

# BEZPIECZEŃSTWO ELEKTROWNI JĄDROWYCH DAWNIEJ I DZISIAJ

Andrzej Strupczewski  
Instytut Energii Atomowej POLATOM

## 1. GENEZA ROZWOJU FILOZOFII BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO

Już od pierwszych lat rozwoju energetyki jądrowej w USA i krajach Europy Zachodniej wymagania bezpieczeństwa jądrowego uznawano za nadrzędne, ważniejsze od względów ekonomicznych, a cała technika reaktorowa ukierunkowana była na osiągnięcie jak największego bezpieczeństwa. Jako podstawowe założenie przyjęto, że ryzyko związane z energetyką jądrową powinno być mniejsze niż ryzyko związane z innymi metodami wytwarzania energii elektrycznej. Odstępstwo od tej zasady zdarzyło się, gdy w Związku Radzieckim zbudowano elektrownie jądrowe typu RBMK, bazowane na reaktorach przeznaczonych do celów wojskowych i charakteryzujące się wrodzonymi dodatnimi sprzężeniami zwrotnymi, prowadzącymi do wzrostu ich mocy w sytuacjach awaryjnych (czyli moc reaktora gwałtownie rosła w sytuacji, kiedy zaczynało brakować wody). Twórcy tych elektrowni przerzucili na operatora odpowiedzialność za ich bezpieczeństwo, ale awaria w Czarnobylu udowodniła, że rozwiązanie takie jest nie do przyjęcia. Jediną możliwą drogą dalszego rozwoju elektrowni jądrowych jest przyjęcie zasad filozofii bezpieczeństwa jądrowego, zapoczątkowanej w USA przed 50 laty i stale doskonalonej w krajach zachodnich budujących energetykę jądrową.

Zasady bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych w części dotyczącej projektowania i budowy można podsumować następująco:

- Projekt ma zapewnić, że instalacja jądrowa nadaje się do niezawodnej, stałej i łatwej eksploatacji, przy czym **nadrzędnym celem jest zapobieganie wypadkom**. Wcieleniem tej zasady jest reguła wpajana wszystkim pracownikom, mówiąca że *bezpieczeństwo jest ważniejsze niż produkcja* (energii elektrycznej).
- W projekcie trzeba stosować **zasadę głębokiej obrony** (omówimy ją w dalszej części tekstu), z szeregiem poziomów obrony i z wielokrotnymi barierami zabezpieczającymi przed uwalnianiem materiałów radioaktywnych. Trzeba też tak projektować instalację, by prawdopodobieństwo wystąpienia uszkodzeń lub kombinacji uszkodzeń mogących prowadzić do poważnych konsekwencji było bardzo małe.
- Rozwiązania techniczne stosowane w projekcie winny być uprzednio **sprawdzone w pracy** innych obiektów **lub poprzez doświadczenia**.
- Na wszystkich etapach projektowania i przygotowania eksploatacji trzeba **uwzględnić problemy współpracy człowieka z maszyną i możliwość błędu człowieka**.
- Projekt musi zapewnić, że **narażenie na promieniowanie** personelu instalacji i możliwość uwolnienia materiałów radioaktywnych do otoczenia są **tak małe jak jest to rozsądnie osiągalne**.
- Zanim właściciel elektrowni złoży wniosek o dopuszczenie do budowy instalacji, należy **przeprowadzić pełną analizę bezpieczeństwa elektrowni i jej niezależną weryfikację** by upewnić się, że projekt instalacji spełni wymagania bezpieczeństwa.

## 1.1. Obrona w głąb

Zdając sobie sprawę z zawodności człowieka i z możliwości awarii urządzeń, w energetyce jądrowej wprowadzono zasadę „obrony w głąb”, według której należy projektować elektrownie z dużymi zapasami bezpieczeństwa, wykonywać je z jak najlepszych materiałów i z zachowaniem najwyższej jakości, wprowadzać układy zapobiegające niebezpiecznym odchyleniom od nominalnych parametrów eksploatacyjnych, a w razie wystąpienia takich odchylenia zapewniające powstrzymanie rozwoju awarii i bezpieczne wyłączenie elektrowni. Obrona w głąb obejmuje ogromny zespół środków i działań, których ukoronowaniem jest zasada utrzymywania i rozwijania kultury bezpieczeństwa, w której na wszystkich szczeblach organizacji, od robotnika do prezesa zarządu, zapewnienie bezpieczeństwa uznaje się za sprawę najważniejszą, a kierownictwo elektrowni popiera wszelkie działania zmierzające do podniesienia świadomości zagrożeń i konieczności zapewnienia bezpieczeństwa..

Zasadą obrony w głąb jest zapewnienie kompensacji możliwych awarii urządzeń i błędów ludzkich. Przy tworzeniu systemu obrony w głąb uznaje się, że nie można w pełni ufać żadnemu pojedynczemu elementowi wynikającemu z projektu, konserwacji lub eksploatacji elektrowni jądrowej. Obrona w głąb zapewnia rezerwowanie układów z „aktywnymi” systemami bezpieczeństwa, a jednocześnie tworzy system wielokrotnych barier zapobiegających rozprzestrzenianiu się produktów rozszczepienia.

Obrona w głąb obejmuje pięć poziomów zabezpieczeń, w skład których wchodzi kolejne bariery przeciwstawiające się uwalnianiu produktów rozszczepienia do otoczenia. Są to:

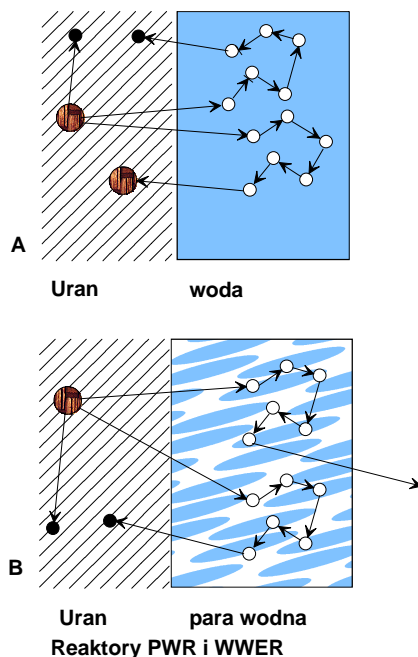
- Poziom pierwszy: Projekt z zapasami bezpieczeństwa, właściwy dobór materiałów, zapewnienie jakości, kultura bezpieczeństwa.
- Poziom drugi: Kontrola odchylenia od normalnej eksploatacji i wykrywanie uszkodzeń, zapewnienie środków do opanowania stanów awaryjnych w ramach awarii projektowych.
- Poziom trzeci: Systemy zabezpieczeń ( wyłączenia reaktora w razie awarii) i systemy bezpieczeństwa takie jak układ awaryjnego chłodzenia rdzenia i obudowa bezpieczeństwa.
- Poziom czwarty: Działania zmierzające do opanowania awarii i minimalizacji jej skutków, np. ochrona obudowy bezpieczeństwa przed rozerwaniem w razie awarii poza projektowych.
- Poziom piąty: Działania poza terenem elektrowni dla zmniejszenia narażenia ludności.

Naturalne cechy bezpieczeństwa EJ i ich układy bezpieczeństwa przeznaczone do powstrzymania rozwoju awarii są stale doskonalone i reaktory budowane w kolejnych dziesięcioleciach były coraz bezpieczniejsze. Obecnie duży nacisk kładzie się na takie projektowanie reaktorów, by miały one wbudowane cechy bezpieczeństwa oparte na działaniu zjawisk naturalnych, takich jak siła ciężkości czy prawa konwekcji naturalnej. Przykłady takich środków bezpieczeństwa przedstawione są poniżej.

## 1.2. Naturalne sprzężenie zwrotne regulujące moc reaktora

Projekt elektrowni jądrowej obejmuje szereg cech i układów opartych na wykorzystaniu praw natury, takich jak siła ciężkości, które spełniają swe funkcje samorzutnie, bez doprowadzenia energii z zewnątrz (tzw. układy pasywne). Najważniejszą z nich jest stabilność wewnętrzna reaktorów chłodzonych i moderowanych wodą, dominujących obecnie w energetyce jądrowej na całym świecie. Stabilność tę zawdzięczamy temu, że powstające po rozszczepieniu neutrony poruszają się z ogromnymi prędkościami (neutrony prędkie), a do wydajnego rozszczepienia uranu potrzebne są neutrony poruszające się powoli, tzw. neutrony termiczne (o czym wspomniałem nieco wcześniej, przy okazji omawiania reakcji rozszczepienia).

Do spowolnienia neutronów wykorzystujemy w tego typu reaktorach wodę, która w technice reaktorowej nazywana jest „moderatorem”. Zderzając się z jądrami wodoru neutrony prędkie tracą swą energię kinetyczną i po wielu zderzeniach stają się neutronami termicznymi. Im więcej jest wody, tym szybciej neutrony spowalniają się i stają się zdolne do wywołania rozszczepienia jąder uranu. Jednakże z drugiej strony pewna mała część neutronów przy zderzeniu z wodorem ulega pochłanianiu, więc wody w reaktorze nie może być za dużo.



