $^{16}\text{N}$ ,  $^{17}\text{O}$ ,  $^{41}\text{Ar}$ ,  $^{24}\text{Na}$ ),

### Notka o autorach

**Władysław Mieszczenko** – mgr inż. mechanik energetyk, Dyrektor Ośrodka Reaktorów Badawczych w Instytucie Energii Atomowej w Świerku.

**Tadeusz Matysiak** – kierownik reaktora EWA w IEA w Świerku.

**Krzysztof Pytel** – dr nauk technic., z-ca kierownika Zakładu Analiz i Pomiarów Reaktorowych w IEA w Świerku.



Rys. 1. Plan Ośrodka Badawczego Świerk

- skażenia powierzchni w pomieszczeniach technologicznych, związane z przeciekami lub z rozhermetyzowaniem obiegu,
- tryt, najczęściej w postaci HTO,
- śladowe ilości produktów rozszczepienia  $^{235}\text{U}$ , których występowanie wynika z powierzchniowych zanieczyszczeń elementów paliwowych, a także mikronieszczelności koszułek tych elementów; poziom zanieczyszczeń powierzchniowych dla elementów typu MR-6 oznaczony metodą  $^{239}\text{Np}$ .  $10^{-7}\text{g } ^{235}\text{U}/\text{cm}^2$ .

W obiegu chłodzenia basenu reaktora, źródłami zagrożenia aktywacji produktów wody, jej zanieczyszczeń oraz produkty aktywacji korozji i erozji elementów konstrukcyjnych rdzenia reaktora, a także nuklidy promieniotwórcze, które przedostały się do basenu z obiegu kanałów (np. przez nieszczelności ruchomych elementów paliwowych). Wśród nuklidów promieniotwórczych mogą występować wszystkie wymienione powyżej, tylko w odpowiednio niższym stężeniu takie jak:  $^{28}\text{Al}$ ,  $^{27}\text{Mg}$ ,  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{42}\text{K}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{55}\text{Fe}$  i  $^{60}\text{Co}$ , a także produkty rozszczepienia takie jak:  $^{90}\text{Sr}$  i  $^{137}\text{Cs}$ .

Basen reaktora połączony jest przez służę z basenem przechowawczym, w którym zgromadzone jest wypalone paliwo jądrowe z reaktora MARIA (ok. 250 szt.). Występujące w środowisku wodnym nuklidy promieniotwórcze są takie same jak w basenie reaktora. W obiegu wtórnym chłodzenia izotopy promieniotwórcze, poza naturalnymi, występować nie powinny. Pojawienie się nuklidów promieniotwórczych wymienionych powyżej wskazuje na uszkodzenie wymiennika ciepła.

### 2.1.3. Pola promieniowania mieszane (neutrony i promieniowanie gamma) w wydzielonych rejonach reaktora

Pola promieniowania mieszane występują przede wszystkim w otoczeniu bloku reaktora i są związane z wiązkami promieniowania wyprowadzanymi przez poziome, eksperymentalne kanały reaktora. Widmo energetyczne promieniowania neutronowego jest ciągłe i można wyróżnić w nim następujące obszary: neutronów termicznych, epitermicznych i neutronów prędkich.

Promieniowanie gamma ma również bardzo szerokie widmo energetyczne, gdyż zaczyna się ono od miękkiego promieniowania X, a kończy

na kwantach o energii kilku MeV. Przyjmuje się, że średnia energia promieniowania gamma w czasie pracy reaktora wynosi 1 MeV.

Oslony znajdujące się w budynku reaktora całkowicie chronią personel przed wpływem promieniowania z rdzenia reaktora i pierwotnych obiegów chłodzenia.

### 2.1.4. Źródła zagrożenia reaktora w czasie awarii radiologicznej

Awaria radiologiczna polega na naruszeniu bariery bezpieczeństwa w reaktorze i uwolnieniu izotopów promieniotwórczych do otaczających mediów lub środowiska. Zjawisku temu przeciwdziałają koszulki elementów paliwowych, obiegi chłodzenia z wymiennikami ciepła i układami oczyszczania, zbiornik zrzutowy gazów, układ wentylacji wyciągowej z systemem filtracji powietrza z obiektu, komin reaktora, układ wtórny chłodzenia i osłona bezpieczeństwa hali reaktora (control containment). Największe aktywności występują w wypalonych elementach paliwowych. Znajdują się tam gazowe produkty rozszczepienia (izotopy ksenonu i kryptonu oraz tryt), lotne produkty rozszczepienia (izotopy jodów i bromów), stałe produkty rozszczepienia (ważniejsze z nich to izotopy baru, lantanu, ceru, cyrkonu, molibdenu, cezu, strontu i rutenu) oraz produkty aktywacji uranu (izotopy neptunu, plutonu i ameryku).

## 2.2. Obiekt reaktora EWA wraz z przechowalnikami wypalonego paliwa

### 2.2.1. Charakterystyka obiektu

Z punktu widzenia ochrony radiologicznej należy wyróżnić:

- reaktor EWA,
- przechowalniki wypalonego paliwa.

### 2.2.2. Charakterystyka reaktora EWA

Obiekt reaktora EWA zawiera: budynek reaktora oraz urządzenia pomocnicze (budynek 55 – pompownia wtórnego obiegu, budynek 18 – wentylatornia, budynek 18a – budynek filtrów).

Reaktor EWA rozpoczął pracę w 1957 r. z nominalną mocą 2 MW, a po rekonstrukcji od

1973 r. pracował z mocą 10 MW do lutego 1995 r. Obecnie w reaktorze pozostają: zbiornik reaktora wraz z separatorem i matrycą berylową, czynniki chłodzące w basenie reaktora, zbiorniku osłony reaktora i w pierwotnym obiegu chłodzenia reaktora, skażony w niewielkim stopniu układ wentylacji wyciągowej reaktora oraz magazyn świeżego paliwa, który w okresie kilku miesięcy ma być przeniesiony do reaktora MARIA. Wytworzone moce dawek w miejscu przebywania ludzi są niewielkie i nie przekraczają  $10 \mu\text{Sv/h}$ . W sytuacjach awaryjnych także nie należy się spodziewać znaczącego wzrostu mocy dawek.

### 2.2.3. Przechowalniki wypalonego paliwa

Wypalone paliwo reaktorowe znajduje się w komorze osłonnej budynku 19 oraz w wodnym basenie przechowawczym budynku 19#.

Paliwo znajdujące się w przechowniku budynku 19 jest typu EK-10 (ok. 2600 elementów). Łączna aktywność izotopów promieniotwórczych zawartych w tych elementach ocenia się obecnie na około  $5,5 \cdot 10^{14}$  Bq.

W budynku 19a przechowywane są wypalone elementy paliwowe typu WWRSM. Elementy te pochodzą z okresu eksploatacji reaktora EWA w latach 1973-1995. Aktywność izotopów promieniotwórczych zawartych w tych elementach jest zależna od okresu chłodzenia tych elementów i dla ostatnio rozładowanych z reaktora EWA wynosi około  $10^{17}$  Bq.

W czasie normalnej eksploatacji, w rejonach przebywania ludzi moc dawki nie przekracza  $10 \mu\text{Sv/h}$ .

W sytuacjach awaryjnych, znaczące potencjalne zagrożenie dla ludzi na terenie Ośrodka Świerk mogą spowodować zwłaszcza elementy paliwowe znajdujące się w budynku 19a. Może powstać także potencjalne zagrożenie dla ludności w otoczeniu Ośrodka.

## 2.3. Ośrodek Badawczo-Rozwojowy Izotopów (OBRI)

### 2.3.1. Podstawowe funkcje Ośrodka

Ośrodek został zaprojektowany i zaprogramowany jako obiekt do produkcji izotopów promieniotwórczych wykorzystywanych w medycynie i przemyśle. Dodatkowym zadaniem jest dystrybucja, magazynowanie i ekspedycja izotopów promieniotwórczych.

W obiekcie mieści się również Pracownia Instytutu Leków, której zadaniem jest atestacja produktów wytwarzanych na potrzeby medyczne.

### 2.3.2. Skład Ośrodka

W skład OBRI wchodzi następujące budynki:

- budynek laboratoryjno-produkcyjny nr 24,
- budynek techniczny nr 25 (wentylatornia wyciągowa, stacja transformatorowa-rozdzielcza, zbiorniki ścieków laboratoryjnych),
- budynki administracyjne.

W otoczeniu budynku nr 24 umieszczono na wydzielonym terenie miejsce do okresowego przechowywania opakowanych odpadów promieniotwórczych.

### 2.3.3. Źródła potencjalnego narażenia

W OBRI występują następujące źródła potencjalnego narażenia promieniowaniem jonizującym:

- promieniotwórcze materiały tarczowe,
- stanowiska produkcji źródeł promieniotwórczych,
- odpady promieniotwórcze.

Materiały tarczowe dostarczane są z reaktora MARIA lub spoza Ośrodka Świerk, a gromadzone w magazynie Izotopów (budynek nr 29). Są to różnorodne nuklidy alfa- i betapromieniotwórcze o aktywnościach w zakresie  $10^{11}$  do  $10^{13}$  Bq. Przechowywane są zazwyczaj w pojemnikach osłonnych.

Stanowiska produkcyjne źródeł promieniotwórczych zlokalizowane są w budynku nr 24 w zespołach komór osłonnych, boksów i dygestoriów. Główne ciągi technologiczne obejmują wytwarzanie następujących źródeł promieniotwórczych:

- izotopy jodu ( $^{125}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$ ), aktywności rzędu  $10^7$  do  $10^{11}$  Bq.
- izotopy  $^{99}\text{Mo}$  i  $^{99}\text{Tc}$ , aktywności rzędu  $10^7$  do  $10^{11}$  Bq.
- izotopy  $^{60}\text{Co}$  i  $^{192}\text{Ir}$ , aktywności rzędu  $10^7$  do  $10^{13}$  Bq.
- izotopy  $^{137}\text{Cs}$  i  $^{239}\text{Pu}$ , aktywności rzędu  $10^7$  do  $10^{11}$  Bq.
- izotopy betapromieniotwórcze ( $^3\text{H}$ ,  $^{35}\text{S}$ ,  $^{32}\text{P}$  i inne), aktywności rzędu  $10^7$  do  $10^{12}$  Bq.

Odpady promieniotwórcze powstające w produkcji oraz dekontaminacji instalacji, urządzeń i pomieszczeń występują jako:

- stałe (w tym biologiczne) – gromadzone w lokalnej składnicy OBRI,
- ciekłe – gromadzone w lokalnych zbiornikach na ścieki promieniotwórcze,
- gazowe – uwalniane poprzez układ wentylacji (z zespołem filtrów) do środowiska.

Wszystkie źródła potencjalnego narażenia występujące w OBRI mogą być groźne w sytuacji zdarzenia radiacyjnego.

## 2.4. Obiekty Zakładu Doświadczalnego Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych

Zakład Doświadczalny Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych (ZDUOP), prowadzi działalność w szerokim zakresie tematycznym, a mianowicie:

- zbiera odpady promieniotwórcze powstałe na terenie kraju i prowadzi interwencje w sytuacjach zdarzeń radiacyjnych,
- realizuje pełny program unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych na terenie Ośrodka Świerk,
- prowadzi składowanie stałych odpadów promieniotwórczych w Krajowym Składowisku Odpadów Promieniotwórczych w Różanie.

Zakres prac prowadzonych przez ZDUOP w Ośrodku Świerk obejmuje:

1. gromadzenie, segregację, okresowe przechowywanie i unieszkodliwianie stałych odpadów promieniotwórczych,
2. gromadzenie, przerób i unieszkodliwianie ścieków średnio- i niskoaktywnych,
3. dekontaminację odzieży i sprzętów,
4. opracowywanie i wdrażanie nowych technologii w zakresie prac prowadzonych w Ośrodku i działań interwencyjnych,
5. likwidację wyłączonych z eksploatacji instalacji,
6. pakowanie i ekspedycja odpadów promieniotwórczych do składowiska.

Prace te są realizowane w następujących rejonach:

- budynek SUOP – nr 35,
- budynek pralni – nr 26,

- wydzielony teren w pobliżu reaktora Ewa przystosowany do przechowywania stałych odpadów promieniotwórczych oraz zespół zbiorników ścieków promieniotwórczych,
- laboratorium badawcze w budynku nr 26.

W fazie wdrażania do eksploatacji są następujące obiekty:

- magazyn ścieków niskoaktywnych – budynek nr 35a,
- magazyn ścieków średnioaktywnych – budynek nr 35b,
- magazyn spedycyjny stałych odpadów promieniotwórczych – budynek nr 93.

Z punktu widzenia zagrożenia radiologicznego w okresie normalnej eksploatacji obiektów ZDUOP mamy do czynienia:

- ze ściekami w większości przypadków niskoaktywnymi, okresowo występują ścieki średnioaktywne oraz alfa-promieniotwórcze; należy zwrócić uwagę, że w ściekach często występują izotopy promieniotwórcze w formach lotnych ( $\text{HTO}$ ,  $^{125}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$ ),
- ze stałymi odpadami promieniotwórczymi o aktywnościach rzędu  $10^4$  –  $10^7$  Bq, choć niekiedy mogą występować także izotopy gamma-promieniotwórcze o aktywnościach do  $10^{13}$  Bq (zużyte zamknięte źródła promieniowania gamma, jonity z instalacji jądrowych); należy zwrócić uwagę na usuwane z eksploatacji źródła alfa-promieniotwórcze zawierające  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{241}\text{Am}$  lub  $^{239}\text{Pu}$ .

Obiekty ZDUOP w sytuacjach awaryjnych mogą spowodować zagrożenie na terenie Ośrodka Świerk oraz w ograniczonym zakresie zagrożenie populacji w otoczeniu Ośrodka.

## 2.5. Obiekty Instytutu Problemów Jądrowych

Instytut Problemów Jądrowych w swej strukturze poza zakładami naukowymi zawiera także dwie samodzielne jednostki organizacyjne:

- Zakład Doświadczalny Aparatury Jądrowej (ZDAJ) – prowadzi opracowania nowej aparatury jądrowej i jej wdrożenia,
- Zakład Obsługi i Transportu (ZOiT) – organizuje transport i obsługuje infrastrukturę Ośrodka (zasilanie, wodociągi, kanalizacja, łączność i ogrzewanie).

Z punktu widzenia ochrony radiologicznej zagrożenie w okresie normalnej eksploatacji mogą spowodować urządzenia i źródła promieniowania znajdujące się w obiektach IPJ, takie jak:

- akcelerator C-30,
- źródła Pu-Be.

W sytuacji awaryjnej źródła promieniowania znajdujące się w obiektach IPJ mogą spowodować zagrożenie lokalne na terenie Ośrodka Świerk.

### **3. ORGANIZACJA KONTROLI W ZAKRESIE OCHRONY RADIOLOGICZNEJ W OŚRODKU ŚWIERK**

#### **3.1. Wstęp**

Zgodnie z zaleceniami Międzynarodowej Komisji Ochrony Radiologicznej (ICRP) podstawowym zadaniem ochrony radiologicznej jest zapobiec wystąpieniu niestochastycznych skutków promieniowania oraz zminimalizować występowanie skutków stochastycznych, zarówno u osób zatrudnionych przy pracach z promieniowaniem, jak i wśród osób postronnych. Napromienienie powinno być zawsze ograniczone do minimum (tzw. zasada ALARA), zaś dawki indywidualne nie mogą przekraczać zalecanych wartości granicznych. By osiągnąć wymienione cele tworzy się system ochrony radiologicznej obejmujący kontrolę miejsc pracy, osób i środowiska.

Całością ochrony radiologicznej w Instytucie Energii Atomowej (IEA) oraz kontrolą terenu i otoczenia Ośrodka Świerk zajmuje się Służba Ochrony Radiologicznej podlegająca Dyrektorowi IEA. Służba ta współpracuje z Pracownią Ochrony Radiologicznej IPJ oraz z Działem Ochrony Radiologicznej OBRI.

#### **3.2. Zadania Inspektora Ochrony Radiologicznej IEA**

Inspektorowi Ochrony Radiologicznej IEA podlegają:

- Służba Ochrony Radiologicznej IEA,
- Służba Awaryjna Ośrodka Jądrowego,
- Inspektorat Profilaktyki Przeciwopozarowej,
- Przychodnia zakładowa.

Do zadań Inspektora Ochrony Radiologicznej IEA należy:

- kontrola i ocena warunków ochrony radiologicznej we wszystkich obiektach, urządzeniach i jednostkach organizacyjnych Instytutu.
- opiniowanie dokumentów związanych z ochroną radiologiczną obiektów jądrowych oraz dokumentacji technicznej, projektów aparatury i urządzeń dotyczących obiektów jądrowych lub ogólnotechnicznych,
- organizacja i nadzór nad kontrolą radiologiczną prowadzoną na terenie i w okolicy Ośrodka Świerk oraz na terenie i w okolicy Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych w Różanie,
- współdziałanie z Głównym Inspektorem Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej oraz nadzór nad realizacją jego zaleceń i dyspozycji,
- nadzór nad spełnieniem wymogów ochrony fizycznej obiektów jądrowych oraz obiektów, w których znajdują się substancje promieniotwórcze,
- nadzór nad wykonywaniem zobowiązań strony polskiej dotyczących IEA, a wynikających z konwencji o:
  - nierozprzestrzenianiu materiałów jądrowych,
  - wczesnym ostrzeganiu o awariach jądrowych i radiologicznych,
  - udzielaniu pomocy przy likwidacji skutków awarii jądrowych i radiologicznych,
- nadzór nad wykonywaniem zobowiązań IEA dotyczących bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, wynikających z międzynarodowych umów i porozumień dwustronnych,
- utrzymanie gotowości odpowiednich służb na wypadek zagrożenia awarią, awarii jądrowej lub radiologicznej oraz współdziałanie w tym zakresie z jednostkami zewnętrznymi i władzami terenowymi,
- organizacja i prowadzenie szkolenia pracowników zatrudnianych na stanowiskach ważnych dla bezpieczeństwa radiologicznego,
- przygotowywanie materiałów informacyjnych dla administracji państwowej oraz utrzymywanie bezpośrednich kontaktów w sprawach ochrony radiologicznej z jednostkami zewnętrznymi.