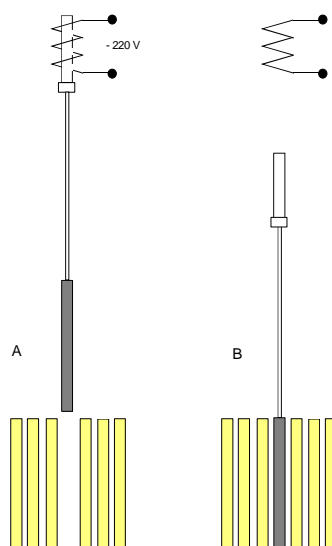
Rys. 1. Zmiany w spowalnianiu neutronów po częściowym odparowaniu wody w reaktorze PWR [1].

Dlatego ilości wody i paliwa są starannie obliczane i dobierane tak, by przy normalnej temperaturze pracy zapewniały one najbardziej skuteczne spowalnianie neutronów i najwyższą wydajność reakcji rozszczepienia. Gdy wskutek podgrzania wody lub jej odparowania ilość wody w rdzeniu zmaleje, neutrony będą gorzej spowalniane i zamiast uderzać w jądra uranu, będą wydostawały się poza rdzeń ulegając pochłanianiu w otaczających go materiałach konstrukcyjnych, jak pokazano na rys. 1. Spowoduje to zmniejszenie liczby rozszczepień w rdzeniu i samorzutne wygaszenie reakcji łańcuchowej rozszczepienia. Jest to bardzo ważna cecha zapewniająca stabilność pracy reaktorów PWR. Tej stabilności brakowało reaktorowi w Czarnobylu.

### 1.3. Układ wyłączenia reaktora oparty na działaniu siły ciężkości

Następnym elementem opartym na działaniu sił przyrody jest układ wyłączenia reaktora. Jego elementami wykonawczymi są pręty pochłaniające neutrony.

W czasie normalnej pracy reaktora wiszą one nad rdzeniem i są utrzymywane w górnym położeniu przez elektromagnesy, (rys. 2). Gdy tylko wystąpi zanik zasilania elektrycznego, lub układ zabezpieczeń przekaże sygnał awarii, napięcie w elektromagnesach zniknie i pręty samoczynnie spadną do rdzenia pod działaniem siły ciężkości, wyłączając reaktor.



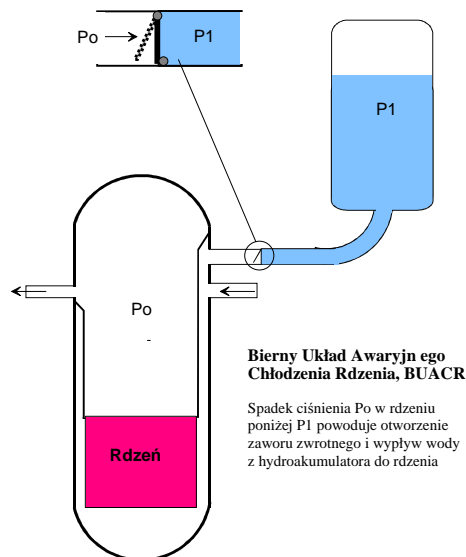
Rys. 2. Przykład wykorzystania sił naturalnych – układ wyłączenia awaryjnego reaktora [1]. normalne położenie prętów nad rdzeniem podczas pracy reaktora, B – awaryjny zanik napięcia na cewce elektromagnesu – pręty bezpieczeństwa spadają do rdzenia i gaszą reakcję łańcuchową.

#### 1.4. Zalanie rdzenia wodą chłodzącą w przypadku rozerwania obiegu pierwotnego

W razie awarii rozerwania obiegu pierwotnego woda chłodząca wypływa z rur obiegu i nie trafia do rdzenia reaktora, co powoduje jego osuszenie. Gdyby pręty paliwowe pozostały bez chłodzenia, temperatura paliwa wzrosłaby i paliwo uległoby stopieniu. Dlatego po wyłączeniu reaktora pierwszym zadaniem układów bezpieczeństwa jest wtrysnięcie do reaktora wody chłodzącej tak, by rdzeń pozostał pod powierzchnią wody.

W obecnie pracujących reaktorach standardowo znajdują się aktywne i pasywne (czyli bierne, nie wymagające ingerencji człowieka i działające samoczynnie bez zewnętrznych źródeł zasilania) układy awaryjnego chłodzenia rdzenia (UACR).

Przykład układu pasywnego z hydroakumulatorami pokazany jest na rys. 3.

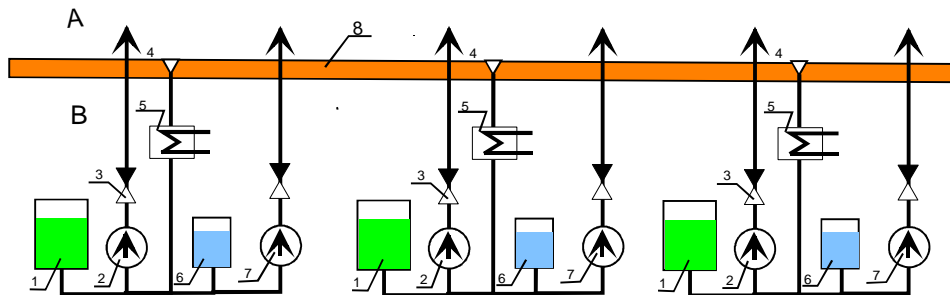


Rys. 3. Układ zalewania rdzenia wykorzystujący różnice ciśnienia [1].

Działanie oparte na naturalnych prawach fizyki. Zbiorniki hydroakumulatorów pod ciśnieniem  $P_1$  są odcięte od rdzenia zaworem zwrotnym, który jest zamknięty tak długo, jak długo ciśnienie w obiegu pierwotnym  $P_0$  jest wyższe od ciśnienia  $P_1$ . Gdy wskutek awarii ciśnienie w obiegu pierwotnym spadnie, zawory zwrotne otworzą się i woda z hydroakumulatorów popłynie do rdzenia. Zalanie rdzenia wodą z hydroakumulatorów nie wymaga żadnych dodatkowych źródeł energii, dlatego układ ten nazywa się pasywnym układem bezpieczeństwa.

### 1.5. Rezerwowe układy bezpieczeństwa

Układy aktywne zawierają trzy lub cztery równoległe podukłady ze zbiornikami chłodziwa, pompami i zaworami, zaprojektowane tak by tylko jeden z kilku równoległe pracujących podukładów wystarczał do zalania rdzenia wodą i skutecznego chłodzenia.



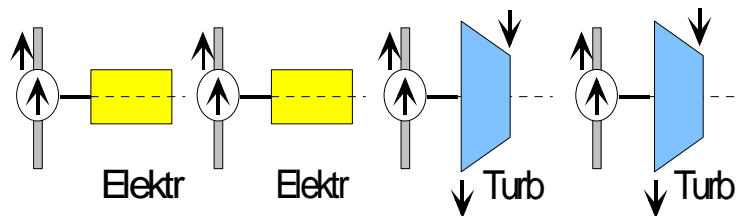
Rys. 4. Ilustracja rezerwowania z nadmiarem układów bezpieczeństwa, pokazana na przykładzie aktywnego układu awaryjnego chłodzenia rdzenia (UACR) [1]. A-obszar wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, B – obszar poza obudową bezpieczeństwa, 1- zbiornik UACR, 2- pompa niskociśnieniowa UACR, 3 – zawór zwrotny, 4- miska ściekowa, 5- wymiennik ciepła, w którym ciepło powyłłączeniowe przejmowane przez UACR jest przekazywane do układu wody technicznej, 6- zbiornik UACR o wysokim stężeniu kwasu borowego, 7 – pompa wysokociśnieniowa UACR, 8 – ściana obudowy bezpieczeństwa.

Na rys. 4 przedstawiono układ awaryjnego chłodzenia rdzenia (UACR) w EJ z reaktorem z wodą pod ciśnieniem. Są w nim równoległe trzy podsystemy, podczas gdy jeden z nich wystarcza do wypełnienia wszystkich zadań systemu. Pozostałe dwa podsystemy stanowią rezerwę. W nowoczesnych reaktorach z czterema podsystemami równoległymi można w czasie pracy reaktora prowadzić prace remontowe w jednym z podukładów, a z pozostałych trzech jeden wystarcza do zapewnienia bezpieczeństwa reaktora.

Dla zwiększenia niezawodności, układy bezpieczeństwa projektuje się w miarę możliwości tak, aby w razie awarii przyjmowały położenie bezpieczne (np. utrata zasilania elektrycznego powoduje zrzut prętów pochłaniających neutrony do rdzenia reaktora).

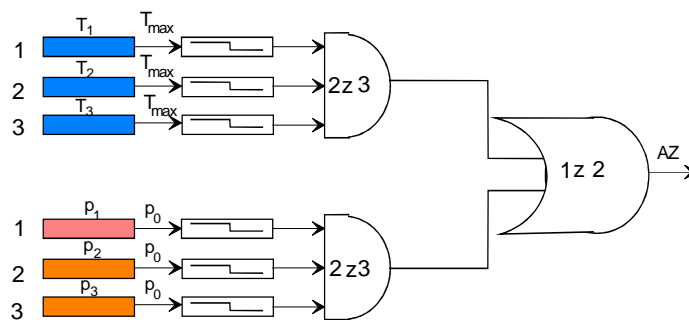
### 1.6. Różnorodność układów

Istnienie dwóch lub więcej elementów zapewniających wzajemne rezerwowanie zabezpiecza przed pojedynczą awarią jednego z tych elementów, ale nie daje gwarancji, że cały układ nie zawiedzie z powodu wspólnej przyczyny, nieznannej w chwili projektowania reaktora albo uznanej za nieprawdopodobną. Aby uchronić się przed utratą funkcji bezpieczeństwa z powodu wspólnej przyczyny, wzajemnie się rezerwujące podukłady systemów bezpieczeństwa są, o ile to możliwe, wykonywane z różnych elementów, tak by jedna przyczyna awarii nie spowodowała jednoczesnej utraty wszystkich podsystemów bezpieczeństwa. Przykład takiego układu służącego do napędu pomp wody zasilającej wytwornicę pary po stronie obiegu wtórnego pokazany jest na rys. 5



Rys. 5. Przykład różnorodnego napędu pomp awaryjnego układu zasilania wytwornic pary [1.] Dwie pompy są napędzane silnikami elektrycznymi, a dwie turbinami parowymi.

Innym przykładem jest układ zabezpieczeń reaktora, pokazany na rys. 6. Wyłączenie reaktora następuje, gdy temperatura w obiegu pierwotnym przekroczy wartość dopuszczalną  $T_{max}$ .



Rys. 6. Układ zabezpieczeń reaktora [1] jest zbudowany na zasadzie redundancji i głosowania 2/3, oraz różnorodności polegającej na tym, że zarówno sygnały ciśnienia  $P$  jak i temperatury  $T$  powodują wytworzenie sygnału awaryjnego wyłączenia reaktora.  $T_1, T_2, T_3$  – temperatury chłodziwa,  $p_1, p_2, p_3$  – ciśnienie w stabilizatorze,  $T_{max}$ ,  $p_0$  wartości progowe, AZ – sygnał awaryjnego wyłączenia reaktora.

Aby nie powodować wyłączenia reaktora przy każdym uszkodzeniu miernika temperatury przyjęto, że mierzy się sygnały z trzech mierników i gdy dwa z nich pokażą przekroczenie, układ zabezpieczeń przekazuje sygnał wyłączenia reaktora. Aby jednak chronić się przed możliwością błędnych wskazań temperatury, powodowanego jakąś nieznaną w chwili projektowania przyczyną, równolegle podłączony jest układ pomiarów ciśnienia, również działający na zasadzie „dwa z trzech”. Wskazania przekroczenia temperatury lub ciśnienia wystarczają do wyłączenia reaktora.

W ten sposób zapewniona jest różnorodność w układzie. Nawet, jeśli wskutek jakiejś przyczyny wszystkie pomiary temperatury zawiodą, przyczyna ta nie może spowodować jednocześnie błędnych wskazań ciśnienia, opartych na zupełnie innej zasadzie pomiarowej. Zabezpiecza to przed uszkodzeniem kilku układów naraz spowodowanym wspólną przyczyną.

Dzięki zasadzie różnorodności operatorzy mają bardzo dużą pewność, że sygnały które do nich docierają z urządzeń pomiarowych odzwierciedlają rzeczywistość a nie są pomyłką czy błędem aparatury.

### **1.7. Rozdzielenie przestrzenne układów**

Układy bezpieczeństwa są rozdzielone przestrzennie (np. umieszczone w różnych, oddalonych od siebie miejscach) i fizycznie, tak by np. pożar nie spowodował jednoczesnej utraty dwóch lub więcej podsystemów. W nowoczesnych EJ każdy z czterech podsystemów układów bezpieczeństwa znajduje się w innej części budynku reaktora, oddzielonej przestrzennie od pozostałych. W tej sytuacji nawet uderzenie samolotu nie może spowodować utraty więcej niż jednego z nich. Kable sterowania i kable energetyczne układów bezpieczeństwa prowadzone są oddzielnie od kabli układów nie spełniających funkcji bezpieczeństwa, a ponadto kable sterowania są umieszczone w kanałach oddzielonych od kanałów kabli energetycznych.

### **1.8. Odporność na pożar, zalanie wodą, wstrząsy sejsmiczne i warunki otoczenia**

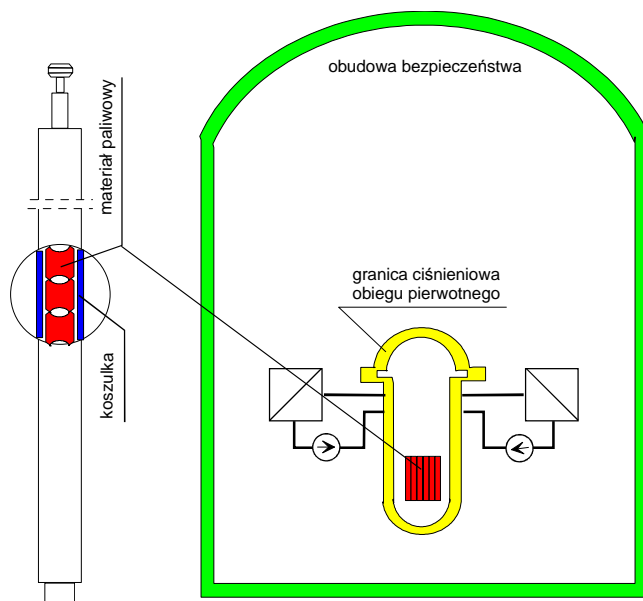
Jednakże ani rezerwowanie ani różnorodność elementów ważnych dla bezpieczeństwa nie wystarczyłyby, gdyby elementy te nie były odporne na wstrząsy sejsmiczne i przewidywane w czasie ich pracy warunki temperatury, ciśnienia i wilgotności. Szczególne zagrożenie stanowią pożary, mogące spowodować utratę wielu elementów bezpieczeństwa znajdujących się w zasięgu ognia. Dlatego przy projektowaniu układów ważnych dla bezpieczeństwa EJ analizuje się możliwość wystąpienia pożaru w pomieszczeniach, gdzie znajdują się te układy i wprowadza się zabezpieczenia wykluczające lub zmniejszające możliwość pożaru, takie jak np. zastąpienie smarowania łożysk pomp olejem przez smarowanie wodą. W przypadkach, gdy ogień jest jednak możliwy, analizuje się jego zasięg i czas trwania oraz zapewnia środki przeciwdziałające rozprzestrzenianiu pożaru, układy wykrywania i gaszenia ognia. W EJ obowiązuje wykonanie systematycznej analizy pożarowej dla wszystkich pomieszczeń i wprowadzenie wszelkich potrzebnych zabezpieczeń z modyfikacjami budowlanymi projektu włącznie.

Podobne prace wykonuje się dla zagrożenia zalania wodą (np. w czasie powodzi). Jeśli możliwość zalania urządzeń ważnych dla bezpieczeństwa istnieje, wówczas urządzenia te muszą być wykonane w postaci wodoodpornej. Urządzenia znajdujące się wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, gdzie dla obniżania ciśnienia pary po możliwej awarii rozerwania obiegu pierwotnego stosuje się układ zraszania wodą, muszą być odporne na działanie pary i wody pod ciśnieniem odpowiadającym maksymalnym ciśnieniom występującym podczas awarii.

Wszystkie układy ważne dla bezpieczeństwa muszą być odporne na maksymalne wstrząsy sejsmiczne, jakie mogą wystąpić w lokalizacji danej elektrowni. Dla określenia intensywności tych wstrząsów wyszukuje się dane o najsilniejszym trzęsieniu ziemi, jakie historycznie zaobserwowano w danej okolicy, przyjmuje się, że jego epicentrum może znaleźć się pod samą elektrownią, a następnie powiększa się jego wartość o ustalony współczynnik by zapewnić odpowiedni margines bezpieczeństwa. Tak określone trzęsienie ziemi, przy którym musi być zapewniona praca wszystkich układów bezpieczeństwa potrzebnych do wyłączenia reaktora i jego bezpiecznego ochłodzenia, odpowiada w przybliżeniu intensywności wstrząsów sejsmicznych występujących raz na 10 000 lat.