#### **3.3. Służba Ochrony Radiologicznej IEA**

Do zadań tej Służby należy:

- inicjowanie w Instytucie prac w zakresie ochrony radiologicznej,
- opracowywanie sprawozdań ze stanu ochrony radiologicznej,
- inicjowanie opracowania nowych przyrządów, układów i urządzeń służących ochronie przed promieniowaniem,
- bieżąca kontrola stanu narażenia pracowników Instytutu i osób zamieszkujących w otoczeniu Ośrodka Świerk oraz prowadzenie kartoteki indywidualnego narażenia pracowników,
- organizacja i prowadzenie całodobowej służby dozymetrycznej dla Ośrodka Świerk,
- szkolenie personelu Instytutu w zakresie ochrony przed promieniowaniem,
- kontrola systemów dozymetrycznych w obiektach jądrowych i Ośrodka Świerk,
- ewidencja i kontrola ruchu źródeł i odpadów promieniotwórczych w Instytucie,
- inicjowanie przedsięwzięć dotyczących profilaktyki przeciwwawaryjnej,
- wzorcowanie aparatury dozymetrycznej,
- współdziałanie z zespołem badawczym Dozymetrii Promieniowania Mieszanego przy opracowywaniu i wdrażaniu nowych metod pomiarowych,
- prowadzenie prac w zakresie nierozprzestrzeniania materiałów jądrowych.

#### **3.4. Pracownia Ochrony Radiologicznej Instytutu Problemów Jądrowych**

Pracownia Ochrony Radiologicznej podporządkowana jest bezpośrednio Dyrektorowi Instytutu. Pracownia ta sprawuje nadzór na całym terenie IPJ w zakresie zagadnień ochrony przed promieniowaniem poprzez:

- udzielanie zezwoleń na podejmowanie prac w warunkach zagrożenia promieniowaniem,
- określanie i ewidencjonowanie wielkości indywidualnego narażenia pracowników IPJ,
- kontrolowanie zanieczyszczeń substancjami promieniotwórczymi obiektów IPJ i ich otoczenia,
- kontrolę sprawności aparatury dozymetrycznej w IPJ oraz opiniowanie zamówień składanych na tego rodzaju aparaturę,

– wydawanie decyzji w sprawach dotyczących usuwania odpadów promieniotwórczych z terenu IPJ,

- wydawanie decyzji w sprawach odsuwania osób od prac wykonywanych w warunkach zagrożenia promieniowaniem ze względu na ich kwalifikacje w zakresie ochrony przed promieniowaniem,
- opiniowanie dokumentacji techniczno-ekonomicznej, technologicznej oraz urządzeń i aparatury opracowywanych w IPJ z punktu widzenia ochrony przed promieniowaniem.

Kierownik Pracowni Ochrony Radiologicznej jest uprawniony do postawienia wniosku do kierownika właściwej komórki organizacyjnej o przerwanie pracy z równoczesnym powiadomieniem Dyrektora w przypadku stwierdzenia nadmiernego nieprzewidzianego zagrożenia promieniowaniem.

Kierownik Pracowni Ochrony Radiologicznej składa roczne sprawozdanie ze stanu ochrony przed promieniowaniem Dyrektorowi Instytutu do dnia 31 marca roku następnego.

#### **3.5. Dział Ochrony Radiologicznej Ośrodka Badawczo-Rozwojowego Izotopów**

W skład Działu wchodzi:

- Dyspozytor OBRI – Inspektor Ochrony Radiologicznej.
- Pracownia Dozymetrii.

Podstawowymi zadaniami Dyspozytora – Inspektora Ochrony Radiologicznej jest przestrzeganie przez OBRI wymogów ustawy „Prawo Atomowe” i związanych z nią przepisów wykonawczych w zakresie ochrony radiologicznej, bezpieczeństwa pracy i zapobiegania awariom, a także pełnienie roli gospodarza obiektów OBRI.

W zakresie ochrony radiologicznej:

- inicjowanie opracowywania przepisów wewnętrznych zgodnych z wymienioną Ustawą, dotyczących wymaganych warunków ochrony radiologicznej,
- występowanie z wnioskami do Dyrekcji OBRI w sprawie działań i decyzji związanych z zapewnieniem wymaganych warunków ochrony radiologicznej w Ośrodku,
- nadzór nad przestrzeganiem w OBRI wymogów ochrony radiologicznej w zakresie:



- warunków technicznych przy pracach z promieniowaniem jonizującym,
- właściwych kwalifikacji pracowników zatrudnionych przy pracach ze źródłami promieniotwórczymi,
- spełniania wymagań związanych z ochroną zdrowia pracowników,
- zapewnienia prawidłowego wyposażenia w sprzęt dozymetryczny,
- prowadzenia kontroli narażenia indywidualnego pracowników,
- prowadzenia kontroli w zakresie ochrony otoczenia zakładu,
- prowadzenia zgodnej z przepisami dokumentacji i sprawozdawczości.

Pracownia Dozymetrii OBRI pełni nadzór w zakresie ochrony radiologicznej nad wszystkimi pracami z promieniowaniem jonizującym prowadzonymi na terenie OBRI lub poza jego terenem, jeśli są one wykonywane przez upoważnionych pracowników OBRI.

- Do podstawowych zadań pracowni należy:
- nadzór nad przestrzeganiem przepisów ochrony radiologicznej przez personel OBRI,
  - przeprowadzanie specjalistycznego szkolenia personelu z dziedziny ochrony radiologicznej,
  - udzielanie konsultacji i fachowej pomocy oraz opiniowanie technologii, urządzeń i instalacji z punktu widzenia ochrony radiologicznej,
  - kontrola narażenia (wewnętrznego i zewnętrznego) personelu,
  - kontrola zagrożenia środowiska pracy,
  - kontrola wpływu OBRI na środowisko (przy współpracy ze Służbą Ochrony Radiologicznej IEA),
  - kontrola prawidłowości działania urządzeń i instalacji mających związek z ochroną radiologiczną, w tym kontrola sprzętu dozymetrycznego,
  - kontrola gospodarki materiałami promieniotwórczymi w aspekcie ochrony radiologicznej,
  - kontrola przestrzegania przepisów dotyczących transportu materiałów promieniotwórczych w OBRI,
  - analiza wyników kontroli zagrożenia i narażenia,
  - analiza i ocena stanu ochrony radiologicznej w OBRI,
  - wydawanie decyzji w sprawach związanych z ochroną radiologiczną,

- prowadzenie ewidencji wyników pomiarów dozymetrycznych,
- współpraca ze Służbą Ochrony Radiologicznej IEA oraz ze Służbą Awaryjną Ośrodka Świerk,
- badanie prototypowej aparatury dozymetrycznej dla potrzeb OBRI,
- prowadzenie prac badawczo-rozwojowych w dziedzinie ochrony radiologicznej,
- opiniowanie instrukcji technologicznych oraz dozymetrycznych.

#### 4. KONTROLA INDYWIDUALNEGO NARAŻENIA PRACOWNIKÓW NA PROMIENIOWANIE

W Ośrodku Świerk, zgodnie z przyjętymi zaleceniami międzynarodowymi, kontrola indywidualnego narażenia na promieniowanie zorganizowana jest w sposób opisany poniżej.

Osoby, dla których oczekuje się rocznych dawek mniejszych, niż 0,3 dawki granicznej dla osób narażonych zawodowo, objęte są tylko kontrolą miejsc pracy. Zwiera ona pomiary mocy równoważnika dawki w występujących polach promieniowania jonizującego oraz pomiar aktywności aerozoli w powietrzu.

Dla osób, które mogą osiągnąć lub przekroczyć 0,3 dawki granicznej dla zawodowo narażonych, wykonuje się pomiary narażenia indywidualnego.

W celu kontroli narażenia indywidualnego pracowników Ośrodka prowadzi się pomiary promieniowania zewnętrznego oraz pomiary skażeń wewnętrznych. Narażenie zewnętrzne kontroluje się dawkomierzami fotometrycznymi noszonymi na piersi lub na przegubach dłoni i obrazującymi narażenie całego ciała.

Narażenie wewnętrzne kontroluje się poprzez bezpośredni pomiar radioaktywności organizmu przy użyciu licznika promieniowania całego ciała i licznika promieniowania tarczycy oraz poprzez pomiar radioaktywności wydaliny biologicznych (mocz).

Kontrolę zagrożenia pracowników pochodzącego od promieniowania zewnętrznego wykonuje się w każdym z instytutów Ośrodka, natomiast kontrolę narażenia wewnętrznego dla pracowników Ośrodka Świerk prowadzi Służba Ochrony Radiologicznej IEA.

#### 5. KONTROLA NARAŻENIA ZEWNĘTRZNEGO

Pomiary zewnętrznego promieniowania gamma wykonywano za pomocą błon dozymetrycznych i detektorów termoluminescencyjnych (TLD), zaś dla neutronów stosowano detektory śladów cząstek i konwertery ( $n, \gamma$ ). Ilość osób objętych kontrolą narażenia zewnętrznego w ciągu ostatnich trzech lat przedstawia następująca tabela:

Tabela 1

Instytucja	1994 r.	1995 r.	1996 r.
IEA	339	312	295
IPJ	167	121	117
OBRI	181	172	160

W powyższych trzech latach zanotowano dwa przypadki przekroczenia rocznej dawki granicznej dla narażonych pracowników.

#### 6. KONTROLA NARAŻENIA WEWNĘTRZNEGO

- Kontrola narażenia wewnętrznego obejmuje:
- pomiary „in situ”,
  - pomiary „in vitro”.

Pomiary aktywności nuklidów promieniotwórczych znajdujących się wewnątrz organizmu („in situ”) dotyczą dwóch metod pomiarowych:

- pomiarów licznikiem promieniowania całego ciała (LPCC),
- pomiarów licznikiem promieniowania tarczycy.

Pomiary aktywności próbek poza organizmem człowieka („in vitro”) koncentrują się na pomiarach radioaktywności wydaliny, głównie moczu

##### a) Pomiary licznikiem promieniowania całego ciała (LPCC)

Licznik promieniowania całego ciała (LPCC) o niskim poziomie tła pracuje w IEA od roku 1967. W ostatnich latach, w znacznej części dzięki pomocy technicznej Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu, licznik został wyposażony w nowe detektory i aparaturę elektroniczną; wykonano również przebudowę niszy umożliwiającą tzw. scanning profilowy.

LPCC jest wyposażony w liczne fantomy służące do kalibracji (np. komplet fantomów

BOMAB), które napełnione są roztworami wzorcowymi przy wykorzystaniu różnych nuklidów.

W 1996 r. poddano kontroli 212 osób wykonując 278 pomiarów spektrometrycznych, określających zawartości nuklidów gammapromieniotwórczych w organizmie ludzkim. Zestawienie liczbowe osób kontrolowanych z podziałem na jednostki organizacyjne i wartości wchłonięć przedstawiono w tabeli 2.

Próg wykrywalności dla spotykanych nuklidów gammapromieniotwórczych wynosi od 0,000026 do 0,024 % rocznego limitu wchłonięcia (ALI).

U większości kontrolowanych osób stwierdzono obecność  $^{137}\text{Cs}$  (najwyższy poziom 350 Bq). Ten nuklid promieniotwórczy pochodzi z awarii reaktora w Czarnobylu.

Dane zestawione w tabeli 2 wskazują, że u osób poddanych pomiarom nie zanotowano skażeń zawodowych przekraczających 0,1% ALI.

##### b) Pomiary licznikiem promieniowania tarczycy (LPT)

Licznik promieniowania tarczycy składa się z dwu detektorów NaI(Tl) pracujących w osłonach ołowianych z kolimatorami (jeden z nich posiada okienko Be) i współpracujących z analizatorem wielokanałowym podłączonym do mikrokomputera. Dla kalibracji układu wykorzystywany jest zespół standardowych fantomów.

W 1996 r. łącznie poddano kontroli 31 osób, wykonując 57 pomiarów zawartości  $^{125}\text{I}$  i  $^{131}\text{I}$  w tarczycy. W żadnym z pomiarów nie stwierdzono przekroczenia progu inspekcyjnego wynoszącego dla  $^{125}\text{I}$  i  $^{131}\text{I}$  – 8 kBq.

Próg wykrywalności wynosi: dla  $^{125}\text{I}$  – 70 Bq, natomiast dla  $^{131}\text{I}$  – 220 Bq.

##### c) Radioaktywność wydaliny biologicznych

W 1996 r. poddano kontroli 97 osób, przeprowadzając łącznie 248 analiz i pomiarów radiometrycznych próbek moczu.

Zestawienie liczbowe osób objętych kontrolą radioaktywności moczu z uwzględnieniem różnych rodzajów nuklidów podano w tabeli 3.

Statystyczny błąd pomiaru aktywności na poziomie ufności 0,95 wynosi: 2–90%.

Wyniki zestawione w tabeli 3 wskazują, że w grupie 14 osób stanowiących 14% osób kontro-

Tabela 2

Wchłonięcie	Jednostka organizacyjna							
	IEA		OBRI		IChiTJ		Inne	
	osoby	pomiary	osoby	pomiary	osoby	pomiary	osoby	pomiary
poniżej proggu detekcji	34	37	138	196	6	6	17	17
< 0,1% ALI	0	0	17	22	0	0	0	0
> 0,1% ALI	0	0	0	0	0	0	0	0
Razem	34	37	155	218	6	6	17	17

Tabela 3

Rodzaj oznaczenia	Liczba pomiarów			Liczba osób			Liczba osób z wnিকnięciami % ALI <sub>0</sub>			
	IEA	OBRI	IPJ	IEA	OBRI	IPJ	<0,01	0,01-0,1	0,1-1	>1
Całkowita akt. α	33	29	0	33	14	0	0	0	45	2
Całkowita akt. β	80	42	0	63	17	0	7	73	0	0
Aktywność trytu	12	9	5	5	4	5	10	3	1	0
Aktywność fosforu-32	0	20	0	0	6	0	3	2	1	0
Aktywność siarki-35	0	17	0	0	4	0	2	2	0	0
Aktywność węgla-14	0	1	0	0	1	0	0	1	0	0

lowanych nie wykryto mierzalnych zawartości nuklidów promieniotwórczych, w grupie 34 osób (35%) zawartości te nie przekraczały 0,1% poziomu granicznego (ALI) tj. były ponad 10-krotnie niższe od poziomów inspekcyjnych, a w grupie 47 osób (48%) zawartości te nie przekraczały 1% tj. były 10-krotnie niższe od poziomów inspekcyjnych. U pozostałych 2 osób całkowita aktywność a wynosiła 1,2% poziomu granicznego tj. była 8-krotnie niższa od poziomu inspekcyjnego.

Przyjęto: dla pomiarów całkowitej aktywności α ALI<sub>0</sub> dla <sup>239</sup>Pu, a dla pomiarów całkowitej aktywności β ALI<sub>0</sub> dla <sup>90</sup>Sr.

#### Notka o autorach

**Bogdan Filipiak** – mgr inż. elektronik, z-ca kierownika Służby Ochrony Radiologicznej w Instytucie Energii Atomowej w Świerku

**Zbigniew Haratym** – dr fizyki, kierownik Służby Ochrony Radiologicznej IEA w Świerku

## 7. UWAGI O STANIE OCHRONY RADIOLOGICZNEJ W OŚRODKU ŚWIERK

- Ogólny stan ochrony radiologicznej w ostatnich latach, dzięki dużemu wysiłkowi zespołów ludzkich, można uznać za zadowalający.
- Poziom narażenia na promieniowanie osób zatrudnionych w Ośrodku był na poziomie znacznie niższym od poziomu dawek granicznych.
- Techniczny stan aparatury dozymetrycznej w Ośrodku wymaga modernizacji.
- Istnieje potrzeba zrealizowania centralnego nadzoru w zakresie ochrony radiologicznej w Ośrodku.

# MONITORING RADIOLOGICZNY TERENU OŚRODKA ŚWIERK I JEGO OTOCZENIA

*Bogdan Filipiak, Zbigniew Haratym*

## 1. WSTĘP

Promieniowanie jonizujące występujące w dowolnym środowisku, w którym żyje człowiek, generowane jest głównie przez: naturalne źródła promieniotwórcze, próbne wybuchy jądrowe, elektrownie i inne obiekty jądrowe oraz źródła wytwarzane w akceleratorach i reaktorach. Uwolnione nuklidy promieniotwórcze z pracujących ośrodków jądrowych dają zaniebdywalny wkład do efektywnego równoważnika dawki w porównaniu z innymi źródłami promieniotwórczymi. Jednakże monitoring środowiskowy w pobliżu ośrodka jądrowego jest konieczny i ma na celu potwierdzenie bezpieczeństwa radiacyjnego ośrodka. Jest także źródłem informacji o zawartości nuklidów promieniotwórczych w środowisku, w warunkach normalnych i awaryjnych.

W Ośrodku Świerk spotykamy się z różnymi źródłami zagrożenia radiologicznego (reaktory, przechowalniki wypalonego paliwa, zakład produkcji izotopów promieniotwórczych, laboratoria badawcze i zakład unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych) dla których program monitoringu ma wyraźnie sprecyzowane zadania, takie jak: detekcja tła promieniowania, kontrola uwolnień oraz program profilaktyki przeciawaryjnej.

Kontrola radiologiczna terenu i otoczenia Ośrodka obejmuje przede wszystkim następujące zagadnienia:

- monitoring aktywny terenu Ośrodka – realizowany za pomocą stacjonarnego systemu kontroli radiologicznej, który zapewnia pomiar wartości chwilowych i pracuje w sposób ciągły,
- monitoring środowiska (bierny) – realizowany zgodnie z programem poboru i pomiaru próbek ze środowiska wodnego, gleby, roślinności i powietrza za pomocą całkujących detektorów tła promieniowania.

Planując program monitoringu Ośrodka Jądrowego brano pod uwagę:

- dane demograficzne w otoczeniu Ośrodka,
- sposób wykorzystania terenu,
- możliwość awarii urządzeń i instalacji jądrowych i radiacyjnych,
- wymagania i oczekiwania społeczne,
- relacje pomiędzy monitoringiem a modelami określającymi dawkę.

Lokalizację poszczególnych obiektów oraz rozmieszczenie miejsc poboru prób środowiskowych i pomiarów tła promieniowania gamma w otoczeniu Ośrodka przedstawiono na rys. 1.

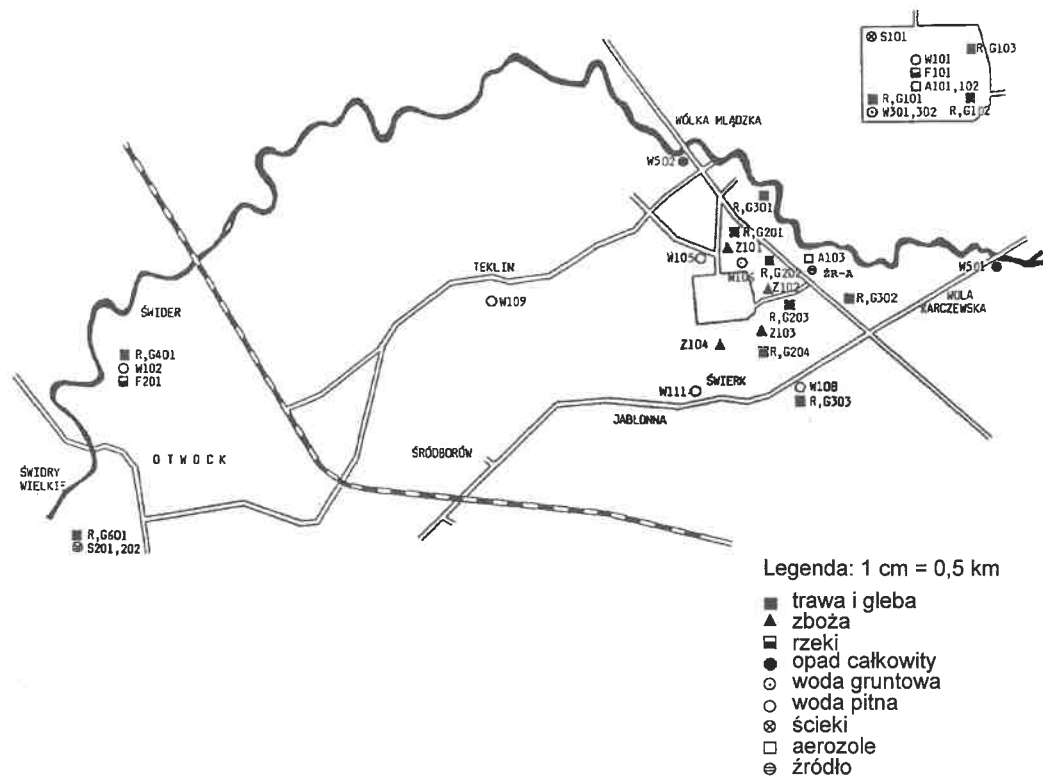
## 2. MONITORING AKTYWNY TERENU OŚRODKA

System Centralnego Nadzoru Radiologicznego (SCNR) służy dla celów ciągłej kontroli podstawowych parametrów dozymetrycznych i meteorologicznych. Kontrola ta obejmuje ciągłe pomiary i automatyczną rejestrację danych, w tym kierunek i prędkość wiatru oraz sygnalizację optyczną i akustyczną przekroczeń wartości progowych następujących parametrów:

- tła promieniowania fotonowego na terenie Ośrodka,
- aktywności właściwej ścieków sanitarnych usuwanych z terenu Ośrodka,
- aktywności właściwej wód drenażowo-opadowych spływających z terenu Ośrodka do rzeki Świder,
- stężenia izotopów promieniotwórczych w formie aerozoli w powietrzu atmosferycznym.

Sygnaly pomiarowe z określonych punktów kontrolnych w terenie przesyłane są siecią kablową do monitorów i urządzeń kontrolno-pomiarowych w Centrali Dozymetrycznej Ośrodka Świerk znajdującej się w budynku nr 2.

Tło promieniowania fotonowego monitorowane jest w sześciu punktach kontrolnych, z czego cztery znajdują się przy bramach, jeden w rejonie centralnym (budynek nr 2) i jeden obok budynku nr 82. Sondy detekcyjne z licznikami GM zapewniają wykrywalność promie-



Rys. 1. Miejsca poboru prób środowiskowych – Ośrodek Świerk

niowania fotonowego w zakresie energii od 0,1 do 1,5 MeV na poziomie kilku  $\mu\text{R/h}$ , tzn. na poziomie zbliżonym do średniej wartości tła naturalnego w rejonie Ośrodka. W punkcie centralnym Ośrodka jest prowadzony dodatkowy pomiar tła promieniowania fotonowego za pomocą systemu SAPOS-90M. Sonda detekcyjna tego przyrządu znajduje się na dachu budynku nr 2.

Aktywność ścieków sanitarnych kontrolowana jest w sposób ciągły w zbiorniku przepompowni znajdującym się w budynku nr 33, gdzie gromadzone są ścieki z całej kanalizacji sanitarnej Ośrodka zanim zostaną przepompowane do zbiorników retencyjnych lub kolektora otwocznego. Kontrolę tę prowadzi się dwoma niezależnymi torami pomiarowymi, w których wykorzystano sondy scyntylacyjne z kryształem NaI(Tl) ( $\varnothing 50 \times 50$  mm) mierząc promieniowanie w zbiorniku przepompowni ścieków. Pierwszy tor pomiarowy służy do wykrywania zawartości substancji gammadpromieniotwórczych w ściekach w zakresie 30-100 Bq/l (zależnie od rodzaju izotopu). Drugi tor pozwala na pomiar

stężeń nuklidów gammadpromieniotwórczych na poziomie około 100 razy wyższym, tj. przewidywanym dla sytuacji poważnych zakłóceń technologicznych lub stanów awaryjnych.

Aktywność wód drenażowo-opadowych kontrolowana jest w sposób ciągły w zbiorniku głównej studzienki drenażowej (nr 69) odprowadzającej wody z terenu Ośrodka poprzez kanał drenażowy do rzeki Świder. Tor kontrolno-pomiarowy mierzący poziom promieniowania gamma tych wód jest zbudowany i pracuje podobnie jak pierwszy tor pomiarowy kontroli ścieków. Zastosowany detektor (kryształ NaI(Tl)) oraz geometria pomiarowa zapewniają wykrywalność stężeń na poziomie 30-100 Bq/l, dla większości nuklidów gammadpromieniotwórczych.

Aktywność właściwa powietrza atmosferycznego kontrolowana jest poprzez pomiar stężenia aerozoli promieniotwórczych w rejonie centralnym Ośrodka (budynek nr 2). Wykorzystywany jest przyrząd typu FHT-2000 produkcji firmy FAG. Powietrze zasysane jest na nieruchomy

filtr o średnicy 200 mm z szybkością ok.  $45 \text{ m}^3/\text{h}$ . Pomiar promieniowania  $\alpha$  i  $\beta$  aerozoli odbywa się w sposób ciągły za pomocą zespołu proporcjonalnych liczników przepływowych. Zastosowana metoda analizy sygnałów z detektorów pozwala na wykrycie nuklidów alfapromieniotwórczych o stężeniu  $10 \text{ Bq/m}^3$ , a betapromieniotwórczych o stężeniu  $20 \text{ Bq/m}^3$ , oraz  $^{222}\text{Rn}$  o stężeniu wynoszącym kilka  $\text{Bq/m}^3$ .

Podstawowe parametry meteorologiczne, takie jak kierunek i prędkość wiatru, niezbędne dla szybkiej, szacunkowej prognozy rozprzestrzeniania się ewentualnych uwolnień substancji promieniotwórczych z obiektów Ośrodka do atmosfery, kontrolowane są za pomocą wiatromierza W-863 w centralnym rejonie Ośrodka na wysokości około 25 m nad poziomem ziemi.

Wskazania pomiarów kontrolnych są rejestrowane i przetwarzane za pomocą komputera, który generuje raport dobowy.

System jest eksploatowany od około 30 lat i wymaga poważnej modernizacji ze względu na swe techniczne zużycie.

### 3. PROGRAM MONITORINGU ŚRODOWISKOWEGO

Celem monitoringu jest wykazanie, że praca w Ośrodku ze źródłami promieniowania jonizującego nie powoduje rozprzestrzeniania skażeń i występowania pól promieniowania jonizującego w miejscach dostępnych dla ludności.

W tabeli 1 przedstawiono aktualny program monitoringu środowiskowego Ośrodka Badawczego Świerk.

Program ten obejmuje kontrolę:

- **wód drenażowych** – wylot instalacji drenażowo-odwadniającej z terenu Ośrodka do kanału terenowego odprowadzającego te wody do rzeki Świder,
- **wód wodociągowych** – w poszczególnych budynkach na terenie Ośrodka oraz w punkcie odniesienia (Świder - Obserwatorium),
- **wód studziennych i gruntowych** – wody studzienne w sąsiadujących z Ośrodkiem gospodarstwach oraz w punkcie odniesienia,
- **wód rzecznych** – rzeka Świder w rejonie przed i za odprowadzeniem kanału drenażowego

oraz rzeka Wisła w Kanale Bilińskiego oraz punkt odniesienia w rejonie Góry Kalwarii,

- **ścieków sanitarnych** – rejon uwolnienia ścieków z terenu Ośrodka do kanału łączącego się z systemem kanalizacji Otwocka,

- **opadów** – na terenie Ośrodka i w rejonie rzeki Świder,

- **aerozoli** – na terenie Ośrodka i w rejonie rzeki Świder,

- **mleka** – z sąsiednich gospodarstw,

- **gleby, zboża i trawy** – w sąsiednich rejonach i terenie, z uwzględnieniem lokalizacji grupy krytycznej i rocznej róży wiatru,

- **tła promieniowania gamma** – w 30 punktach na terenie i poza Ośrodkiem w odległości do kilku kilometrów oraz w punktach odniesienia.

Wyniki tych pomiarów są podawane w okresowych sprawozdaniach. Co kwartał wyniki są wywieszane w dwu punktach Ośrodka Świerk (budynek nr 2 i tablica przy bramie wyjazdowej) oraz przesyłane do wiadomości Państwowej Agencji Atomistyki. Dodatkowo są opracowywane i publikowane w Raporcie rocznym na temat ochrony radiologicznej, przesyłanym do Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego i Radiacyjnego PAA oraz do władz terenowych.

### 4. WYNIKI KONTROLI ŚRODOWISKA W 1996 ROKU

W tabelach 2 i 3 zestawiono wyniki pomiarów monitoringu środowiskowego Ośrodka Świerk z roku 1996.

Zgodnie z ustaloną metodyką pobrane próby wody, ścieków, opadu atmosferycznego, po odpowiedniej obróbce fizykochemicznej poddawano pomiarom radiometrycznym w urządzeniu pomiarowym z przepływowym licznikiem proporcjonalnym o średnicy okienka  $\varnothing 200$  mm.

Na podstawie pomiaru całkowitej zawartości nuklidów betapromieniotwórczych w preparatach pomiarowych określono radioaktywności pobranych prób.

Łącznie w 1996 r. pobrano 843 próby elementów środowiska naturalnego (677 prób wody, 96 aerozoli, 26 traw, 26 gleb, 5 zbóż, 6 prób mleka, 7 mułów) z terenu Ośrodka Świerk i okolicy. Przeprowadzono 397 pomiarów całkowitej zawartości nuklidów betapromieniotwórczych. Średnie stężenia całkowite

substancji betapromieniotwórczych zestawiono w tabeli 2 (błąd pomiaru  $\pm 30\%$ ).

Wykonano również 52 pomiary całkowitej zawartości nuklidów alfabromieniotwórczych oraz 12 pomiarów trytu ( $^3\text{H}$ ) w próbach wód deszczowo-drenażowych Ośrodka. Średnie stężenie substancji  $\alpha$ -promieniotwórczych wynosiło 0,08 Bq/l, natomiast trytu 200 Bq/l (błąd pomiaru  $\pm 30\%$ ). Ponadto dokonano oznaczeń strontu ( $^{90}\text{Sr}$ ) w wodach deszczowo-drenażowych oraz w ściekach Ośrodka. Zawartości strontu wynosiły odpowiednio 0,008 Bq/l oraz 0,07 Bq/l.

Ponadto wykonano 461 analiz spektrometrycznych oznaczając stężenia poszczególnych nuklidów gammapromieniotwórczych w badanych próbach.

– aerozole atmosferyczne (96 prób), zbierane w sposób ciągły i mierzone w cyklu tygodniowym z terenu Ośrodka Świerk i z terenu ujęcia wody nad Świdrem; średnie zawartości  $^7\text{Be}$  pochodzenia kosmicznego wynosiły odpowiednio 6,5 mBq/m<sup>3</sup> i 4,3 mBq/m<sup>3</sup> oraz  $^{137}\text{Cs}$  odpowiednio 6,5  $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$  i 4,4  $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$ .

W ciągu 13 tygodni zaobserwowano  $^{40}\text{K}$  w obu punktach pomiarowych o średniej aktywności 90  $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$ ,

– opad całkowity (24 próby), mierzony w cyklu miesięcznym z terenu Ośrodka Świerk i Stacji PAN w Świdrze; średnie zawartości  $^7\text{Be}$  wynosiły odpowiednio 4,3 Bq/m<sup>2</sup> na miesiąc i 5,2 Bq/m<sup>2</sup> na miesiąc.

W Ośrodku Świerk w czerwcu oraz sierpniu zarejestrowano  $^{137}\text{Cs}$  o średniej aktywności 0,7 Bq/m<sup>2</sup> na miesiąc, a w czerwcu  $^{40}\text{K}$  o aktywności 13,0 Bq/m<sup>2</sup> na miesiąc.

W Stacji PAN w Świdrze, w listopadzie zarejestrowano  $^{40}\text{K}$  o aktywności 7,0 Bq/m<sup>2</sup> na miesiąc,

– wody drenażowo-opadowe usuwane z Ośrodka Świerk do rzeki Świder (52 próby), mierzone w sposób ciągły w cyklu tygodniowym; aktywność poniżej progu wykrywalności aparatury  $^{137}\text{Cs}$  2 Bq/l,  $^{40}\text{K}$  < 20 Bq/l,

– ścieki sanitarne usuwane z Ośrodka Świerk do kolektora otwockiego (12 prób), zbierane w sposób ciągły w przepompowni ścieków; aktywność zarejestrowana znajduje się

w przedziale: dla  $^{40}\text{K}$  1-2,5 Bq/l;  $^{137}\text{Cs}$  0,15-1,5 Bq/l;  $^{60}\text{Co}$  0,08-0,7 Bq/l;  $^{65}\text{Zn}$  0,9-1,2 Bq/l;  $^{152}\text{Eu}$  0,14-0,6 Bq/l;  $^{113}\text{Sn}$  0,07-0,12 Bq/l;  $^{51}\text{Cr}$  0,66-1,6 Bq/l. Sporadycznie wykryto  $^{131}\text{I}$  0,8 Bq/l;  $^{24}\text{Na}$  0,1 Bq/l;  $^{124}\text{Sb}$  0,44 Bq/l,

– wody z okolicznych gospodarstw (16 prób), stwierdzono zawartość  $^{40}\text{K}$  o średniej aktywności 0,9 Bq/l,

– mleko z okolicznych gospodarstw (6 prób), stwierdzono zawartość  $^{40}\text{K}$  i  $^{137}\text{Cs}$ , średnie ich zawartości wynosiły odpowiednio 40 Bq/l i 3,0 Bq/l,

– muł z przepompowni Ośrodka Świerk (3 próby); średnie zawartości zidentyfikowanych nuklidów wynoszą:  $^{133}\text{Ba}$  45 Bq/kg s.m.<sup>1</sup>;  $^{60}\text{Co}$  350 Bq/kg s.m.;  $^{137}\text{Cs}$  950 Bq/kg s.m.;  $^{40}\text{K}$  150 Bq/kg s.m.;  $^{152}\text{Eu}$  35 Bq/kg s.m.;  $^{154}\text{Eu}$  30 Bq/kg s.m.;  $^{54}\text{Mn}$  2 Bq/kg s.m.; sporadycznie zarejestrowano  $^{124}\text{Sb}$  10 Bq/kg s.m.;  $^{113}\text{Sn}$  18 Bq/kg s.m.;  $^{144}\text{Ce}$  14 Bq/kg s.m.;  $^{95}\text{Zr}$  5 Bq/kg s.m. i  $^{226}\text{Ra}$  35 Bq/kg s.m.,

– muł z oczyszczalni ścieków w Otwocku (2 próby) średnia roczna: stwierdzono  $^{40}\text{K}$  o aktywności 165 Bq/kg s.m.;  $^{60}\text{Co}$  30 Bq/kg s.m.;  $^{137}\text{Cs}$  65 Bq/kg s.m. i  $^{226}\text{Ra}$  220 Bq/kg s.m.,

– muł z oczyszczalni ścieków w Mińsku Mazowieckim (2 próby) średnia roczna: stwierdzono  $^{40}\text{K}$  240 Bq/kg s.m.;  $^{137}\text{Cs}$  15 Bq/kg s.m. i  $^{226}\text{Ra}$  115 Bq/kg s.m.,

– trawa, zboże, gleba (łącznie 57 prób). Wyniki przedstawiono w tabeli 3.