### 1.9. System barier w elektrowni jądrowej

W projekcie samej elektrowni dominuje zasada tworzenia i utrzymywania szeregu barier chroniących przed wydzielaniem materiałów promieniotwórczych poza elektrownię. System ten obejmuje cztery kolejne bariery, a mianowicie sam materiał paliwowy, w którym pozostaje ponad 99,9% produktów rozszczepienia, koszulki elementów paliwowych, szczelne i wykonane z cyrkonu, który odporny jest na wysokie temperatury i zachowuje wytrzymałość w temperaturach rzędu tysiąca stopni, zbiornik reaktora i rury obiegu pierwotnego, wykonane z najlepszych możliwych materiałów i kontrolowane w ciągu całego 60 - letniego okresu pracy elektrowni, a wreszcie czwartą barierę- obudowę bezpieczeństwa, odporną na ciśnienie i temperaturę, jakie mogą powstać po awarii i będącą widoczną z dala oznaką elektrowni jądrowej. System barier, podobnie jak system obrony w głąb, stworzony jest tak, że gdy zawiedzie jakiś element, to na jego miejsce zaczyna pracować inny, przy czym w nowoczesnych elektrowniach takich elementów rezerwowych jest wiele.



Rys. 7. Układ czterech kolejnych barier powstrzymujących ucieczkę produktów rozszczepienia z elektrowni jądrowej [1].

Awarie powodujące tylko przegrzanie paliwa bez uszkodzenia obiegu pierwotnego – np. na skutek utraty przepływu chłodziwa - powodują zniszczenie pierwszych dwóch barier, ale bariera trzecia i czwarta pozostają nienaruszone.



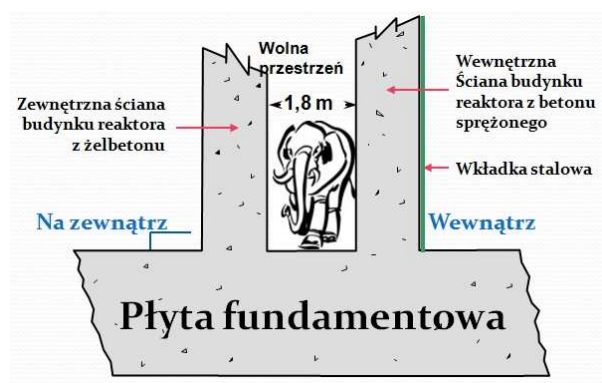
Najgroźniejsze są awarie z rozerwaniem obiegu pierwotnego, bo oznaczają one natychmiastową utratę trzeciej bariery i gwałtowny wypływ wody z obiegu. Woda pod ciśnieniem 15 MPa i o temperaturze około 330°C po rozszczelnieniu obiegu gwałtownie rozpręża się do ciśnienia atmosferycznego i ulega odparowaniu. Prowadzi to do szybkiego opróżnienia obiegu pierwotnego a w szczególności do osuszenia rdzenia reaktora, w którym proces odparowywania wody jest najbardziej intensywny. Jeśli nie dostarczymy wody do rdzenia, nastąpi stopienie paliwa i otaczającej je koszulki, a więc utrata dwóch pierwszych barier. Jediną ochroną pozostaje wówczas obudowa bezpieczeństwa. Dlatego projektanci reaktorów zapewniają wysokie zapasy bezpieczeństwa w projekcie obiegu pierwotnego i wykluczają wszelkie przewidywalne przyczyny jego uszkodzenia, a operatorzy kontrolują, czy nie uległ on osłabieniu w toku eksploatacji. Jednocześnie wyposaża się EJ w układy bezpieczeństwa mające z najwyższą niezawodnością zapewnić dostarczenie wody do rdzenia nawet w mało prawdopodobnym przypadku rozerwania obiegu pierwotnego.

Wymagana niezawodność jest bardzo wysoka – uszkodzenie rdzenia powinno zdarzać się nie częściej niż raz na 100 tysięcy lat pracy reaktora (nowoczesne reaktory pracują 60 lat). Jednego reaktora – a przy jednoczesnej pracy 5000 reaktorów raz na 200 lat. Dwa wieki historii – pomyślmy ile w tym czasie zdarzyło się wojen, zniszczeń miast i wsi, trzęsień ziemi, huraganów, epidemii... A reaktory projektowane są tak, by uszkodzenie rdzenia wcale nie powodowało zgonów ludzi...

### 1.10. Obudowa bezpieczeństwa - najważniejsza bariera zatrzymująca radioaktywność

Analizy odporności obudowy bezpieczeństwa w nowoczesnych EJ potwierdziły, że z jednej strony mogą one wytrzymać uderzenie samolotu bez utraty szczelności, a z drugiej strony, nawet w razie poważnej awarii ze stopieniem rdzenia, powstrzymują skutecznie uwolnienia produktów rozszczepienia.

W najnowszej EJ z reaktorem EPR zaprojektowanym wspólnie przez ekspertów francuskich i niemieckich, obudowa wykonana jest w postaci dwóch powłok pierścieniowych z betonu zbrojonego o grubości 1,3 m każda. Wytrzymują one ciśnienie 5,1 MPa, to jest ciśnienie większe niż maksymalne ciśnienie występujące po najcięższych awariach reaktora EPR. Przecieki gazów przez tę obudowę przy maksymalnym nadciśnieniu wynoszą 0,5% objętości obudowy na dobę, co zapewnia redukcję uwolnień do wartości tak małych, że nie powodują one konieczności podejmowania działań interwencyjnych poza terenem elektrowni.



Rys. 8. Obudowa bezpieczeństwa reaktora EPR wytrzymuje nawet uderzenie samolotu Boeing 737 [2]. Rysunek przedstawia przekrój obudowy.

Pełną odporność na awarie projektowe i hipotetyczne poważne awarie ze stopieniem rdzenia zapewnia także obudowa bezpieczeństwa reaktora AP1000 firmy Westinghouse (USA). Jest ona wyposażona w pasywny system odbioru ciepła, zapewniający chłodzenie przez dowolnie długi czas po awarii bez potrzeby dostarczania energii elektrycznej z zewnątrz.

Obudowy bezpieczeństwa w dawniej budowanych EJ są mniej odporne, ale też wystarczają do ochrony otoczenia przed skutkami awarii, nawet poważnych awarii ze stopieniem rdzenia. Udowodniły to nie tylko analizy wykonywane przez ekspertów jądrowych i sprawdzane przez urzędy dozoru jądrowego, ale i doświadczenie praktyczne z jedynej awarii ze stopieniem rdzenia, jaka zdarzyła się w reaktorze PWR, mianowicie z awarii w EJ Three Mile Island (TMI) w Harrisburgu (USA) w 1979 roku. W czasie tej awarii wskutek błędu operatorów, którzy omyłkowo wyłączyli awaryjny układ chłodzenia rdzenia, doszło do odparowania wody z reaktora, wypełnienia rdzenia parą i stopienia paliwa. Duże ilości produktów rozszczepienia wydzielili się ze stopionego paliwa do wnętrza obudowy bezpieczeństwa, ale obudowa wytrzymała wszystkie obciążenia podczas awarii włącznie ze wzrostem ciśnienia po niekontrolowanym spalaniu wodoru. Na zewnątrz elektrowni wydzielili się tylko nieznaczne ilości radionuklidów, np. frakcja jodu uwolniona poza obudowę bezpieczeństwa wyniosła poniżej jednej milionowej jodu zawartego w rdzeniu, a wydzielienia innych produktów rozszczepienia były także bardzo małe.

Dzięki temu, chociaż rdzeń reaktora został wskutek awarii całkowicie zniszczony i reaktor nigdy nie wznowił pracy, średnia dawka efektywna dla krytycznej grupy ludności wyniosła tylko 0,015 mSv, a więc w przybliżeniu tyle, o ile rośnie nasze normalne napromieniowanie podczas dwutygodniowych wczasów narciarskich w górach. Odpowiednie ryzyko zachorowania na nowotwory było mniejsze niż jedna milionowa w ciągu całego życia, a więc mniejsze niż ryzyko powodowane przez normalne roczne emisje z elektrowni węglowej w owym czasie. Mimo wielokrotnych badań, w okolicy TMI nie wykryto żadnych skutków zdrowotnych tamtej awarii.

## 2. REAKTOR RBMK W CZARNOBYLU BYŁ ODMIENNY OD REAKTORÓW WODNYCH

### 2.1. Jakie różnice zadecydowały o tragicznych skutkach błędów operatorów?

Awaria, która wystąpiła w Czarnobylu jest **całkowicie wykluczona** w reaktorze, jaki będzie budowany w Polsce i to niezależnie od ewentualnych błędów operatora. Istnieją fundamentalne różnice pomiędzy reaktorem RBMK (np. w Czarnobylu) i pozostałymi typami reaktorów np. PWR lub BWR (na całym świecie). Odmienny skład materiałowy rdzenia i zupełnie inna konstrukcja reaktorów RBMK oraz PWR powodują, że te pierwsze są z natury obciążone ryzykiem eksploatacyjnym, podczas gdy te drugie są z natury stabilne.