Analizę spektrometryczną przeprowadzono na zestawie z detektorem HPGe o wydajności 30%, zdolności rozdzielczej 1,9 keV dla  $^{60}\text{Co}$  o energii 1,33 keV.

Prowadzono także ciągły, całkujący pomiar tła promieniowania fotonowego na terenie Ośrodka Świerk (20 punktów pomiarowych – 40 detektorów termoluminescencyjnych TLD) oraz w okolicy (12 punktów pomiarowych – 24 detektory TLD).

Średnia wartość dawki pochłoniętej w powietrzu w 1996 roku na terenie Ośrodka Świerk i w jego okolicy wynosi 0,89 mGy.

Maksymalne i minimalne zarejestrowane dawki wynosiły odpowiednio: 1,1 i 0,68 mGy/rok.

Tabela 1

Program monitorowania środowiskowego w Ośrodku Badawczym Świerk

Rodzaj próbki	Rodzaj pomiaru	Jednostka	Aparatura pomiarowa	Procedura	Częstotliwość pomiarów	Numer punktu pomiarowego
1) Powietrze (Aerozole)	całk. $\alpha$	Bq/m <sup>3</sup>	Przyrząd AERD f-y FAG liczniki proporcjonalne	napylenie ciągłe filtr nieruchomy	pomiar ciągły	OB Świerk: A-101
	całk. $\beta$					
2) Wody drenażowe	$^{222}\text{Rn}$	Bq/l	Nal(Tl)3" x 3", Ge-HP	napyłony filtr Pietrianowa	1 x tydzień	OB Świerk: A-102, A103
	spektr. $\gamma$					
	całk. $\alpha$					
	całk. $\beta$					
	spektr. $\gamma$					
3) Wody wodociągowe	$^{90}\text{Sr}$	Bq/l	Zestaw z wielkopowierzchniowymi licznikami proporcjonalnymi typu „Berthold” Ge-HP	1 l, filtracja, odparowanie	1 x tydzień	OB Świerk: W-201
	$^3\text{H}$					
4) Wody studzienne	całk. $\beta$	Bq/l	UGB-2	0,5 l, filtracja wymaz miesięczny	1 x tydzień	OB Świerk: W-101, W-102, W-103
	spektr. $\gamma$					
5) Wody rzeczne	całk. $\beta$	Bq/l	Licznik z ciekłym scyntylatorem „Beckman”	wymaz miesięczny spopielenie wymazów 100 ml	1 x miesiąc	OB Świerk i okolice: W-101, W-102, W-103
	spektr. $\gamma$					
6) Wody	całk. $\beta$	Bq/l	„Berthold”	2 l, filtracja, odparowanie	1 x miesiąc	OB Świerk i okolice: W-105, W-106, W-108, W-111
	spektr. $\gamma$					
6) Wody	całk. $\beta$	Bq/l	„Berthold”	2 l, filtracja, odparowanie	1 x miesiąc	Świder: W-501, W-502, Wisła: W-601, W-602
	spektr. $\gamma$					
6) Wody	całk. $\beta$	Bq/l	„Berthold”	2 l, filtracja, odparowanie	1 x miesiąc	OB Świerk i okolice: Ż-A
	spektr. $\gamma$					

<sup>1</sup> s.m. - sucha masa

Rodzaj próbki	Rodzaj pomiaru	Jednostka	Aparatura pomiarowa	Procedura	Częstotliwość pomiarów	Numer punktu pomiarowego
7) Ścieki sanitarne	całk. $\beta$	Bq/l	„Berthold” NaI(Tl)2"× 2" NaI(Tl)3"× 3", Ge-HP UGB-2	1 l, filtracja, odparowanie 1 l wymaz miesięczny spopielenie wymazów	1 × tydzień 1 × tydzień 1 × miesiąc 1 × kwartał	OB Świerk: S-101
	spektr. $\gamma$ $^{90}\text{Sr}$					
8) Ścieki, pomiary kwalifikacyjne	całk. $\beta$	Bq/l	„Berthold”	1 l, filtracja, odparowanie	1 × miesiąc	OB Świerk i okolice: S-201, S-202
	całk. $\alpha, \beta$					
	całk. $\gamma$ $^{90}\text{Sr}$					
9) Wody podziemne	$^3\text{H}$		„Beckman”	100 ml, filtracja, destylacja	okresowo <sup>3)</sup>	OB Świerk – zbiorniki PZK: 24 I,II,III,L,Is,IIIs,IIIs, 26 I,II; 39 I,II; R-1 II; R-2 I,II
	całk. $\beta$ $^3\text{H}$	Bq/l	„Berthold” „Beckman”	2 l, filtracja, odparowanie 100 ml	1 × miesiąc 1 × kwartał	OB Świerk: W-301, W-302, (piezometry przy zbiornikach zrzutowych reaktora EWA)
10) Wody technologiczne	całk. $\alpha, \beta$	Bq/l	ZR-16 NaI(Tl)2"× 2" NaI(Tl)3"× 3", Ge-HP UGB-2 „Beckman”	30 ml, odparowanie 1 l 150 ml, 500 ml 200 ml 100 ml	okresowo <sup>1), 2), 3)</sup>	OB Świerk: II obieg reaktora MARIA
	całk. $\gamma$					
	spektr. $\gamma$ $^{90}\text{Sr}$ $^3\text{H}$					
11) Opad całkowity	całk. $\beta$	Bq/m <sup>2</sup> tydz.	„Berthold”	2 l, filtracja, odparowanie	1 × tydzień	OB Świerk i okolice: F-101, F-201
	spektr. $\gamma$	Bq/m <sup>2</sup> mies.	Ge-HP	wymaz miesięczny	1 × miesiąc	

Rodzaj próbki	Rodzaj pomiaru	Jednostka	Aparatura pomiarowa	Procedura	Częstotliwość pomiarów	Numer punktu pomiarowego
12) Muły	spektr. $\gamma$	Bq/kg s.m.	NaI(Tl)3"× 3", Ge-HP	suszenie, 500 ml	2 × rok 1 × rok	OB Świerk : M-101 Okolice: M-201, M-401
	$^{90}\text{Sr}$		UGB-2	spopielenie	2 × rok 1 × rok	OB Świerk: M-101 Okolice: M-201, M-401
13) Mleko	spektr. $\gamma$	Bq/l	Ge-HP	500 ml	2 × rok	OB Świerk i okolice: M-105, M-107, M-108
14) Gleba	spektr. $\gamma$	Bq/kg s.m.	Ge-HP	suszenie, 500 ml	2 × rok	OB Świerk i okolice: G-101÷103, G-201÷204, G-301÷303, G-401, G-501, G-601
15) Zboże	spektr. $\gamma$	Bq/kg s.m.	Ge-HP	suszenie, 500 ml	1 × rok	OB Świerk i okolice: Z-101÷104, Z-201
16) Trawy	spektr. $\gamma$	Bq/kg s.m.	Ge-HP	suszenie, rozdrabnianie, 500 ml	2 × rok	OB Świerk i okolice: R-101÷103, R-201÷204, R-301÷303, R-401, R-501, R-601
	całk. $\gamma$	mSv $\mu\text{R/h}$	Detektory całkujące TLD		1 × kwartał	OB Świerk i okolice: 32 pkt. pomiarowe
17) Tło	całk. $\gamma$					
	moc dawki ekspoz.		Przyrząd SAPOS 90M liczniki GM		pomiar ciągły	OB Świerk: A-101

s.m. – sucha masa

<sup>1)</sup> analizę spektrometryczną wykonuje się, gdy całkowita aktywność nuklidów betapromieniotwórczych przekracza 250 Bq/l.<sup>2)</sup> zawartość  $^{90}\text{Sr}$  określa się, gdy całkowita aktywność nuklidów betapromieniotwórczych przekracza 300 Bq/l.<sup>3)</sup> w momencie planowego usuwania ścieków lub wód technologicznych.

## 5. WPŁYW OŚRODKA ŚWIERK NA OTACZAJĄCE ŚRODOWISKO

Wykonywana kontrola i uzyskane wyniki wykazują, że od przeszło 25 lat nie zarejestrowano ujemnych skutków radiologicznych, wynikających z działalności Ośrodka Świerk, a wpływających na otaczające środowisko. Uzyskane wyniki wskazują, że poziom narażenia ludności od sztucznych izotopów promieniotwórczych jest znacznie niższy niż od naturalnego tła promieniowania.

### Progi wykrywalności:

#### 1. Powietrze – aerozole

- pomiar ciągły: sztuczne nuklidy  
 $\alpha$  prom. – 10 Bq/m<sup>3</sup>,  $\beta$  prom. – 20 Bq/m<sup>3</sup>
- pomiar okresowy: <sup>7</sup>Be – 20  $\mu$ Bq/m<sup>3</sup>,  
<sup>40</sup>K – 70 Bq/m<sup>3</sup>, <sup>137</sup>Cs – 3 Bq/m<sup>3</sup>.

#### 2. Próby wodne

- całkowita aktywność  $\alpha$  – 0,06 Bq/l
- całkowita aktywność  $\beta$  – 0,08 Bq/l (próba 2 l),  
0,15 Bq/l (próba 1 l)
- spektrometria  $\gamma$ , pomiar bezpośredni  
<sup>40</sup>K – 20 Bq/l, <sup>137</sup>Cs – 2 Bq/l
- spektrometria  $\gamma$ , pomiar odparowanego osadu  
(wymaz) <sup>40</sup>K – 2 Bq/l, <sup>137</sup>Cs – 0,1 Bq/l
- <sup>90</sup>Sr – 1,5 mBq/l
- Tryt (HTO) – 7 Bq/l.

#### 3. Próby ścieków z PZK i wód technologicznych

- całkowita aktywność  $\alpha$  – 1 Bq/l
- całkowita aktywność  $\beta$  – 8 Bq/l
- całkowita aktywność  $\gamma$  – 9 Bq/l.

#### 4. Opad całkowity

- całkowita aktywność  $\beta$  – 0,33 Bq/m<sup>2</sup> · tydz.
- spektrometria  $\gamma$  <sup>7</sup>Be – 1,5 Bq/m<sup>2</sup> · mies.;  
<sup>40</sup>K – 5 Bq/m<sup>2</sup> · mies.;  
<sup>137</sup>Cs – 0,4 Bq/m<sup>2</sup> · mies.

#### 5. Muły (dla suchej masy)

- spektrometria  $\gamma$  <sup>40</sup>K – 15 Bq/kg;  
<sup>60</sup>Co – 0,6 Bq/kg; <sup>137</sup>Cs – 1,5 Bq/kg.

#### 6. Mleko

- spektrometria  $\gamma$  <sup>40</sup>K – 20 Bq/l; <sup>137</sup>Cs – 2 Bq/l.

#### 7. Gleba (dla suchej masy)

- spektrometria  $\gamma$  <sup>40</sup>K – 6 Bq/kg;  
<sup>137</sup>Cs – 0,5 Bq/kg; <sup>226</sup>Ra – 5 Bq/kg;  
<sup>228</sup>Ac – 2 Bq/kg.

#### 8. Zboże (dla suchej masy)

- spektrometria  $\gamma$  <sup>40</sup>K – 12 Bq/kg;  
<sup>137</sup>Ce – 1 Bq/kg; <sup>226</sup>Ra – 10 Bq/kg;  
<sup>228</sup>Ac – 4 Bq/kg.

#### 9. Trawa (dla suchej masy)

- spektrometria  $\gamma$  <sup>40</sup>K – 80 Bq/kg;  
<sup>137</sup>Cs – 7 Bq/kg; <sup>226</sup>Ra – 70 Bq/kg;  
<sup>228</sup>Ac – 24 Bq/kg.

#### 10. Tło promieniowania $\gamma$

- pomiar całkujący TLD – 0,05 mSv
- pomiar ciągły – 1  $\mu$ R/h (0,01  $\mu$ Sv/h).

Tabela 2

Zawartości całkowite substancji betapromieniotwórczych w środowisku wodnym, opadzie atmosferycznym i w ściekach na terenie i w otoczeniu Ośrodka Świerk w 1996 r.

Rodzaj próbki i miejsce jej pobrania	Jedn. pomiarowa	Symbol próbki	Wartość minimalna	Wartość maksymalna	Wartość średnia	Wartość średnia 1995 r.	Liczba kontrolowanych	
							prób	pkt.
<b>1. Wody rzeczne</b>								
Świder – Wola Karczewska	Bq/l	W501	0,08	0,38	0,18	0,15	11	1
Świder – Wólka Mładzka		W502	0,08	0,24	0,13	0,13	12	1
Wisła – Góra Kalwaria		W601	0,08	0,39	0,20	0,15	12	1
Wisła – Warszawa		W602	0,19	0,62	0,30	0,23	12	1
<b>2. Wody pitne (wodociągowe)</b>								
Ośrodek – budynek nr 2	Bq/l	W101	0,16	1,34	0,39	0,28	12	1
Stacja PAN – Świder		W102	0,29	0,89	0,62	0,43	12	1
Sanatorium Wojskowe – Otwock		W109	0,08	0,39	0,21	0,18	12	1
<b>3. Wody studzienne</b>								
Gospodarstwo – W105	Bq/l	W105	0,30	2,52	1,27	1,12	12	1
Gospodarstwo – W106		W106	0,26	1,52	1,05	1,12	12	1
Gospodarstwo – W108		W108	0,67	2,00	1,23	1,22	12	1
Gospodarstwo – W111		W111	0,08	0,92	0,31	0,35	12	1
<b>4. Wody gruntowe</b>								
Odwierty kontrolne	Bq/l	W301	0,08	0,29	0,13	0,14	48	4
Ośrodka		W302	0,08	1,03	0,25	0,19	48	4
<b>5. Wody drenażowo-opadowe</b>								
Ośrodek Świerk	Bq/l	W201	0,08	1,42	0,28	0,27	260	1
<b>6. Źródło naturalne (Adamówka)</b>								
	Bq/l	ŹR-A	0,08	0,23	0,11	0,10	12	1
<b>7. Ścieki – Oczyszczalnia w Otwocku</b>								
– kanał wlotowy	Bq/l	S201	0,52	1,93	1,19	0,80	12	1
– kanał wylotowy		S202	0,59	1,10	0,92	0,83	12	1
<b>8. Ścieki – Ośrodek Świerk</b>								
	Bq/l	S101	0,13	68,3	3,38	1,70	52	1
<b>9. Opad całkowity</b>								
Ośrodek Świerk	Bq/m <sup>2</sup>	F101	0,32	14,8	3,73	2,08	51	1
Stacja PAN Świder	tydz.	F201	0,35	40,2	4,35	1,61	51	1

Tabela 3

Stężenia nuklidów  $\gamma$ -promieniotwórczych w trawie, zbożu, glebie na terenie i w okolicy  
Ośrodka Świerk

Rodzaj próbki i miejsce jej pobrania	Jednostka pomiarowa	$^{40}\text{K}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{228}\text{Ac}$	$^{226}\text{Ra}$
<b>1. Trawa – II kwartał</b>					
R-101		900	< 7	< 24	< 70
R-102		1200	< 7	< 24	< 70
R-103		820	< 7	< 24	< 70
R-201		990	15	< 24	< 70
R-202		1100	17	< 24	< 70
R-203	Bq/kg	700	< 7	< 24	< 70
R-204	s.m.	530	110	< 24	< 70
R-301		1000	20	< 24	< 70
R-302		1300	22	< 24	< 70
R-303		940	40	< 24	< 70
R-401		420	40	< 24	< 70
R-501		1000	< 7	< 24	< 70
R-601		770	15	< 24	< 70
<b>Trawa – IV kwartał</b>					
R-101		1600	< 7	< 24	< 70
R-102		810	< 7	< 24	< 70
R-103		760	< 7	< 24	< 70
R-201		690	55	< 24	< 70
R-202		760	< 7	< 24	< 70
R-203	Bq/kg	510	< 7	< 24	< 70
R-204	s.m.	570	88	< 24	< 70
R-301		770	95	< 24	< 70
R-302		700	< 7	< 24	< 70
R-303		1100	< 7	< 24	< 70
R-401		890	< 7	< 24	< 70
R-501		1500	< 7	< 24	< 70
R-601		870	56	< 24	< 70
<b>2. Zboże</b>					
Ż-101		150	< 1	< 4	< 10
Ż-102	Bq/kg	140	< 1	< 4	< 10
Ż-103	s.m.	150	< 1	< 4	< 10
Ż-104		130	< 1	< 4	< 10
Ż-201		130	< 1	< 4	< 10

Rodzaj próbki i miejsce jej pobrania	Jednostka pomiarowa	$^{40}\text{K}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{228}\text{Ac}$	$^{226}\text{Ra}$
<b>3. Gleba – II kwartał</b>					
G-101		350	13	17	34
G-102		150	4	< 2	15
G-103		165	7	6	15
G-201		305	20	20	47
G-202		260	14	11	33
G-203	Bq/kg	160	4	4	< 5
G-204	s.m.	280	< 0,5	10	31
G-301		290	3	11	33
G-302		300	110 <sup>*)</sup>	18	46
G-303		130	13	4	< 5
G-401		160	14	3	14
G-501		360	9	20	53
G-601		180	2	5	26
<b>Gleba – IV kwartał</b>					
G-101		305	12	13	37
G-102		225	6	8	17
G-103		330	42	17	28
G-201		175	12	5	13
G-202		250	15	16	38
G-203	Bq/kg	160	7	4	< 5
G-204	s.m.	240	2	< 2	22
G-301		325	12	14	28
G-302		150	1	6	12
G-303		105	1	< 2	< 5
G-401		160	3	< 2	< 5
G-501		415	13	30	84
G-601		160	9	6	38

s.m. – sucha masa

\*) próbka zawiera dużą składową organiczną

**Notka o autorach**

**Bogdan Filipiak** – mgr inż. elektronik, z-ca kierownika Służby Ochrony Radiologicznej w Instytucie Energii Atomowej w Świerku

**Zbigniew Haratym** – dr fizyki, kierownik Służby Ochrony Radiologicznej IEA w Świerku

# POSTĘPOWANIE NA WYPADEK AWARII W OŚRODKU W ŚWIERKU

*Jerzy Koziół*

## 1. WSTĘP

W przypadku awarii w Ośrodku Jądrowym w Świerku, która, może grozić nadmiernym uwolnieniem do środowiska naturalnego substancji promieniotwórczych lub narażeniem osób na promieniowanie w stopniu przekraczającym przyjęte granice, postępowanie wynika z opracowanych wcześniej i przećwiczonych planów awaryjnych.

W polskich przepisach, dotyczących bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, zagadnienia planowania awaryjnego i gotowości na wypadek awarii uregulowane są przede wszystkim przez [1], [2], [3].

W Ośrodku w Świerku istnieją plany postępowania na wypadek awarii jądrowej, awarii radiacyjnej lub na wypadek bezpośredniego zagrożenia jedną z tych awarii.

Ponieważ następstwa awarii mogą mieć rozmaity zasięg, to mamy obiektowe plany awaryjne i ramowy plan postępowania na wypadek awarii w Ośrodku, uwzględniający możliwość współdziałania z odpowiednimi władzami i organizacjami zewnętrznymi, gdyby skutki awarii miały zasięg większy niż teren Ośrodka.

Ponieważ na terenie Ośrodka znajdują się trzy niezależne jednostki badawczo-rozwojowe: Instytut Energii Atomowej (IEA), Instytut Problemów Jądrowych (IPJ) i Ośrodek Badawczo-Rozwojowy Izotopów (OBRI), Dyrektorzy tych jednostek wydali wspólnie podpisane zarządzenie określające organizację postępowania w przypadku awarii, a także organizację działań mających na celu utrzymanie awaryjnej gotowości Ośrodka.

Z dniem 2 stycznia 1987 roku została powołana Służba Awaryjna Ośrodka Jądrowego będąca komórką organizacyjną Instytutu Energii Atomowej, a której praca ma na celu utrzymanie gotowości awaryjnej Ośrodka oraz niezwłoczne podejmowanie działań przeciwawaryjnych, jeśli okażą się niezbędne.

## 2. DEFINICJE, OKREŚLENIA

Ponieważ przedstawione akty prawne dotyczące planowania postępowania awaryjnego [1] [2] nie definiują jednoznacznie wszystkich pojęć użytecznych przy opisie postępowania na wypadek awarii w Ośrodku w Świerku, przyjęto niektóre definicje robocze na podstawie doświadczenia i rekomendacji międzynarodowych i uzgodniono je z Dozorem Jądrowym.

Najważniejsze z nich są następujące:

**Awaria jądrowa** jest to uszkodzenie elementów paliwowych reaktora lub niebezpieczne napromienienie ludzi spowodowane:

- a) utratą kontroli nad reakcją łańcuchową w rdzeniu reaktora,
- b) powstaniem masy krytycznej podczas transportu czy składowania paliwa jądrowego,
- c) uszkodzeniem systemu chłodzenia rdzenia reaktora.

**Awaria radiacyjna** jest to naruszenie bezpiecznej eksploatacji obiektu, w wyniku którego nastąpiło uwolnienie produktów promieniotwórczych lub promieniowania jonizującego powyżej poziomów przewidywanych dla normalnej eksploatacji.

**Zagrożenie awaryjne** jest to odstępstwo od sposobu postępowania z materiałem promieniotwórczym lub takie odstępstwo od stanu obiektu jądrowego, które bez podjęcia niezwłocznych działań może doprowadzić do awarii jądrowej lub awarii radiacyjnej.

**Ośrodek w Świerku**, nazywany także Ośrodkiem Badawczym w Świerku lub Ośrodkiem Jądrowym w Świerku, jest to teren wraz z usytuowanymi na nim obiektami, będącymi własnością Instytutu Energii Atomowej, Instytutu Problemów Jądrowych i Ośrodka Badawczo-Rozwojowego Izotopów.

**Obiekt jądrowy** to obiekt lub urządzenie, w którym jest wytwarzany, przetwarzany, przechowywany lub transportowany materiał jądrowy w ilości umożliwiającej zrealizowanie samopodtrzymującej się reakcji rozszczepienia.



**Obiekt o zagrożeniu radiacyjnym** to obiekt lub urządzenie w którym są wytwarzane, przetwarzane, przechowywane lub transportowane, źródła promieniowania jonizującego lub odpady promieniotwórcze.

### 3. ORGANIZACJA STRUKTURY AWARYJNEJ

Strukturę organizacyjną na wypadek awarii tworzą:

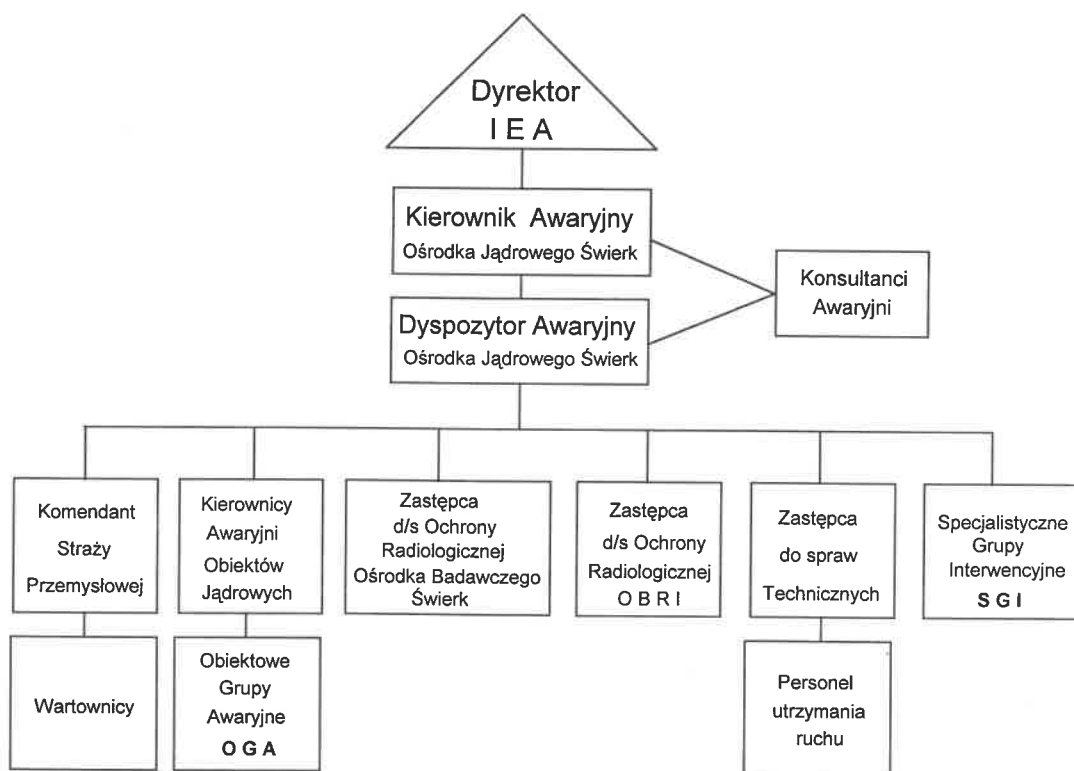
- (1) Służba Awaryjna Ośrodka Jądrowego zwana poprzednio Służbą KAOJ z Kierownikiem Awaryjnym Ośrodka Jądrowego (KAOJ),
- (2) Służba dyspozytorsko-awaryjna Zakładu Obsługi i Transportu (ZOiT-IPJ)
- (3) Służba dyspozytorsko-awaryjna Ośrodka Badawczo-Rozwojowego Izotopów (OBRI),
- (4) Obsługa centrali dozymetrycznej Ośrodka Świerk,
- (5) Straż przemysłowa Ośrodka,

- (6) Kierownicy awaryjni (KAO) obiektów jądrowych i obiektów o zagrożeniu radiacyjnym,
- (7) Obiektowe grupy awaryjne (OGA),
- (8) Specjalistyczne grupy interwencyjne (SGI),
- (9) Konsultanci awaryjni.

Z chwilą ogłoszenia w Ośrodku stanu awarii jądrowej, awarii radiacyjnej lub zagrożenia awaryjnego obowiązuje schemat organizacyjny struktury służb awaryjnych przedstawiony na rys. 1.

Zapisane są zasady zastępowania osób wymienionych w schemacie, a mianowicie:

- w przypadku nieobecności dyrektora IEA lub na jego polecenie, w jego imieniu występuje kierownik awaryjny Ośrodka Jądrowego (KAOJ),
- w przypadku nieobecności KAOJ w jego imieniu występuje zastępca kierownika awaryjnego Ośrodka Jądrowego,
- w czasie poza normalnym czasem pracy w Ośrodku albo na polecenie KAOJ, w jego imieniu występuje pełniący aktualnie służbę dyspozytor awaryjny Ośrodka Jądrowego (DAOJ),



Rys. 1. Schemat organizacyjny Służby Awaryjnej Ośrodka Jądrowego Świerk

- w czasie nieobecności komendanta straży przemysłowej w jego imieniu występuje dowódca warty aktualnie sprawujący służbę.

**Służba Awaryjna Ośrodka** składa się z Kierownika Awaryjnego Ośrodka Jądrowego (KAOJ), jego Zastępcy, Dyspozytorów Awaryjnych Ośrodka Jądrowego (DAOJ) oraz pracownika techniczno-administracyjnego i jest komórką organizacyjną Instytutu Energii Atomowej.

Do zadań Służby należy sprawowanie ciągłej służby Dyspozytora Awaryjnego Ośrodka Jądrowego (DAOJ) oraz kierowanie działaniami ograniczającymi skutki awarii z chwilą ogłoszenia przez Kierownika Awaryjnego Ośrodka Jądrowego, przez jego zastępcę lub przez Dyspozytora Awaryjnego Ośrodka Jądrowego stanu awarii jądrowej bądź awarii radiacyjnej, a także organizowanie działań zapobiegających wystąpieniu awarii z chwilą ogłoszenia stanu zagrożenia awaryjnego.

Służbę DAOJ pełnią osoby odpowiednio dobrane i przeszkolone, posiadające licencje Dyspozytora Awaryjnego Ośrodka Jądrowego oraz uprawnienia Inspektora Ochrony Radiologicznej.

Kierownik Awaryjny Ośrodka Jądrowego jest osobą posiadającą licencję na to stanowisko oraz uprawnienia Inspektora Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej.

Stan awarii lub zagrożenia w Ośrodku ogłasza się jeśli zdarzenie wskazuje na to, że jego skutki wykrócą poza teren obiektu w którym ono nastąpiło.

Służba Awaryjna Ośrodka podejmuje działania bezpośrednio również wówczas jeśli z jakichś powodów funkcja Kierownika Awaryjnego Obiektu nie może być spełniana.

Kierownik czy Dyspozytor Awaryjny Ośrodka, z chwilą ogłoszenia awarii lub zagrożenia awaryjnego ma prawo wydawania poleceń służbowych wszystkim osobom znajdującym się na terenie Ośrodka, jak również może wezwać do przybycia do Ośrodka każdego pracownika zatrudnionego w jednostkach organizacyjnych znajdujących się na terenie Ośrodka.

Służba Awaryjna Ośrodka prowadzi działania mające na celu zapobieganie awariom na terenie całego Ośrodka. Jeśli istnieje potrzeba podjęcia odpowiednich prac dotyczących

profilaktyki przeciwwawaryjnej to Kierownik Awaryjny Ośrodka zwraca się o ich wykonanie za pośrednictwem odpowiednich dyrektorów jednostek.

Z upoważnienia Dyrektora IEA Kierownik Awaryjny Ośrodka Jądrowego dokonuje odpowiednich uzgodnień z organami zewnętrznymi w zakresie przeciwdziałania skutkom awarii.

Zadania Służby Awaryjnej Ośrodka zwiększyły się znacznie od połowy 1992 roku, kiedy zlikwidowano w Ośrodku Zawodową Straż Pożarną.

Powstały wówczas Inspektorat Profilaktyki Przeciwożarowej zadbał o to, by maksymalnie rozbudować i unowocześnić sygnalizację przeciwpożarową i zabiega o to, by ograniczyć do minimum prawdopodobieństwo powstania pożaru, a sygnały pożarowe z całego Ośrodka oraz środki bezpośredniej, niezawodnej łączności z Państwową Strażą Pożarną znajdują się u Dyspozytora Awaryjnego Ośrodka Jądrowego.

Także sygnalizacja stanu barier ochrony fizycznej materiałów jądrowych znajduje się pod nadzorem DAOJ.

Dysponując zwielokrotnionymi środkami łączności bezpośredniej z organami zewnętrznymi, a z drugiej strony mając stały nasłuch funkcjonowania ochrony fizycznej na całym terenie Ośrodka, DAOJ może wezwać niezbędną pomoc zewnętrzną w krytycznej sytuacji. Ma to istotne znaczenie także w przypadku wykrycia pożaru.

System łączności Służby Awaryjnej Ośrodka został zbudowany tak, by móc utrzymywać łączność bezpośrednią z Krajową Składnicą Odpadów Promieniotwórczych (KSOP) w Różanie. Łączność taką utrzymuje się również z pojazdem transportującym odpady promieniotwórcze do KSOP.

Dyspozytor Awaryjny Ośrodka Jądrowego może, w przypadku konieczności, prowadzić wszystkie swoje działania ze stanowiska zapasowego znajdującego się w specjalnym schronie wyposażonym w szczelne zamknięcie oraz wentylację nawiewną i wyciągową. Posiada on także w dyspozycji bezpośredniej pewną liczbę sprzętu ochrony osobistej, potrzebnego uczestnikom akcji awaryjnej oraz dostęp do magazynu zapasów sprzętu ochronnego, znajdującego się na terenie Ośrodka.

## Dyżurni służb awaryjnych i dyspozytorskich

Z chwilą ogłoszenia stanu awarii lub zagrożenia awaryjnego zastępcą DAOJ do spraw technicznych staje się osoba pełniąca ciągle dyżur w dyspozytorni Zakładu Obsługi i Transportu (ZOiT) pozostającego w strukturze organizacyjnej IPJ. Dyżury te pełnią kierownicy zmianowi do spraw eksploatacji obiektów, urządzeń i instalacji technicznych i inne osoby posiadające odpowiednie uprawnienia nadane im przez Dyrektora ZOiT-IPJ.

Osoba pełniąca dyżur w dyspozytorni ZOiT ma personel i środki techniczne niezbędne dla prawidłowego funkcjonowania eksploatowanych obiektów, instalacji oraz całej infrastruktury technicznej, oraz do usuwania doraźnych awarii urządzeń. Podporządkowane jej osoby są przygotowane do udziału w akcji awaryjnej, w tym również w warunkach zagrożenia radiacyjnego.

Osoba ta ma możliwość postawienia do dyspozycji kierownika awaryjnego odpowiednich środków transportu na wypadek działań awaryjnych w tym również na wypadek konieczności ewakuacji osób z Ośrodka w Świerku.

Zastępcą DAOJ do spraw ochrony radiologicznej jest dyżurny pracownik obsługujący centralę dozymetryczną Ośrodka w Świerku. Dyżury te pełnią osoby posiadające licencje dozymetrysty Ośrodka Świerk oraz uprawnienia inspektorów ochrony radiologicznej.

Zastępcą DAOJ ds. ochrony radiologicznej OBRI jest pracownik posiadający uprawnienia do sprawowania funkcji dyspozytora OBRI. Osoba ta pełni ciągle dyżur, pozostając w kontakcie z DAOJ.

W przypadku ogłoszenia stanu awarii lub zagrożenia awaryjnego w Ośrodku Jądrowym w Świerku podporządkowuje się dyspozycjom KAOJ lub DAOJ, natomiast w przypadku awarii w OBRI kieruje działaniami przeciwwawaryjnymi do czasu przybycia KAO-OBRI.

**Kierownicy Awaryjni Obiektów (KAO)** są to na ogół kierownicy obiektów lub kierownicy zakładów eksploatacji. Mają oni wyznaczonych swoich zastępców i odpowiadają za profilaktykę przeciwwawaryjną oraz za przygotowanie

objektu na wypadek awarii w tym za wyposażenie w sprzęt awaryjny oraz przeszkolenie awaryjne personelu, a zwłaszcza Obiektowej Grupy Awaryjnej (OGA). W obiektach reaktorowych, poza normalnym czasem pracy w Ośrodku, do czasu przybycia KAO do Ośrodka funkcję jego spełnia kierownik zmiany lub dyżurny operator obiektu.

Tak więc kierownikami Awaryjnymi Obiektów są:

- Reaktora MARIA
- kierownik Zakładu Eksploatacji Reaktora MARIA,
- Reaktora EWA
- kierownik Zakładu Eksploatacji Reaktora EWA,
- Przechowalnika wypalonego paliwa w obiekcie Nr 19
- kierownik Zakładu Eksploatacji Reaktora EWA,
- Przechowalnika wypalonego paliwa w obiekcie Nr 19A
- kierownik Zakładu Eksploatacji Reaktora EWA,
- Produkcji Izotopów w obiekcie Nr 24
- zastępca dyrektora OBRI do spraw technicznych,
- Magazynu izotopów w obiekcie Nr 29
- kierownik Biura Handlu Zagranicznego OBRI,
- Stacji Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych w obiekcie Nr 35 wraz ze zlewnią odpadów ciekłych
- dyrektor Zakładu Doświadczalnego Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych IEA.

**Obiektowe Grupy Awaryjne (OGA)** złożone są z pracowników zakładów eksploatujących obiekty. Ich liczebność i skład osobowy, a więc i specjalności określa Kierownik Awaryjny Obiektu.