Projekt reaktora RBMK pracującego w Czarnobylu oparty był na projektach reaktorów, które mogły produkować pluton do celów militarnych i miał tę wyjątkową cechę, że w razie awarii układu chłodzenia jego moc rosła, zamiast maleć jak w reaktorach z wodą pod ciśnieniem (PWR) lub z wodą wrzącą (BWR), stanowiących obecnie podstawę rozwoju energetyki jądrowej na świecie. Różnica ta, opisana szerzej poniżej, wynika z istoty procesów fizycznych zachodzących w tych reaktorach i nie zależy od działania operatora. Dlatego reaktory PWR i BWR są reaktorami przyjaznymi człowiekowi, „wybaczącymi błędy”, to znaczy same korygują możliwe błędne zachowania operatorów. W razie pogorszenia warunków chłodzenia paliwa następuje w nich samoczynne obniżenie mocy reaktora. Operator nie musi podejmować natychmiastowych działań, reaktor

dokonyje regulacji mocy sam, a w razie dalszego rozwoju warunków awaryjnych wyłącza się. Natomiast w reaktorze RBMK moc w warunkach awaryjnych rośnie. Z tego powodu w chwili awarii w Czarnobylu moc reaktora była setki razy wyższa od mocy nominalnej i reaktor RBMK został zniszczony [3].

Dodatkowo sytuację w Czarnobylu pogorszył błąd konstrukcyjny w układzie prętów bezpieczeństwa reaktora [4]. W chwili wprowadzania prętów bezpieczeństwa do rdzenia reaktor wszedł w stan niestabilny. Był to skutek uprzedniej pracy na obniżonej mocy, w szczególnych warunkach do których nigdy przedtem nie doprowadzono żadnego z reaktorów RBMK. Wskutek tego błędu, zamiast wyłączenia reaktora nastąpił przejściowy wzrost mocy. Operator nie zdawał sobie sprawy z tego błędu konstrukcyjnego i ze zdumieniem przekonał się, że po uruchomieniu przycisku powodującego zrzut prętów bezpieczeństwa moc reaktora zamiast zmaleć zaczęła rosnać jeszcze szybciej!

To, że taki błąd nie został wcześniej wykryty, było skutkiem utrzymywania projektu reaktora RBMK w ścisłej tajemnicy. Obecne podejście do spraw bezpieczeństwa jądrowego oparte na pełnej jawności wyklucza taką sytuację – plany projektowe są publicznie dostępne i analizowane również przez przeciwników energetyki jądrowej, szukających „haków” na EJ. Konstruktorzy radzieccy pytani o rozwiązania w reaktorze RBMK odpowiadali, że jest to tajemnica. Natomiast dziś, gdy cztery czołowe firmy reaktorowe zgłosiły oferty w przetargu na elektrownię jądrową w Wielkiej Brytanii, to obszerne i dokładne opisy proponowanych reaktorów znalazły się w Internecie, dostępne dla wszystkich zainteresowanych [5]. Urząd dozoru jądrowego w Wielkiej Brytanii zachęcał wszystkich do zgłaszania uwag krytycznych. Taki sam proces realizowano w czasie publicznej dyskusji nt. budowy nowego reaktora EPR we Francji, przeprowadzonej w latach 2006-2007.

Dzięki tej otwartości, każdy projekt reaktora jest przeglądany i krytykowany przez specjalistów wysokiej klasy z różnych krajów i różnych organizacji. Każdy z tych krytyków stara się znaleźć jakiś błąd, bo takie spostrzeżenie podniesie jego status zawodowy, stworzy mu możliwości awansu i zapewni uznanie. I tak kilkanaście tysięcy specjalistów na całym świecie analizuje każdy nowy projekt i stara się znaleźć jego usterki. Tego nie było niestety w przypadku reaktora RBMK zbudowanego w Czarnobylu. Gdyby nie panująca wówczas w Związku Radzieckim atmosfera tajemności, przyczyny awarii czarnobylskiej zostałyby zapewne zidentyfikowane i usunięte, zanim doszłoby do awarii.

Reaktor RBMK nie miał mocnej bariery ciśnieniowej pierwotnego obiegu chłodzenia, w szczególności nie miał zbiornika ciśnieniowego otaczającego cały rdzeń. Konstrukcja oddzielająca rdzeń od hali górnej była słaba. Gwałtowne wydzielenie pary wodnej w rdzeniu podczas awarii spowodowało wyrzucenie fragmentów pokrywy górnej reaktora i utworzenie drogi swobodnego przepływu powietrza do rdzenia, a materiałów z płonącego grafitu i produktów rozszczepienia - w górę, nad reaktor.

Co więcej, reaktor RBMK nie miał pełnej obudowy bezpieczeństwa, co umożliwiło uwolnienia produktów radioaktywnych po awarii bezpośrednio do atmosfery. Obudowy bezpieczeństwa wprowadzono jako obowiązkowy element reaktorowych systemów bezpieczeństwa już pół wieku temu w USA, a potem w innych krajach. Ale Związek Radziecki rozwijał swoją energetykę jądrową w odosobnieniu. Konstruktorzy reaktora RBMK oparli się na rozwiązaniach radzieckich reaktorów wojskowych. Uznali oni, że mogą nie budować pełnej obudowy bezpieczeństwa, a zadowolić się obudową częściową, obejmującą tylko część obiegu pierwotnego, bez włączenia w tę obudowę rdzenia i rurociągów wychodzących z rdzenia. Awaria zaszła jednak w rdzeniu – a ten nie był objęty obudową...

Skład materiałowy rdzenia reaktora RBMK był kolejnym czynnikiem pogarszającym sytuację. W reaktorach PWR i BWR w warunkach awaryjnych jego rdzeń i obudowa bezpieczeństwa zalewane są wodą, która zatrzymuje bardzo skutecznie promieniotwórcze izotopy jodu i wiele innych

promieniotwórczych produktów rozszczepienia. Natomiast w reaktorze RBMK nie było wody (stosunkowo niewielka jej ilość wyparowała w momencie awarii), był natomiast rozżarzony grafit, który – po rozszczelnieniu się osłony i kontakcie z powietrzem - palił się, powodując dodatkowo unoszenie wysoko w powietrze słupa dymu nasyconego produktami rozszczepienia. Przez to właśnie skażenia po Czarnobylu niemal natychmiast sięgnęły do górnych warstw troposfery i dolnej stratosfery, co, wbrew modelom komputerowym, wykazały polskie pomiary samolotowe [6]. Dlatego skażenie czarnobylskie objęło obie półkule, docierając nawet do Bieguna Południowego [7, 8].

Dozór jądrowy w Związku Radzieckim, który powinien był wykryć błędy projektowe reaktora RBMK, był słaby i nie spełniał swych zadań. Świadczy o tym nie tylko dopuszczenie do przeprowadzenia niebezpiecznego doświadczenia z reaktorem RBMK (bez opinii i nadzoru fizyków reaktorowych) - w toku którego doszło do awarii - ale i wcześniejsze zaniedbania w analizie raportu bezpieczeństwa. Skoro operatorzy nie zdawali sobie sprawy z grożącego im niebezpieczeństwa, to analizy bezpieczeństwa przedstawione dozorowi musiały być niekompletne, lub też ze względów politycznych dozór uznał błędnie, że operatorzy nie muszą znać ich wyników. W każdym z tych przypadków, dozór okazał się słaby i nie spełnił swych obowiązków. Obecnie od kilku już lat organizacje Unii Europejskiej intensywnie współpracują z dozorem rosyjskim i ukraińskim by przekazać im doświadczenie zgromadzone w krajach zachodnich i wzmocnić ich pozycję.

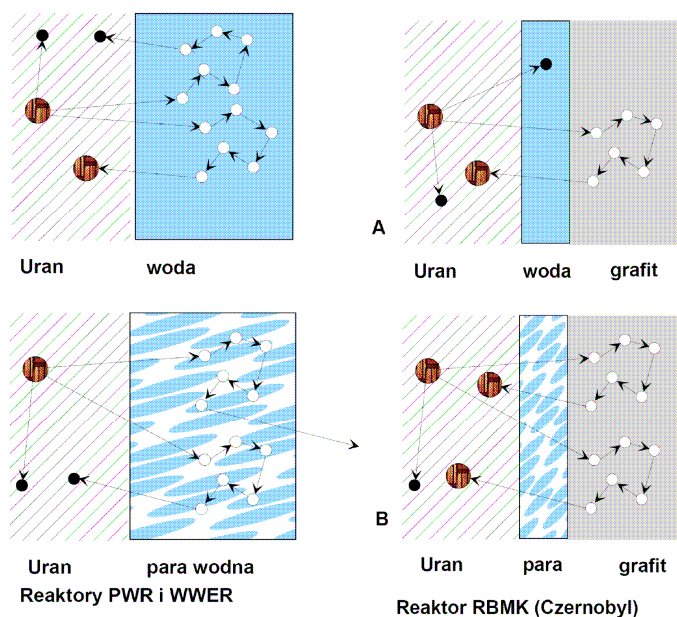
Uszkodzenia, jakie mogą się zdarzyć w reaktorach PWR i BWR, mogą prowadzić do wyłączenia reaktora i konieczności jego naprawy, ale nie mogą spowodować zagrożenia wymagającego podejmowania wczesnych działań dla ochrony ludności poza strefą wyłączenia reaktora (800 metrów) ani nie mogą doprowadzić do konieczności ewakuacji ludności.