Istnieją następujące Obiektowe Grupy Awaryjne:

- (1) Reaktora MARIA,
- (2) Reaktora EWA,
- (3) Zakładu Doświadczalnego Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych,
- (4) Ośrodka Badawczo-Rozwojowego Izotopów.

**Specjalistyczne Grupy Interwencyjne (SGI)** zostały stworzone spośród pracowników IEA, IPJ i OBRI reprezentujących określone specjalności. Kompletność i aktualność ich składu jest okresowo potwierdzana przez KAOJ.

Istnieją następujące SGI:

- dozymetryczna,
- dekontaminacyjna,
- medyczna,
- transportowa,
- techniczna.

Konsultantami awaryjnymi są wybitni specjaliści w dziedzinach niezbędnych dla prawidłowego funkcjonowania służby awaryjnej. Aktualność składu grupy konsultantów awaryjnych jest okresowo weryfikowana przez KAOJ. Obecnie istnieje grupa konsultantów o następujących specjalnościach:

- bezpieczeństwo jądrowe i inżynieria reaktorowa,
- ochrona przed promieniowaniem,
- medycyna,
- izotopy promieniotwórcze,
- unieszkodliwianie odpadów promieniotwórczych i dekontaminacja,
- materiałoznawstwo,
- urządzenia i instalacje ogólnotechniczne,
- pożarnictwo,
- bezpieczeństwo publiczne,
- informacja publiczna.

## 4. PLANOWANIE AWARYJNE

Działania, jakich podejmowanie przewiduje się w przypadku awarii, muszą być adekwatne do mającej miejsce konkretnej sytuacji. Aby tak było, plan działań zwany planem awaryjnym dla Ośrodka w Świerku zawiera wskazówki co do sposobów:

- (1) wykrywania zdarzeń nadzwyczajnych,
- (2) prowadzenia rejestracji stanu radiologicznego w Ośrodku i okolicy w warunkach normalnych i w warunkach awaryjnych,
- (3) informowania dozoru jądrowego i terenowych organów władzy o zagrożeniu,
- (4) niezwłocznego podejmowania akcji przeciwdziałania skutkom awarii tak w stosunku do osób znajdujących się w obiekcie, w którym miała miejsce awaria, osób znajdujących się na terenie Ośrodka, jak i w stosunku do ludności znajdującej się w okolicy Ośrodka,

(5) współdziałania z organami władz terenowych, a zwłaszcza strukturami obrony cywilnej oraz ze strukturami systemu wczesnego ostrzegania,

(6) okresowej weryfikacji stanu gotowości na wypadek awarii tak w Ośrodku jak i w jego otoczeniu, oraz aktualności planu awaryjnego.

Plan działań przedstawia kryteria radiologiczne ich podejmowania, które zostały oficjalnie sformułowane w [2]. Obowiązujące u nas kryteria są analogiczne do powszechnie przyjmowanych na świecie, także do rekomendowanych przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej oraz przez Międzynarodowy Komitet Ochrony Radiologicznej (ICRP).

Dla przykładu można przytoczyć, że kryterium zastosowania profilaktyki jodowej, to jest podawania stabilnego jodu we wczesnej fazie awarii (pierwsze kilka dni po zdarzeniu), jest przewidywana dawka na tarczycę dorosłych przekraczająca 500 mSv, a kryterium przesiedlenia w pośredniej fazie awarii (od kilku dni do roku po zdarzeniu), jest przewidywany równoważnik dawki obciążającej w pierwszym roku, przekraczający 500 mSv na całe ciało.

Po to, aby można było podejmować działania zgodne z obowiązującymi kryteriami oraz z uwzględnieniem warunków terenowych, w tym społecznych i ekonomicznych, opracowano poradnik Dyspozytora Awaryjnego Ośrodka Jądrowego, w którym rozpatruje się pięć typów awarii w reaktorze MARIA (poprzednio zawierał on także dane dotyczące reaktora EWA) oraz obliczone, przewidywane narażenie osób w zależności od odległości od reaktora oraz w zależności od warunków meteorologicznych. Pierwsza część poradnika zawiera wskazówki co do postępowania we wczesnej fazie awarii, kiedy mamy do czynienia z narażeniem zewnętrznym osób od przemieszczającej się promieniotwórczej chmury, od inhalacji substancji promieniotwórczych z powietrza, oraz narażenia od opadu i osadu promieniotwórczego.

Druga część poradnika zawiera obliczenia przewidywanego, poawaryjnego narażenia osób drogą pokarmową w zależności od odległości od reaktora, od warunków meteorologicznych, jakie istniały we wczesnej fazie awarii, oraz uwzględniające warunki demograficzne, wykorzystanie gruntów i obyczajową dietę ludności.

Z analizy bezpieczeństwa reaktora MARIA zawartej w [4] wynika, że istotne zagrożenie w pośredniej fazie awarii jest niezwykle mało prawdopodobne. Wobec tego dane dotyczące wczesnej fazy awarii są traktowane jako najważniejsze.

Do czasu zakończenia opracowania bardziej nowoczesnego poradnika opartego na systemie obliczeniowym COSYMA [5] oraz do czasu zakończenia i wdrożenia systemu RODOS [6], dyspozytorzy awaryjni Ośrodka Świerk mają do wykorzystania obliczenia zagrożenia ludności (w tym osób znajdujących się na terenie Ośrodka Świerk) w przypadku awarii reaktora MARIA, wykonane za pomocą kodu obliczeniowego WEERIE [7].

Wspomniane pięć typów awarii w reaktorze MARIA [8] obejmują:

- Awaria 1 – uszkodzenie jednego elementu (zestawu) paliwowego o maksymalnym dla tego reaktora wypaleniu 40% przy sprawnie działającym układzie filtrów wentylacji wyciągowej;
- Awaria 2 – stopień jednego elementu (zestawu) paliwowego, o maksymalnym wypaleniu, przy sprawnie działającym układzie filtrów wentylacji wyciągowej;
- Awaria 3 – stopień jednego elementu (zestawu) paliwowego o maksymalnym wypaleniu, lecz bez filtracji powietrza wentylacji wyciągowej;
- Awaria 4 – stopień całego rdzenia reaktora na skutek gwałtownego osuszenia kanałów paliwowych, przy sprawnie działającym układzie filtrów wentylacji wyciągowej; jest to przypadek hipotetyczny, awaria nadprojektowa;
- Awaria 5 – stopień całego rdzenia na skutek zniszczenia budynku i bloku reaktora co oznacza brak filtracji oraz uwolnienie na małej wysokości, tzw. uwolnienie przyziemione; jest to także przypadek hipotetyczny, awaria nadprojektowa, której wystąpienie mogłoby mieć miejsce w wyniku upadku ciężkiego samolotu na budynek reaktora.

Na podstawie [9] i [10] przyjęto współczynniki uwolnienia produktów rozszczepienia z paliwa do wody obiegu pierwotnego kanałów paliwowych, a następnie do wody basenu reaktora MARIA. Wzięto pod uwagę 20 nuklidów promieniotwórczych. I tak na przykład:

uwolnienie Xe i Kr w awariach 3 i 5 – 100%,  
w awariach 1, 2 i 4 – 100%  
I i Br w awariach 3 i 5 – 80%,  
w awariach 1, 2 i 4 – 2%  
Cs w awariach 3 i 5 – 50%,  
w awariach 1, 2 i 4 – 0%  
Sr w awariach 3 i 4 – 5%,  
w awariach 1, 2 i 4 – 0%

– Przy rozpatrywaniu awarii 1, 2 i 4 przyjęto sprawności filtrów dla izotopów jodu i bromu – 90%, a dla pozostałych izotopów (oprócz gazów szlachetnych) – 99%.

– Dla awarii 4 i 5 przyjęto średnie wypalenie paliwa w całym rdzeniu – 25%.

Na podstawie ocenionych tą drogą uwolnień obliczono za pomocą kodu WEERIE dawki dla ludzi w funkcji odległości od reaktora, na powierzchni ziemi, dla różnych kategorii meteorologicznych, definiowanych według [11].

Oceniono rozprzestrzenianie się zagrożenia dla trzech kategorii meteorologicznych:

- kat. A – najbardziej niestabilnej, dla której przyjęto prędkość wiatru 1 m/s i wysokość inwersji 1500 m,
- kat. D – najbardziej prawdopodobnej dla której przyjęto prędkość wiatru 3 m/s, a wysokość inwersji 500 m,
- kat. F – najbardziej stabilnej dla której przyjęto prędkość wiatru 2 m/s i wysokość inwersji 200 m.

– Prędkości wiatru i wysokości inwersji przyjęto minimalne dla każdej kategorii zgodnie z zasadą pesymizacji przy ocenie zagrożeń.

– Prędkości osadzania się nuklidów promieniotwórczych przyjęto  $10^{-2}$  m/s dla jodu, oraz  $10^{-3}$  m/s dla pozostałych (oprócz gazów szlachetnych).

Obliczono dawki dla 20 nuklidów promieniotwórczych otrzymane od:

- (1) promieniowania zewnętrznego na całe ciało i od inhalacji, pochodzących od przemieszczającej się chmury,
- (2) promieniowania beta na skórę oraz gamma na całe ciało od osadu, przy czym oceniono

te dawki dla trzech różnych okresów przebywania osób na terenie skażonym, a mianowicie: 2 godziny, 24 godziny i 50 lat,

- (3) wchłonięć na tarczycę osób dorosłych (nie uwidoczniło dawek na tarczycę dzieci mając na względzie to, że istotne narażenie może mieć miejsce w zasadzie tylko na terenie Ośrodka w Świerku, a ponadto, że istnieje możliwość oceny narażenia tarczycy małych dzieci przez pomnożenie dawek dla dorosłych przez dwa).

Dawki ocenione wstępnie tą metodą będą porównywane z pierwotnymi poziomami interwencyjnymi, określonymi w obowiązującym akcie prawnym [2] i na jego podstawie sformułuje się wstępną rekomendację zastosowania środka zapobiegającego narażeniu, jak ukrycie się, podanie nieaktywnego jodu czy ewakuacja. Wymieniony akt prawny określa pierwotne poziomy interwencyjne w granicach jednego rzędu wielkości i zaleca następujące postępowanie: jeśli przewidywana dawka jest mniejsza od niższej wartości poziomu interwencyjnego, to dany środek w zasadzie nie powinien być zastosowany. Jeśli natomiast przewidywana dawka jest większa od wyższej wartości poziomu interwencyjnego, to dany środek ochronny powinien zostać zastosowany. Kierownik Awaryjny Ośrodka, formułując rekomendacje zastosowania środka ochronnego, ma do uwzględnienia zakres jednego rzędu wielkości przewidywanej dawki, by wziąć pod uwagę względy gospodarcze, społeczne czy psychologiczne.

Opracowanie [8] zostało wykonane na zlecenie Kierownika Awaryjnego Ośrodka Jądrowego w końcu 1986 roku. Wówczas była to jedyna dostępna metodyka oceny narażenia. Ostatnio, w wyniku wdrażania systemu obliczeniowego COSYMA [5] pracuje się nad weryfikacją otrzymanych wówczas wyników. Prace nie zostały jeszcze zakończone. Tak więc Dyspozytor Awaryjny Ośrodka Jądrowego Świerk ma poradnik nieco przestarzały, gdyż nie uwzględnia on metodyki systemu COSYMA.

Traktuje się więc te dane jako informacje przybliżone, wskazujące na to gdzie w pierwszej kolejności należy wykonać weryfikujące pomiary mocy dawek promieniowania gamma i beta, by ocenić narażenie we wczesnej fazie i zalecić środki zapobiegawcze, oraz gdzie

w pierwszej kolejności pobrać próbki środowiskowe w celu wykonania pomiarów spektrometrycznych, identyfikujących nuklidy promieniotwórcze, a więc umożliwiające ocenę dawek jakie otrzymałyby osoby przebywające na skażonym terenie. Będą to jednak dane otrzymane z opóźnieniem, umożliwiające ocenę po fakcie, pomocną przy ewentualnym leczeniu.

Pomocą przy rekomendowaniu postępowania w pośredniej i późnych fazach awarii, kiedy głównie wchodzi w grę narażenie drogą pokarmową, służy druga część poradnika Dyspozytora Awaryjnego Ośrodka Jądrowego [12].

Opracowany przez kompetentnych specjalistów zestaw tabel i wykresów pozwoli, jeżeli zaistnieje taka potrzeba, na ocenę możliwości uniknięcia narażenia drogą pokarmową ludności zamieszkałej w okolicy Ośrodka Świerk, gdyby pewne tereny wykorzystywane przez ludność uległy skażeniom promieniotwórczym.

## 5. POSTĘPOWANIE W PRZYPADKU AWARII

Przewidywane postępowanie w przypadku awarii w Ośrodku w Świerku rozpoczyna się od otrzymania przez Kierownika lub Dyspozytora Awaryjnego Ośrodka informacji o zdarzeniu nadzwyczajnym noszącym znamiona awarii. Informację taką mogą oni otrzymać od Kierownika Awaryjnego Obiektu, dyżurnego dozymetrysty Ośrodka Świerk obsługującego centralę dozymetryczną Świerk lub od innych osób wchodzących w skład struktury awaryjnej Ośrodka.

Zasięg i rodzaj podejmowanych środków interwencyjnych będzie zależał od:

- (1) przewidywanego rozprzestrzeniania się zagrożenia, po ocenieniu ilości i rodzaju uwolnionych substancji promieniotwórczych; podstawą przewidywań są dane z opracowania [8];
- (2) warunków meteorologicznych określonych przez Instytut Meteorologii i Gospodarki Wodnej i podanych przez dyżurnego synoptyka kraju oraz na podstawie lokalnych pomiarów prędkości i kierunku wiatru wykonywanych w centrali dozymetrycznej Świerk;

- (3) wyników pomiarów dozymetrycznych wykonywanych w sposób ciągły przez centralę dozymetryczną Świerk;
- (4) okoliczności awarii, a także analizy gospodarczych i społecznych skutków podjęcia środków interwencyjnych; analizy takie przeprowadza Kierownik Awaryjny Ośrodka Jądrowego biorąc pod uwagę opinię organów dozoru jądrowego i konsultantów awaryjnych.

Kierownik Awaryjny Ośrodka wydaje dyspozycje podejmowania środków interwencyjnych na terenie Ośrodka Świerk oraz, jeśli to potrzebne, wydaje rekomendacje podejmowania środków interwencyjnych poza terenem Ośrodka.

Po zidentyfikowaniu zdarzenia noszącego znamiona awarii jądrowej, awarii radiacyjnej bądź zagrożenia awaryjnego w Ośrodku, Kierownik lub Dyspozytor Awaryjny Ośrodka ogłasza wprowadzenie awaryjnej struktury organizacyjnej (rys.1) i powiadamia o tym dyrektora IEA, dyrektorów IPJ i OBRI, podając wstępną klasyfikację zdarzenia według [2] oraz według międzynarodowej skali zdarzeń jądrowych INES [13]. O zaistniałym zdarzeniu powiadamia się także wszystkich kierowników awaryjnych obiektów jądrowych i obiektów o zagrożeniu radiacyjnym, oraz inspektora ochrony radiologicznej IEA. W tym celu dyspozytor awaryjny korzysta z wezwania grupowego, systemu przywoławczego POLPAGER.

Jeśli skutki awarii nie wykraczają poza teren Ośrodka Świerk, KAOJ organizuje działania w skali Ośrodka i wspomaga KAO obiektu, w którym ma miejsce awaria, przez przywóz odpowiednich osób ze składu OGA, SGI, konsultantów, wezwanie straży pożarnej, czy pomocy medycznej.

KAOJ wydaje dyspozycje:

- swojemu zastępcy do spraw ochrony radiologicznej Ośrodka, to jest dozymetryście Ośrodka Świerk, przygotowania się do pomiarów na terenie Ośrodka;
- swojemu zastępcy do spraw ochrony radiologicznej OBRI, to jest dyspozytorowi OBRI – pozostawiania w gotowości do udzielenia pomocy w zakresie pomiarów dozymetrycznych;
- swojemu zastępcy ds. technicznych, to jest kierownikowi zmianowemu ds. eksploatacji,

dyspozytorowi ZOiT-IPJ – przygotowania środka transportu dla przywozu ludzi potrzebnych w akcji awaryjnej;

- dowódcy warty straży przemysłowej Ośrodka – ograniczenia ruchu ludzi w Ośrodku, to jest dopilnowania kontroli dozymetrycznej osób opuszczających Ośrodek oraz nie wpuszczania na teren Ośrodka osób innych niż wezwane do udziału w akcji awaryjnej.

KAOJ informuje o awarii i o zmianach sytuacji radiologicznej, centrum informacyjno-interwencyjne Urzędu Wojewódzkiego w Warszawie. Informuje także służbę awaryjną w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej (CLOR), uprzedzając, że może być wezwana pomoc tej służby, zwłaszcza do pomiarów dozymetrycznych w terenie. Zastrzega jednak, że ta informacja o awarii nie jest informacją dla krajowego punktu kontaktowego (KPK) w rozumieniu decyzji Prezesa PAA z dnia 20 czerwca 1990 roku o powołaniu i zadaniach KPK.

Jeśli sytuacja awaryjna w Ośrodku rozwija się tak, że istnieje prawdopodobieństwo skażenia terenów poza Ośrodkiem, KAOJ zwraca się do dyrektora departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego i Radiacyjnego PAA o udział wojsk chemicznych w rozpoznaniu dozymetrycznym z helikoptera i ewentualnie dezaktywacji terenu. Powiadamia o tym prezydenta miasta Otwocka oraz ewentualnie wojewodę warszawskiego i wojewodę siedleckiego. Pomoc w rozpoznaniu radiometrycznym i w dekontaminacji terenu może on uzyskać również za pośrednictwem Wojewódzkiego Inspektora Obrony Cywilnej w Warszawie.

KAOJ wzywa do przybycia do Ośrodka i organizuje przywiezienie SGI – dozymetrycznej, dekontaminacyjnej i transportowej, ewentualnie medycznej i technicznej. Wzywa do przybycia do Ośrodka wszystkich dostępnych konsultantów awaryjnych.

Jeśli pomiary dozymetryczne w terenie wskazują na taką potrzebę zwraca się do komendanta rejonowego policji w Otwocku lub do komendanta stołecznego policji o ograniczenie ruchu pojazdów na skażonych odcinkach dróg.

Jeśli przebieg awarii i akcji awaryjnej tego wymaga, KAOJ zwraca się o udzielenie pomocy medycznej do Zespołu Publicznych Zakładów Opieki Zdrowotnej w Otwocku. Może ona obej-

mować pomoc rannym i skażonym, transport osób karetkami pogotowia ratunkowego, wspomaganie zakładowej służby zdrowia Ośrodka Jądrowego w zakresie medycznych badań laboratoryjnych. Dla otrzymania tej pomocy KAOJ zwraca się do Centrum Informacyjno-Interwencyjnego Urzędu Wojewódzkiego w Warszawie.

Jeśli przebieg awarii i akcji awaryjnej wskazują na potrzebę leczenia choroby popromiennej, KAOJ porozumiewa się z Centralnym Wojskowym Szpitalem Klinicznym Wojskowej Akademii Medycznej, przy ul. Szaserów 128 w Warszawie, w sprawie dalszego postępowania z osobami narażonymi.

Jeśli pomiary dozymetryczne skażeń powietrza w Ośrodku wskazują na taką potrzebę, KAOJ zarządza zamknięcie okien i drzwi w budynkach oraz organizuje ewakuację osób z Ośrodka, autobusami podjeżdżającymi do poszczególnych budynków.

Jeśli natomiast pomiary dozymetryczne w obiekcie, gdzie ma miejsce awaria wskazują na taką potrzebę, a pomiary w rejonach koncentracji wskazują na taką możliwość, przeprowadza się ewakuację z obiektów do rejonów koncentracji to jest do:

- budynku Nr 2 (zdrowia), jeśli liczba osób ewakuowanych nie przekracza 50,
- parkingu autobusów, dla liczby osób większej niż 50,
- innego miejsca w Ośrodku zależnie od warunków meteorologicznych.

Jeśli cały teren Ośrodka Jądrowego w Świerku jest skażony, KAOJ zarządza przeprowadzenie ewakuacji osób z terenu Ośrodka do Wojskowego Instytutu Chemii i Radiometrii w Warszawie-Rembertowie. Oczywiście, na terenie Ośrodka pozostają osoby biorące bezpośredni udział w akcji awaryjnej. O przygotowanie przyjęcia osób ewakuowanych przez WICHIR,

KAOJ zwraca się do dyrektora Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego i Radiacyjnego PAA.

Podczas prowadzenia akcji awaryjnej najważniejsze fragmenty jej przebiegu są rejestrowane na taśmach magnetofonowych oraz na taśmie video.

Zakończenie akcji awaryjnej następuje na podstawie wyników pomiarów dozymetrycznych przeprowadzonych po awarii. Jeśli pomiary wykonane przez służbę ochrony radiologicznej IEA, potwierdzone pomiarami CLOR w reprezentatywnych punktach na terenie Ośrodka oraz poza tym terenem, w tym pomiary skażenia wody pitnej i ścieków w okolicy Ośrodka, na zawartość  $^{131}\text{I}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  oraz innych nuklidów promieniotwórczych, pomiary skażenia mleka jodem  $^{131}\text{I}$  oraz pomiary skażeń wewnętrznych osób przebywających na terenie objętym skażeniami wskazują na powrót poziomów skażeń do normy, KAOJ po zasięgnięciu opinii organu dozoru jądrowego ogłasza zakończenie akcji awaryjnej w Ośrodku Jądrowym w Świerku.

Następnie KAOJ organizuje i koordynuje wykonanie szczegółowej dokumentacji awarii, którą wykorzysta przy organizacji szkolenia z zakresu przeprowadzonej akcji awaryjnej.

Przedstawione wyżej postępowanie w przypadku awarii w Ośrodku Jądrowym w Świerku przewiduje się w „Ramowym planie postępowania na wypadek awarii w Ośrodku” i w planach awaryjnych obiektów jądrowych.

W dotychczasowej historii Ośrodka, oraz w ponad dziesięcioletniej pracy Służby Awaryjnej Ośrodka plany awaryjne, na szczęście, wykorzystywano tylko podczas okresowych szkoleń i ćwiczeń awaryjnych. W naszej pracy służba awaryjna kieruje się powiedzeniem, że PRZYGOTOWANYM SZCZĘŚCIE SPRZYJA.

#### Notka o autorze

*Jerzy Kozieł* – mgr inż. elektryk i inżynierii reaktorowej, kierownik Awaryjny Ośrodka Jądrowego Świerk, Instytut Energii Atomowej w Świerku

# DOZYMETRIA BIOLOGICZNA W PRZYPADKACH AWARYJNYCH

*Andrzej Wójcik, Irena Szumiel*

## 1. WSTĘP

Celem dozymetrii biologicznej jest oszacowanie, na podstawie badania uszkodzeń tkanek lub komórek, wysokości dawki pochłoniętej. Znając aktywność źródła promieniowania często można wprawdzie obliczeniowo zrekonstruować wysokość dawki, jednak takie obliczenia zawsze zawierają pewien margines niepewności. W wielu wypadkach obliczeniowa rekonstrukcja dawki pochłoniętej w ogóle nie jest możliwa. Najbardziej znanymi przykładami takiej sytuacji są wypadki radiacyjne w Goianii i w Czarnobylu. W obu przypadkach właśnie dozymetria biologiczna odegrała zasadniczą rolę przy ustalaniu dawek pochłoniętych.

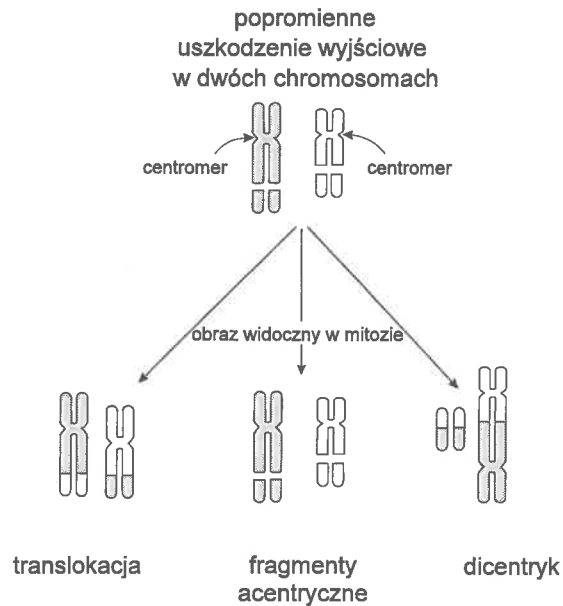
Idealny dozymetr biologiczny powinien spełnić szereg warunków:

1. Powinien wykazywać czułość na dawki w granicach od poziomu ekspozycji zawodowej (20 – 30 mSv) do kilku Sv.
2. Badany efekt powinien wykazywać swoistość na promieniowanie jonizujące i nie powinien zanikać w miarę upływu czasu między ekspozycją i pobraniem materiału biologicznego.
3. Wyniki analizy powinny być dostępne w jak najkrótszym czasie (rzędu kilku dni) a konieczne pobranie tkanki jak najmniej inwazyjne.
4. Efekt powinien być widoczny nawet po częściowej ekspozycji ciała.
5. Wykrycie dawki powinno być możliwe niezależnie od mocy i jakości promieniowania.
6. Metodyka powinna być w jak najwyższym stopniu zautomatyzowana.

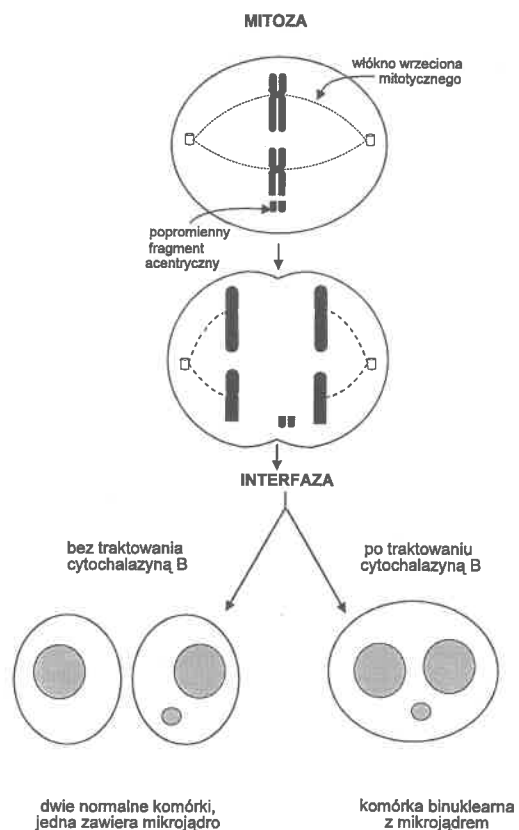
Niestety, żadna z dostępnych obecnie metod dozymetrii biologicznej nie spełnia wszystkich wymienionych warunków. Jest mało prawdopodobne, że metoda taka kiedykolwiek zostanie opracowana. Wydaje się, że w przypadkach szczególnie spornych konieczne jest zastosowanie kilku uzupełniających się metod.

## 2. ANALIZA ABERRACJI CHROMOSOMOWYCH

Zdecydowanie najczęściej stosowaną techniką dozymetrii biologicznej jest analiza aberracji chromosomowych w limfocytach krwi. Doświadczalnie ustalono, że najdokładniej jest policzyć liczbę chromosomów dicentrycznych (rys. 1), ponieważ są one względnie łatwo rozpoznawalne, zaś ich częstość spontaniczna jest bardzo niska. Limfocyty, jako materiał dla analizy, mają szereg zalet. Główną zaletą jest to, że krążą one po całym ciele, więc nawet w przypadku ekspozycji części ciała jakaś ich ilość zawsze zostanie napromieniona. Kolejne zalety to łatwość pobrania i prostota hodowli. Dla analizy zmian cytogenetycznych (tzn. badania występowania aberracji chromosomowych) ważnym jest też fakt, że limfocyty dzielą się bardzo rzadko. Aberracje chromosomowe typu niestabilnego (jak dicentryki) ze względu na zmienioną morfologię podziału mitotycznego są oddzielane podczas następnej interfazy w postaci mikrojader (rys. 2) (interfaza jest to okres cyklu komórkowego pomiędzy podziałami mitotycznymi). W ten sposób następuje strata części materiału genetycznego co prowadzi, wcześniej czy później, do tak zwanej śmierci mitotycznej komórki. Dla dozymetrii biologicznej oznacza to, że ustalenie dawki pochłoniętej możliwe jest tylko na podstawie oznaczania częstości chromosomów dicentrycznych w komórkach, które nie podzieliły się od czasu napromienienia. W populacji komórek aktywnie dzielących się (np. w komórkach skóry lub szpiku kostnego) częstość aberracji popromiennych szybko spada w miarę upływu czasu po napromienieniu. Średni czas podziału komórki wynosi około 12 godzin. Zatem już w kilka dni po ekspozycji częstość aberracji chromosomowych w komórkach szybko dzielących się wraca do poziomu kontrolnego. Ponieważ ponad 90% limfocytów krwi znajduje się w spoczynkowej fazie cyklu (tzw. faza  $G_0$ ) precyzyjna analiza



Rys. 1. Uproszczony schemat powstawania dicentryków, translokacji i fragmentów acentrycznych



Rys. 2. Schemat przebiegu mitozy i powstania mikrojądra z popromiennego fragmentu acentrycznego

częstości aberracji możliwa jest nawet po upływie dłuższego czasu. Czynnikiem ograniczającym jest tutaj proces ciągłego usuwania limfocytów z obiegu krwi i zastępowania ich komórkami młodymi ze szpiku kostnego. Połowiczny okres życia limfocytów oszacowany został na około 3,5 roku: to znaczy, że po tym czasie średnio połowa limfocytów zostanie zastąpiona przez nowe komórki. Na podstawie wartości połowicznego okresu życia limfocytów można matematycznie skorygować oznaczoną częstość aberracji, co pozwala na oszacowanie, z pewnym marginesem niepewności, wysokości dawki nawet wiele lat po napromienieniu.

W celu ustalenia dawki pochłoniętej pobudza się pobrane limfocyty do podziału w hodowli i utrwała w pierwszym podziale mitotycznym, kiedy skondensowane chromosomy widoczne są pod mikroskopem. Wysokość dawki ustala się porównując otrzymaną częstość aberracji z wynikami oznaczeń częstości aberracji w limfocytach napromienionych różnymi dawkami in vitro. Taką krzywą kalibracyjną ustala się poprzednio na podstawie wyników z limfocytami wielu dawców, w ten sposób wyrównując istniejące, indywidualne różnice promienioczułości limfocytów.

Zaletą analizy dicentryków jest to, że ich częstość spontaniczna jest bardzo niska (około

1-2 na 1000 komórek). Po napromienieniu dawką 0,1 Gy promienia rentgenowskiego (o mocy dawki 1 Gy/min) występuje około 6 dicentryków na 1000 komórek. Z powodów statystycznych, dawka ta leży w okolicy dolnej granicy czułości systemu. Górną granicą jest dawka rzędu około 5 Gy. Dawki powyżej tej wartości tak silnie hamują podział komórek, że analiza aberracji nie jest możliwa. Kolejną zaletą dicentryków jest to, że są one swoiście wywoływane przez promieniowanie jonizujące. Tylko niewiele czynników chemicznych (jak bleomycyna) wpływa na częstość tego typu aberracji. Takie czynniki jak spożycie alkoholu lub nikotyny nie wpływają więc na oszacowanie dawki.

Analiza rozkładu dicentryków umożliwia stwierdzenie, czy całe ciało lub tylko jego część było narażone na promieniowanie. W przypadku narażenia całego ciała rozkład dicentryków jest rozkładem Poissona. Im mniejsza część populacji została narażona przez promieniowanie, tym bardziej rozkład jest naddispersyjny, to znaczy wariancja rozkładu przewyższa średnią arytmetyczną. Skomplikowane modele matematyczne pozwalają na oszacowanie liczby napromienionych komórek. Należy jednak zaznaczyć, że tego typu analiza możliwa jest albo po wysokiej dawce (rzędu kilku Gy), albo wymaga uwzględnienia kilku tysięcy komórek. Jej praktyczne zastosowanie jest zatem ograniczone.

Obok aberracji niestabilnych, promieniowanie jonizujące wywołuje również aberracje stabilne – jak translokacje (rys. 1). Nie zaburzają one podziału komórkowego, ponieważ chromosomy z translokacją nie mają, tak jak dicentryki, zmienionej morfologii. Aberracje tego typu mogą zatem przetrwać w komórce przez wiele pokoleń. Częstość ich występowania w populacji komórek dzielących się nie powinna, w przeciwieństwie do dicentryków, ulegać zmianie. Wyniki badań wskazują, że tak jest istotnie. Teoretycznie więc, badanie aberracji tego typu umożliwiłoby bardziej precyzyjne ustalenie dawki pochłoniętej, zwłaszcza w przypadku, kiedy od ekspozycji upłynęło kilka lat. W praktyce, dokładne oznaczanie częstości aberracji stabilnych było przez długie lata możliwe tylko za pomocą techniki prążkowania chromosomów. Duży nakład pracy związany z tego typu bada-

niami powodował, że oznaczanie aberracji stabilnych w zastosowaniu do dozymetrii biologicznej nie było nigdy poważnie brane pod uwagę. Zmieniło się to dopiero po opracowaniu tak zwanej techniki malowania chromosomów. Polega ona na swoistym barwieniu poszczególnych chromosomów różnokolorowymi barwnikami fluorescencyjnymi. Wszelkiego rodzaju przemieszczenia chromosomowe są widoczne jako kolorowe wzory, co pozwala na bardzo szybkie ich liczenie.

Obecnie użyteczność analizy translokacji dla celów dozymetrii biologicznej jest bardzo intensywnie badana. Jednym z pytań czekających na wyjaśnienie jest, jak wyznaczyć znaczącą krzywą kalibracyjną. Czy częstość translokacji ustaloną w limfocytach napromienionych in vivo rzeczywiście można porównać z częstością translokacji uzyskaną w limfocytach in vitro?

W przypadku analizy dicentryków po ekspozycji można założyć, że zdecydowana większość limfocytów nie podzieliła się od czasu napromienienia. W przeciwnym wypadku, jak wspomniano powyżej, istnieje duże prawdopodobieństwo, że dicentryk „zaginie” podczas mitozy. Dlatego porównując częstość tego typu aberracji w limfocytach napromienionych in vivo z krzywą kalibracyjną można założyć, że zostały one oznaczone w porównywalnych populacjach komórek. Inaczej sprawa wygląda z ustalaniem krzywej kalibracyjnej dla translokacji. Fakt, że translokacje nie giną podczas podziału komórkowego z jednej strony powoduje, że ich liczba w populacji komórek dzielących się jest względnie stała, co jest z punktu widzenia dozymetrii biologicznej korzystne. Z drugiej strony oznacza to, że z powodu ciągłej wymiany limfocytów we krwi, po upływie pewnego czasu od ekspozycji jakaś część dojrzałych limfocytów zawierających translokacje faktycznie została napromieniona w stadium niedojrzałych, szybko dzielących się komórek szpiku kostnego. Problemem jest tutaj fakt, że różnią się one promienioczułością od dojrzałych limfocytów. Dodatkowo, proliferujące komórki szpiku kostnego stanowią populację niesynchronizowaną, tak więc napromienienie „trafia” je w różnych fazach cyklu komórkowego. Wiadomo, że promienioczułość komórki, a zatem również

liczba wywołanych aberracji, zmienia się podczas przechodzenia komórki przez cykl komórkowy. Przeciwnie, dojrzałe limfocyty krwi znajdują się w ogromnej większości w tej samej fazie cyklu komórkowego,  $G_0$ . Stawia to niejako pod znakiem zapytania porównywalność częstości translokacji powstałych na skutek napromienienia *in vivo* z krzywą kalibracyjną uzyskaną w limfocytach napromienionych *in vitro*, szczególnie jeżeli od ekspozycji upłynął dłuższy czas. Konieczne są tutaj dalsze badania.