I ostatni czynnik – decyzje administracyjne o ewakuacji na dużym obszarze wokół Czarnobyla były niepotrzebne i błędne. Gdyby stosowano dzisiejsze zalecenia międzynarodowe, przyjęte zresztą jako obowiązujące przepisy w Polsce, to trwałej ewakuacji po Czarnobylu by nie było, a ludzie, którzy opuścili swe domy, mogliby do nich wrócić.

Dwa z wyżej wymienionych punktów zasługują na bliższą dyskusję.

## **2.2. Główna wada reaktora RBMK – samoczynny wzrost mocy w pewnych sytuacjach awaryjnych**

Neutrony, które powstają w wyniku rozszczepienia jądra uranu, mają ogromne prędkości, odpowiadające energii milionów elektronowoltów. Tak prędkie neutrony przesywają materiał paliwowy „nie widząc” jąder uranu i nie powodując ich rozszczepień. Do tego, by rozszczepienia uranu mogły nastąpić, neutrony muszą zostać spowolnione do energii rzędu setnych części elektronowolta, a więc dziesiątki milionów razy. W reaktorach PWR i BWR spowalnianie neutronów następuje w wodzie, której ilość dobiera się bardzo starannie. Jeśli jest jej za mało – neutrony nie zostaną dostatecznie spowolnione, przenikną przez wodę i paliwo, i wydostaną się na zewnątrz rdzenia, nie powodując rozszczepień. Jeśli wody będzie za dużo, to będzie ona zbyt silnie pochłaniać neutrony, pogarszając bilans neutronów i prowadząc do wygaśnięcia reakcji rozszczepienia.

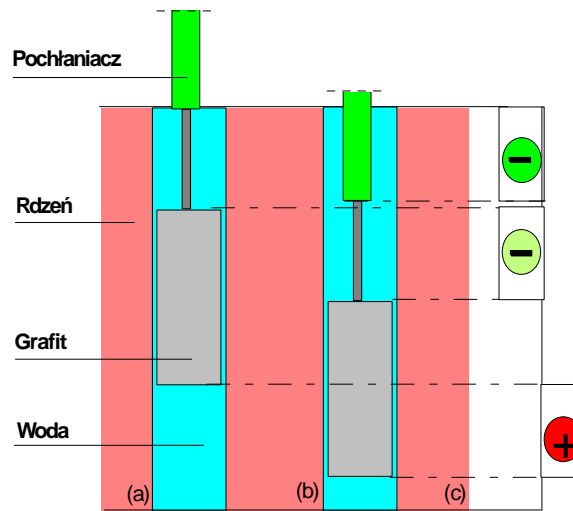


Rys. 9. Zmiany gęstości rozszczepień po odparowaniu części wody [3]. A- normalna praca, B – spadek przepływu wody, część wody odparowuje. W reaktorze PWR lub WWER moc maleje, w reaktorze RBMK moc rośnie.

Natomiast w reaktorze RBMK rolę spowalnicza neutronów pełni grafit, a woda między prętami paliwowymi służy głównie do przenoszenia ciepła, do spowalniania nie jest niezbędna. Co więcej, wobec tego, że pewna część neutronów ulega pochłanianiu w wodzie, zmniejszenie gęstości wody wskutek podgrzania, a tym bardziej wskutek jej częściowego odparowania, powoduje zmniejszenie liczby tych pochłoneń. Idzie za tym wzrost liczby neutronów, które wracają jako spowolnione do paliwa i powodują nowe rozszczepienie (Rys. 9).

Dlatego w reaktorze RBMK spadek przepływu chłodziwa prowadzi do podgrzania wody, wzrostu gęstości rozszczepień, wzrostu mocy reaktora, dalszego podgrzewu wody i dalszego wzrostu mocy. To dodatnie sprzężenie zwrotne powoduje gwałtowny wzrost mocy reaktora, o ile nie zatrzyma go wprowadzenie do rdzenia prętów bezpieczeństwa.

### 2.3. Błąd konstrukcyjny w układzie prętów bezpieczeństwa



Rys. 10. Błąd w konstrukcji prętów bezpieczeństwa w EJ Czarnobyl [3]. Wprowadzanie przedłużacza grafitowego powoduje wzrost mocy w dolnej części rdzenia, a spadek mocy w części górnej (znaki + i – w kolumnie „c”).

Niestety, w Czarnobylu występowało dodatkowe niebezpieczeństwo, z którego nie zdawano sobie sprawy aż do czasu awarii, mianowicie wprowadzenie prętów bezpieczeństwa nie zawsze powodowało od razu wyłączenie reaktora. Pręty bezpieczeństwa w reaktorze RBMK są wprowadzane z góry, z wyjątkiem 24 skróconych prętów wprowadzanych z dołu i służących do wyrównania rozkładu generacji mocy w rdzeniu. Na końcu pręta bezpieczeństwa umocowany jest wkład grafitowy zwany wypełniaczem, który zabezpiecza przed napływem wody do obszaru, z którego wyciągnięto pręt bezpieczeństwa. Zwiększa to skuteczność pochłaniania neutronów, gdy opuszczamy pręt i na miejsce grafitu wsuwamy pochłaniacz neutronów. W czasie awarii czarnobylskiej wypełniacze grafitowe we wszystkich reaktorach RBMK były połączone z prętem pochłaniającym przy pomocy tzw. teleskopu, tj. konstrukcji mechanicznej o długości 1,25 m wypełnionej wodą.

Wymiary pręta i wypełniacza grafitowego były dobrane tak, że gdy pręt bezpieczeństwa był w pełni wyciągnięty z rdzenia, wypełniacz umieszczony był centralnie w rdzeniu, mając 1,25 m wody nad i pod sobą. Gdy sygnał awaryjny powodował spadek w pełni wyciągniętego pręta bezpieczeństwa do rdzenia, wypychanie wody z dolnej części kanału przy ruchu wypełniacza w dół powodowało miejscowy wzrost mocy w dolnej części rdzenia. Wielkość tego przejściowego efektu dodatniego zależała od przestrzennego rozkładu mocy reaktora i jego parametrów.

Wskutek długotrwałej pracy reaktora przed awarią na małej mocy, z wsuniętymi do rdzenia prętami regulacyjnymi, moc w dolnej części rdzenia była dużo większa niż w górnej. W związku z tym lokalne zwiększanie mocy w dolnej części rdzenia dawało dużo większy efekt niż zmniejszanie mocy w górnej części rdzenia. Tak więc, w chwili zrzucania do rdzenia pręta wiszącego nad rdzeniem, zmiana położenia wypełniacza spowodowała przejściowy wzrost mocy reaktora. Wobec wielkich rozmiarów rdzenia RBMK czas potrzebny na pełne wprowadzenie pręta bezpieczeństwa do rdzenia

wynosił 18 sekund. Stan, w którym lokalnie reaktywność w dolnej części rdzenia była znacznie zwiększona, trwał kilka sekund.

W analizach bezpieczeństwa zakładano, że duża część prętów bezpieczeństwa powinna być częściowo zanurzona w rdzeniu, tak by nie występowało jednoczesne wypieranie wody z wielu kanałów w dolnej części rdzenia przy wprowadzaniu prętów do rdzenia. Według oświadczenia konstruktorów reaktora po awarii, dla zapewnienia bezpiecznego sterowania reaktorem przynajmniej 30 prętów bezpieczeństwa powinno było być stale zanurzonych w rdzeniu. Ale operatorzy nie zdawali sobie z tego sprawy. Z pewnością nie było to postawione jako warunek kategoryczny, na przykład: „jeśli doprowadzisz do stanu gdzie w rdzeniu będzie mniej niż 30 prętów, to nastąpi awaria”. W dążeniu do uzyskania sukcesu operatorzy zlekceważyli zalecenia – jeśli nawet były one sformułowane - i w chwili tuż przed awarią niemal wszystkie pręty bezpieczeństwa były całkowicie wyciągnięte ponad rdzeń... - bo operatorzy starali się w ten sposób utrzymać reaktor w ruchu.

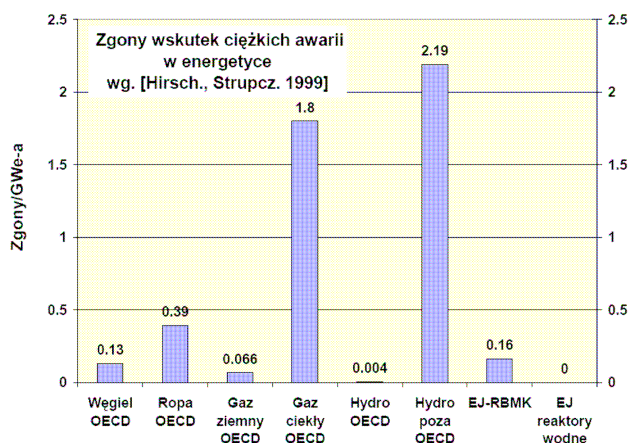
To spowodowało tragiczne skutki w czasie awarii.

#### 2.4. Możliwość odłączenia układu zabezpieczeń reaktora

Reaktor RBMK miał i inne niebezpieczne cechy konstrukcyjne. Układ awaryjnego chłodzenia rdzenia włączał się po otrzymaniu sygnału, w której części rdzenia wystąpił przeciek. Stwarzało to możliwość odłączenia układu – i operatorzy właśnie to zrobili...

Sygnały układu zabezpieczeń reaktora w Czarnobylu powinny były wyłączyć reaktor długo przed awarią, gdy jeszcze dużo prętów bezpieczeństwa znajdowało się w rdzeniu, co wykluczało przejściowy wzrost mocy. Ale sygnały te można było odłączyć – i operatorzy też to zrobili...

#### 2.5. Awaria czarnobylska nie powtórzy się w reaktorach XXI wieku



Rys. 11. Porównanie zagrożeń wskutek ciężkich awarii dla różnych źródeł energii [9]. Uwaga – dane w dziale „Hydro poza OECD” nie obejmują awarii hydroelektrowni Banqiao w Chinach w której w r. 1975 zginęło 260 000 ludzi [10].

Efektorem tych błędów była awaria i zniszczenie reaktora oraz skażenie dużych obszarów wokoło elektrowni w Czarnobylu. Doniesienia prasy i propaganda organizacji antynuklearnych utrwaliły w umyśle przeciętnego człowieka obraz straszliwej katastrofy, który jest bardzo przesadzony i niezgodny z prawdą. Świadczą o tym raporty organizacji międzynarodowych, takich jak Komitet Naukowy ONZ ds. Skutków Promieniowania Atomowego UNSCEAR, Światowa Organizacja Zdrowia WHO, Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej IAEA, a na koniec Forum Czarnobyla, w którym uczestniczyło 8 organizacji ONZ oraz rządy Ukrainy, Białorusi i Rosji. Niezależnie jednak od tego, jak bardzo przesadzone są opisy skutków awarii, energetyka jądrowa jest zdecydowana nie dopuścić do wystąpienia okoliczności podobnych do tych, które spowodowały awarię w Czarnobylu.

Już reaktory II generacji budowane i eksploatowane przez 50 lat w Europie Zachodniej i USA mają doskonały bilans bezpieczeństwa – nikt nie stracił życia ani zdrowia wskutek awarii radiologicznej w jakiegokolwiek elektrowni jądrowej poza Czarnobylem.

Poziom bezpieczeństwa już osiągnięty przez energetykę jądrową z reaktorami I i II generacji ilustruje Rys. 11, oparty na danych historycznych. Pokazuje on liczbę zgonów powodowanych przez poważne awarie przy wytwarzaniu energii z różnych źródeł. Jak widać, dla wszystkich reaktorów poza reaktorami RBMK bilans strat zdrowia i życia personelu i społeczeństwa wynosi – **ZERO**.

Reaktory III generacji opracowane i budowane w XXI wieku zapewniają jeszcze wyższy poziom bezpieczeństwa.

### 3. ELEKTROWNIE JĄDROWE III GENERACJI – ODPORNE NAWET NA NAJCIEŹSZE AWARIE

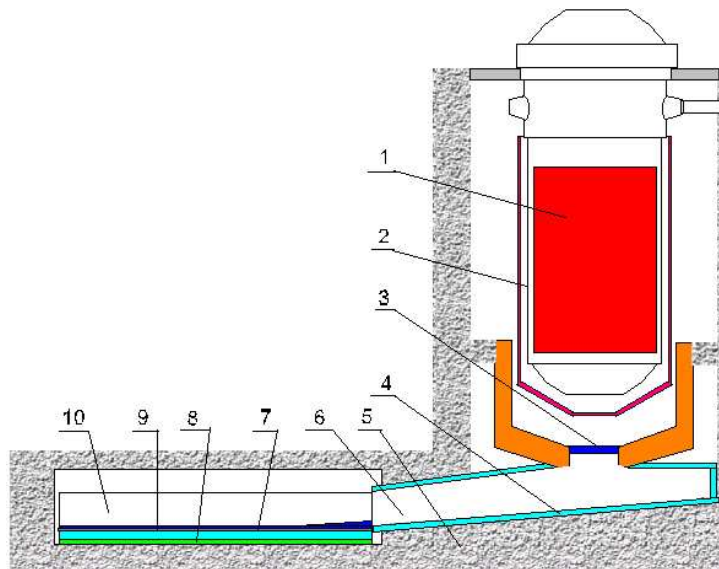
#### 3.1. Reaktor EPR – odporny na wyciek stopionego rdzenia ze zbiornika reaktora

W ciągu ubiegłych 50 lat projektowania reaktorów uważano, że wprowadzone środki bezpieczeństwa są tak skuteczne, że do stopienia rdzenia reaktora nie dojdzie, lub będzie ono zdarzać się tak rzadko, że można tego nie uwzględniać. Ale stopienie rdzenia w czasie awarii w Three Mile Island pokazało, że błędy ludzkie są możliwe, a w warunkach awaryjnych szybkie zrozumienie zachodzących procesów awaryjnych (zorientowanie się w sytuacji) może być trudne. Błędy zaś mogą prowadzić do fatalnych w skutkach decyzji. Rozpoczęto więc tworzenie procedur postępowania chroniących operatora przed popełnianiem błędów. Jednocześnie do projektowanych, a także do istniejących reaktorów wprowadzono dodatkowe zabezpieczenia by utrzymać uwolnienia radioaktywności pod kontrolą nawet przy najcięższych możliwych awariach hipotetycznych.

Prace te trwały przez wiele lat i odporność EJ na awarie poza projektowe stopniowo rosła. W końcu XX wieku w praktyce krajów Unii Europejskiej przyjęto, że cechy i układy bezpieczeństwa EJ powinny wystarczać nie tylko do opanowania awarii projektowych, ale także poza projektowych, by uniknąć dużych uwolnień materiałów radioaktywnych poza obudowę bezpieczeństwa. Obecnie projektowane reaktory (tzw. reaktory III generacji) zapewniają bezpieczeństwo okolicznej ludności nawet w razie ciężkich awarii ze stopieniem rdzenia.[11]

Jednym z rozwiązań jest układ z tzw. chwytaczem stopionego rdzenia, który w reaktorze EPR służy do wychłodzenia i zatrzymania stopionego rdzenia tak by obudowa bezpieczeństwa nie utraciła szczelności. Schemat pomieszczeń służących do ukierunkowania przepływu stopionego rdzenia i wychłodzenia go pokazano na rys.12.





Rys. 12. Układ chwytracza stopionego rdzenia w EJ z reaktorem EPR [12]: 1) rdzeń reaktora, 2) zbiornik ciśnieniowy reaktora, 3) pokrywa przetapiana przez rdzeń, 4) dno tunelu przelewowego, 5) beton fundamentów obudowy bezpieczeństwa, 6) tunel przelewowy, 7) materiał ogniotrwały ZrO<sub>2</sub>, 8) chłodzenie wodne chwytracza, 9) warstwa powierzchniowa przeznaczona na wycięcie, 10) chwytracz rdzenia - basen dla stopionego rdzenia.

W razie nieprawdopodobnej awarii stopienia rdzenia i zniszczenia zbiornika reaktora, wycieknie on do specjalnie do tego przeznaczonego pomieszczenia na dnie studni reaktora, zwanego chwytraczem rdzenia. Ściany i podłóże tego pomieszczenia są pokryte grubą warstwą betonu. Konstrukcja chłodząca umożliwia odprowadzenie ciepła zakumulowanego, schłodzenie oraz szybkie zestalenie się materiału rdzenia. Dzięki temu nie występuje erozja konstrukcyjnego betonu podłóża. Innymi słowy, stopiony rdzeń nie zniszczy betonowego podłóża i ścian „chwytracza rdzenia”. Pasywnie działający układ zaworów umożliwia pokrycie warstwy gorącego stopionego materiału wodą z wewnętrznego zbiornika zapasowego. W następnej fazie, po dwunastu godzinach jest uruchamiany system odprowadzania ciepła z obudowy bezpieczeństwa, który schładza obszar wycieku.