Kolejnym punktem wymagającym zbadania jest ustalenie w jakim stopniu mutageny środowiskowe lub styl życia osobnika badanego wpływają na częstość występowania translokacji. W odróżnieniu od dicentryków, translokacje nie są bowiem aberracjami swoiście wywoływanymi przez promieniowanie jonizujące. Fakt ten również utrudnia ustalenie znaczącej krzywej kalibracyjnej. Dalsze eksperymenty mogą wykazać, czy wątpliwości te są uzasadnione.

### 3. ANALIZA MIKROJĄDER

Obok analizy dicentryków, najczęstszą metodą stosowaną dla oszacowania dawki pochłoniętej jest analiza mikrojąder. Mikrojądra powstają wtedy, kiedy fragment lub cały chromosom nie jest wcielany do żadnego z jąder komórkowych powstających podczas mitozy (rys. 2). Wokół „zagubionych” kawałków materiału genetycznego powstaje błona jądrowa tworząc małe jądra, które z czasem usuwane są z komórki. Źródłem mikrojąder są aberracje chromosomowe, ich częstość występowania jest zatem, podobnie jak częstość aberracji, proporcjonalna do dawki. Do ich analizy konieczny jest również podział komórki. Najkorzystniejszą jest analizować komórki które podzieliły się jeden raz, to znaczy znajdują się w drugiej interfazie popromiennej. Tylko wtedy można być pewnym, że mikrojądra w niewielkim stopniu usunięte zostały z komórek. Przez wiele lat rozpoznawanie komórek w drugim podziale nie było możliwe. Popularność testu mikrojądrowego ogromnie wzrosła po odkryciu, że cytochalazyna B hamuje podział komórkowy, nie wpływając na

podział jądrowy. Po traktowaniu komórek tą substancją liczy się mikrojądra tylko w komórkach, które mają dwa jądra (tzw. komórki binuklearne), mając pewność, że podzieliły się one tylko jeden raz (rys. 2).

Podobnie jak w przypadku dicentryków, dla celów dozymetrii biologicznej mikrojądra analizuje się w limfocytach, wykorzystując wszystkie opisane zalety tych komórek. W porównaniu z aberracjami chromosomowymi, liczenie mikrojąder jest proste i nie wymaga specjalnych kwalifikacji. Ponieważ analizuje się komórki w drugiej interfazie popromiennej, która jest dłuższa od mitozy, łatwiej jest „zebrać” odpowiednią ilość komórek do liczenia. System ten jest zatem mniej czuły na częste wahania proliferacji komórek.

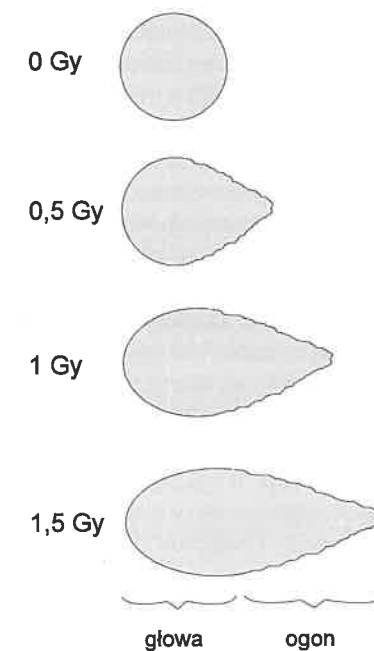
Wadą testu mikrojądrowego jest jego mała czułość na niskie dawki promieniowania. Wprowadzie wysokość progu dawki rozpoznawalnej zależy od liczby zliczonych komórek, jednak radiobiolodzy zgadzają się, że leży on między 0,2 – 0,3 Gy dla promieni Rentgena lub promieniowania gamma. Spowodowane to jest wysoką częstością mikrojąder spontanicznych (około 15 na 1000 binukleatów). Mikrojądra powstają bowiem nie tylko na skutek aberracji chromosomowych, lecz również przy uszkodzeniach komórkowego aparatu mitotycznego. Skutkiem takiego uszkodzenia całe chromosomy nie są wcielane do żadnego z jąder komórkowych powstających podczas mitozy. Przy analizie aberracji chromosomowych komórki takie nie są brane pod uwagę. W przypadku mikrojąder różnicowanie mikrojąder spontanicznych od popromiennych było do niedawna niemożliwe. Zmieniło się to niedawno dzięki opracowaniu metody hybrydyzacji *in situ*. Stosując tę metodę stwierdzono, że mikrojądra spontaniczne w około 90% zawierają centromery (świadcząc o tym, że są to całe chromosomy), natomiast mikrojądra wywołane promieniowaniem centromerów nie posiadają (świadcząc o tym, że są to fragmenty acentryczne). Częstość mikrojąder z centromerami jest odwrotnie proporcjonalna do dawki. Liczenie mikrojąder bez centromerów powinno zatem znacznie podnieść czułość testu mikrojądrowego na niskie dawki promieniowania. W kilku laboratoriach prowadzi się obecnie badania, które wykażą czy założenie to jest słuszne.

### 4. TEST KOMETKOWY

W ostatnich latach radiobiolodzy zaczęli stosować nową metodę oceny uszkodzeń DNA. Jest to metoda elektroforezy w żelu pojedynczych komórek, zwana popularnie metodą kometkową. Polega ona na poddaniu zawiesiny badanych komórek lizie w warunkach, w których z komórek pozostają tylko zręby jądrowe i przymocowane do nich pętle DNA (twory takie są czasem nazywane nukleoidami); pozostałe białka i składniki komórkowe są wymywane. Lizę przeprowadza się w żelu agarozowym, co pozwala uniknąć zniszczenia struktury DNA określanej jako struktura wyższego rzędu – wielokrotnego helikoidalnego zwinięcia nici DNA. Potem następuje krótkotrwała elektroforeza. Jeżeli struktura DNA jest nienaruszona – tak jak to powinno mieć miejsce w komórkach nie traktowanych czynnikami uszkadzającymi – to oglądane po wybarwieniu barwnikiem fluorescencyjnym nukleoidy są kuliste i otoczone jakby aureolą czy poświatą pochodzącą z DNA związanego z barwnikiem. Jeśli natomiast komórki były traktowane jakimś czynnikiem, który naruszył ciągłość nici DNA, to struktura wyższego rzędu zostaje naruszona: zwinięte pętle DNA rozwijają się (następuje ich relaksacja) a nawet odcepiają od miejsc przyczepu do zrębu. W rezultacie – w polu elektrycznym podczas elektroforezy DNA wyciąga się wytwarzając widoczny pod mikroskopem „ogon” (rys. 3). Powstaje twór podobny do komety, której głową jest zręby jądrowy otoczony nieuszkodzonymi pętlami DNA, zaś ogonem – uszkodzone pętle DNA. Stąd popularna nazwa metody, stosowana nawet w piśmiennictwie naukowym.

Metodę można stosować do oceny uszkodzeń początkowych DNA i szybkości ich naprawy na przykład w komórkach napromienionych promieniowaniem jonizującym. Miarą uszkodzenia – parametrem wzrastającym liniowo wraz z dawką promieniowania – jest iloczyn długości „ogona” i zawartości DNA w „ogonie”, tzw. moment ogonowy.

Oceny zawartości DNA dokonuje się na podstawie mierzonej fluorescencji barwnika. W stosunku do innych metod – kometkowa ma tę zaletę, że pozwala nie tylko na ocenę sumarycznego uszkodzenia DNA w populacji komórkowej



Rys. 3. Wygląd kometek w zależności od dawki

ale daje wgląd w rozkład uszkodzeń, pozwala zatem na stwierdzenie, czy wszystkie komórki uszkodzone są w podobnym stopniu, czy też obok bardzo uszkodzonych występują i nieuszkodzone. Ponadto metoda jest bardzo czuła, wykrywa bowiem uszkodzenia już po napromienieniu dawką kilku cGy (w pewnych warunkach nawet po dawkach rzędu mGy). Jej zaletą jest też szybkość wykonania. Należy dysponować mikroskopem fluorescencyjnym, dobrą i czułą kamerą wideo oraz odpowiednim (dostępnym na rynku) oprogramowaniem. W wersji uproszczonej można dokonać oceny stopnia uszkodzenia populacji komórkowej klasyfikując „kometki” według kształtu widocznego pod mikroskopem fluorescencyjnym.

Połączenie metody z trawieniem enzymami swoiście rozpoznającymi różne typy uszkodzeń zasad i nacinającymi nić DNA obok uszkodzenia pozwala także na oznaczenie na przykład uszkodzeń oksydacyjnych DNA. W ten sposób stwierdzono m.in. wpływ diety z podwyższoną zawartością witaminy C na obniżenie poziomu uszkodzeń oksydacyjnych w DNA limfocytów. Takie uszkodzenia są zawsze obecne w DNA, ponieważ w wyniku normalnej przemiany materii komórki generują

nadtlenek wodoru, anionorodnik ponadtlenkowy i rodnik hydroksylowy. Te tzw. aktywne formy tlenu działają na DNA w sposób podobny jak promieniowanie jonizujące, zawsze obecne w środowisku, dając uszkodzenia określane niezbyt precyzyjnie jako spontaniczne. Ponadto mutageny chemiczne pochodzenia przemysłowego a zwłaszcza występujące w dymie z papierosów, także uszkodzają DNA. Z punktu widzenia wyłącznej detekcji skutków popromiennych jest to niezbyt korzystne.

Wyliczone powyżej zalety metody kometkowej spowodowały, że podjęto próbę jej zastosowania w dozymetrii biologicznej. Komisja Europejska finansuje trwający obecnie program badawczy polegający na przystosowaniu i ujednoliceniu metody i zastosowaniu jej do przebadania populacji kontrolnych i narażonych na działanie czynników uszkodzających DNA, w tym niskich dawek promieniowania jonizującego. W programie tym bierze udział Zakład Radiobiologii i Ochrony Zdrowia Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej. Wstępne wyniki badań wskazują na wyższy średni poziom uszkodzeń w populacji ludzi pracujących w warunkach narażenia na promieniowanie, ale jednocześnie metoda okazała się nieprzydatna do oceny indywidualnego uszkodzenia ze względu na dużą rozpiętość skali uszkodzeń „spontanicznych”. W obecnej fazie badań metodę należy traktować wyłącznie jako pomocniczą do oznaczania częstości aberracji chromosomowych lub mikrojąder.

## 5. ELEKTRONOWY REZONANS PARAMAGNETYCZNY

Promieniowanie jonizujące wyzwala w substancjach wolne rodniki, których ilość można oznaczyć metodą elektronowego rezonansu paramagnetycznego (ERP). Ponieważ w środowisku zawierającym wodę rodniki bardzo szybko zanikają, dla celów dozymetrii biologicznej zastosowanie mają tylko takie tkanki jak zęby, włosy, kości i paznokcie. W praktyce okazało się, że stosować można tylko zęby, ponieważ włosy wykazują dużą zmienność wartości sygnału, kości małą czułość na dawkę, a w paznokciach rodniki szybko zanikają. Dodatko-

wo wolne rodniki powstają na skutek obcięcia paznokci, utrudniając poprawne odczytanie dawki.

Zaletą ERP jest szybkość i w pełni automatyczna analiza. Odczytywanie dawki pochłoniętej możliwe jest aż do dawki rzędu około 100 Gy, natomiast dolny próg dawki wynosi około 0,5 Gy. Oczywistą wadą jest konieczność usunięcia zęba dla celów analizy. Okazało się również, że sygnał ERP zależny jest od stopnia zaawansowania próchnicy w zębie, co utrudnia ustalenie znaczącej krzywej kalibracyjnej. Dalszą wadą metody ERP jest to, że dawkę oznaczyć można tylko w przypadku, kiedy napromieniono obszar głowy. Ekspozycje kończyn pozostają zatem poza zasięgiem detekcji.

## 6. ANALIZA LIMFOPENII I METODY BIOCHEMICZNE

Metodą często stosowaną w badaniach klinicznych jest analiza zmian liczby białych krwinek we krwi obwodowej (limfopenia). W normalnych warunkach „stare” limfocyty usuwane z krwi są uzupełniane przez młode komórki ze szpiku kostnego. Po napromienieniu podział komórek szpiku kostnego zostaje zahamowany, powodując obniżenie liczby limfocytów. Równocześnie część limfocytów umiera śmiercią apoptotyczną potęgując obserwowany efekt. O ile tego typu badania są istotne dla oszacowania reakcji pacjenta na radioterapię, ich zastosowanie dla dozymetrii biologicznej jest ograniczone. Głównym powodem jest względnie niska czułość układu reagującego dopiero na dawki około 1 Gy.

W przeszłości prowadzono również badania nad możliwością analizy popromiennych zmian stężenia różnych produktów przemiany materii, w tym produktów degradacji białek czy kwasów nukleinowych we krwi, ślinie i w moczu. Łatwość uzyskania materiału do analizy czyniłaby takie metody biochemiczne atrakcyjnymi. Niestety, wydaje się, że głównym problemem jest bardzo wysoka zmienność stężenia owych składników w płynach ustrojowych. Dodatkowo zmiany takie mogą też być wywoływane przez różne choroby czy stany zapalne.

## 7. ZAKOŃCZENIE

Stosując jedną z opisanych metod lub kilka z nich łącznie, można dziś precyzyjnie ustalić dawkę pochłoniętą pochodzącą ze źródła zewnętrznego o wysokiej mocy dawki. Należy jednak zaznaczyć, że problematyczne jest nadal oszacowanie dawki pochłoniętej przy niskiej mocy dawki, lub narażenia powstałego na skutek inkorporacji radionuklidów. Bardzo możliwe, że poprawa czułości metod cytogenetycz-

nych dzięki zastosowaniu techniki hybrydyzacji in situ poprawi w przyszłości sytuację.

Bardzo ważnym celem dalszych badań jest opracowanie systemów dla automatycznej analizy aberracji chromosomowych, mikrojąder oraz kometek. Umożliwiłoby to bardziej obiektywne ustalanie dawki oraz zdecydowanie przyspieszyło uzyskanie wyników. Odpowiednie systemy są obecnie opracowywane w wielu laboratoriach na świecie.

### Notka o autorach

*Irena Szumiel* – profesor w Instytucie Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie, Kierownik Zakładu Radiobiologii i Ochrony Zdrowia  
*Andrzej Wójcik* – dr chemii, Zakład Radiobiologii i Ochrony Zdrowia IChTJ w Warszawie



## LITERATURA

- [1] Ustawa z dnia 10 kwietnia 1986 r. PRAWO ATOMOWE, Dz. U. z 1986 r. Nr 12, poz. 70, z późniejszymi zmianami, Art. 15, ust. 3.
- [2] Zarządzenie Prezesa PAA z dnia 19 czerwca 1989 r. w sprawie szczegółowych wymagań i warunków bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, M.P. z 1989 r. Nr 23, poz. 180.
- [3] Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 21 listopada 1995 r. w sprawie warunków wydawania zezwoleń na działalność związaną z wykorzystaniem energii atomowej, Dz. U. RP Nr 3 z 1996 r. par. 6, ust. 2 p. 2. lit. f.
- [4] Raport Bezpieczeństwa Reaktora MARIA. Praca zbiorowa pod ogólną redakcją Krzysztofa Pytla; dokumentacja bezpieczeństwa reaktora MARIA, wersja eksploatacyjna, marzec 1997 r.
- [5] Commission of the European Communities COSYMA. A New Program Package for Accident Consequences Assessment, Rep. EUR-13045 (1991)
- [6] J. Ehrhardt i inni: RODOS, a comprehensive decision support system for nuclear emergencies in Europe. Pap. to 3-rd International Workshop, Schloss Elmau (FRG), 25-30 Oct. 1992
- [7] W. Lipiec: Opis i instrukcja użytkownika kodu WEERIE w wersji przeznaczonej dla maszyny CDC CYBER 73, Oprac. Nr 0-108/ORIPI/86 (1986)
- [8] W. Lipiec, K. Nowicki: Analiza warunków zagrożenia otoczenia Ośrodka Jądrowego Świerk, w przypadku awarii obiektów jądrowych (etap I), Opracowanie dla KAOJ-IEA, Świerk, grudzień 1986 r.
- [9] Reactor Safety Study, WASH 1400 (1975)
- [10] A. Strupczewski i inni: Badania maksymalnych mocy zestawu paliwowego reaktora MARIA. Oprac. IEA Nr 0-184/IX/78, (1978)
- [11] US NRC Regulatory Guide 1.111. Methods for estimating atmospheric transport and dispersion of gaseous effluents in routine releases from Light-Water-Cooled Reactor. Rev. 1. July 1977.
- [12] A. Kowalczyk, K. Nowicki, S. Domański oraz zespół: Analiza warunków zagrożenia otoczenia Ośrodka Świerk w przypadku awarii obiektów jądrowych (etap II), Opracowanie dla KAOJ-IEA, Świerk, lipiec 1991 r.
- [13] INES, Międzynarodowa Skala Zdarzeń Jądrowych, podręcznik przygotowany wspólnie przez MAEA i OECD, wydanie poprawione i rozszerzone, 1992 r.