Podobne układy schładzania stopionego rdzenia zastosowano w innych typach reaktorów III generacji.

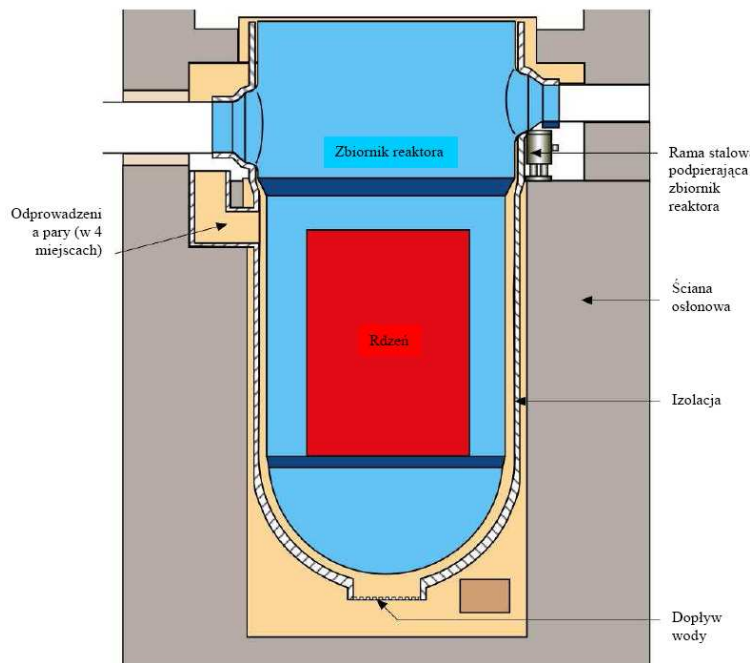
### 3.2. Reaktor AP 1000 – skuteczne chłodzenie rdzenia nawet przy zaniku zasilania elektrycznego

Rozwiązanie amerykańskiego reaktora AP1000 opiera się na zastosowaniu wypróbowanej technologii, z położeniem nacisku na cechy bezpieczeństwa oparte na zjawiskach naturalnych, jak siła ciężkości, przepływ w obiegu konwekcji naturalnej, ciśnienie sprężonych gazów i konwekcja naturalna. Układy bezpieczeństwa zapewniają odbiór ciepła od rdzenia i chłodzenie obudowy bezpieczeństwa przez długi czas bez zasilania prądem zmiennym i nie wymagają działania operatora przez 3 doby.

Nie ma w nich elementów czynnych (jak pompy, wentylatory lub generatory z silnikami Diesla), a działanie tych systemów nie wymaga systemów pomocniczych zakwalifikowanych do systemów bezpieczeństwa (takich jak zasilanie prądem zmiennym, chłodzenie elementów systemów bezpieczeństwa, wentylacja i klimatyzacja). Dzięki temu wyeliminowano zaliczone do układów

bezpieczeństwa awaryjne generatory z silnikami Diesla i cały kompleks potrzebnych dla nich podsystemów, jak sprężone powietrze potrzebne do ich uruchomienia, zbiorniki paliwa i pompy, a także system poboru powietrza i usuwania spalin.

Pasywne systemy bezpieczeństwa obejmują układ pasywnego wtrysku chłodziwa do reaktora, pasywny układ odbioru ciepła powyłaczeniowego (czyli ciepła, które jest wytwarzane po wyłączeniu reaktora) i pasywny układ chłodzenia obudowy bezpieczeństwa. Ten ostatni układ jest specyficznym rozwiązaniem charakterystycznym dla reaktorów AP600 i AP1000, i opisany jest poniżej.



Rys. 13. Zalanie reaktora wodą w razie ciężkiej awarii w reaktorze AP1000 [12]: 1. Wyloty pary, cztery kanały, 2. Zbiornik reaktora, 3. Rdzeń, 4. Stalowa podpora zbiornika reaktora, 5. Ściana osłonowa, 6. Izolacja cieplna, 7. Wlot wody.

Ważnym elementem bezpieczeństwa reaktora AP1000 jest **układ automatycznej redukcji ciśnienia** w obiegu pierwotnym, który w przypadku hipotetycznych awarii poza projektowych zapewnia szybkie i niezawodne obniżenie ciśnienia w rdzeniu, aby umożliwić zalanie rdzenia wodą z układów niskociśnieniowych<sup>1</sup>. Wykluczenie niebezpieczeństwa rozerwania zbiornika reaktora pod wysokim ciśnieniem zapewnia możliwość wykorzystania dodatkowych źródeł wody i chroni obudowę przed rozerwaniem. Układ ten składa się z czterech sekcji. Pierwsze trzy podłączone są do kopuły stabilizatora ciśnienia i obejmują w sumie 6 zaworów zrzutowych o wymiarach dobranych tak, by obniżyć ciśnienie w obiegu pierwotnym dostatecznie dla skutecznego wtrysku z zbiorników wody pod ciśnieniem i pozwolić na przejście do czwartego etapu redukcji ciśnienia. W czwartym etapie otwierają się 4 stacje redukcji ciśnienia połączone z gorącymi gałęziami obiegu pierwotnego<sup>2</sup>, mające obniżyć ciśnienie tak, by możliwy był wtrysk wody ze zbiornika zapasu wody chłodzącej i z miski ściekowej obudowy bezpieczeństwa w fazie długoterminowego chłodzenia rdzenia po awarii.

<sup>1</sup> o ciśnieniu niższym niż 2 MPa

<sup>2</sup> obieg pierwotny to obieg odbierający ciepło od elementów paliwowych w rdzeniu.

Aby mieć pewność, że niezależnie od typu awarii będzie dość wody, by zalać rdzeń i zbiornik reaktora, zbiornik z wodą umieszczony jest bezpośrednio wewnątrz obudowy, powyżej rdzenia, i w razie awarii woda wycieka zeń pod działaniem siły ciężkości. Jest jej dostatecznie dużo, by wypełniła dolną część obudowy, gdzie znajduje się zbiornik. Tak więc, zalanie rdzenia wodą w reaktorze AP1000 może nastąpić zawsze, nawet przy zupełnym braku zasilania energią elektryczną.

Co więcej, zbiornik reaktora zostaje od zewnątrz zalany wodą tak, że nawet jeśli dojdzie do stopienia rdzenia, to ciepło wydzielane w paliwie będzie odbierane przez wodę z całej zewnętrznej powierzchni zbiornika reaktora (rys. 13)

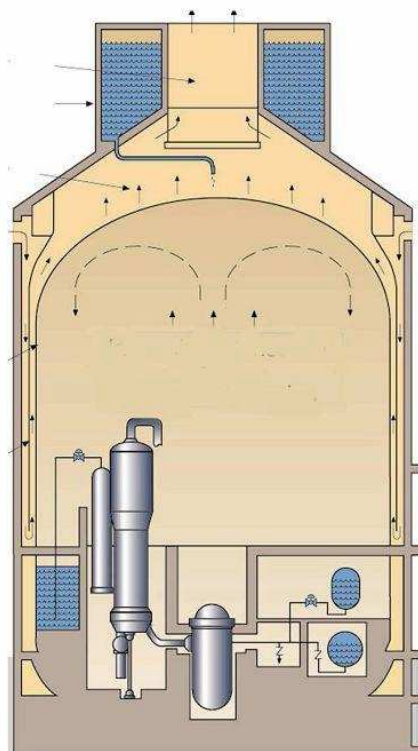
Liczba i złożoność działań operatora potrzebnych do sterowania i kontroli systemów bezpieczeństwa są zredukowane do minimum. Większość układów działa samoczynnie, bez potrzeby zewnętrznego zasilania i uruchamia się bez polecenia operatora. Ogólna strategia polega raczej na eliminowaniu akcji operatora, a nie na ich automatyzacji. Dzięki temu zmniejsza się ryzyko popełnienia przez operatorów ewentualnych błędów i pogorszenia sytuacji.

Tak więc bezpieczeństwo reaktora AP 1000 konsekwentnie opiera się na wykorzystaniu naturalnych sił przyrody, takich jak siła ciężkości.

### **3.3. Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP1000 – zapewnia ochronę nawet przy braku zasilania i bez działań operatora**

Zalanie szybu reaktora wodą zabezpiecza przed przegrzaniem zbiornika i paliwa. Ciepło wydzielane w rdzeniu nie powoduje już stopienia paliwa, a tylko wrzenie i odparowanie wody. Ale para wodna wypełnia obudowę bezpieczeństwa i w miarę upływu czasu musi przejmować ciepło z rdzenia.

W przypadku awarii w elektrowni jądrowej dysponujemy zwykle zasilaniem elektrycznym, zapewnionym przez wiele układów zasilania, zarówno przeznaczonych do normalnej pracy jak i do warunków awaryjnych. Ale w razie ciężkiej awarii przyjmujemy jako założenie, że wszystkie te układy przestają pracować. Jak więc odebrać ciepło od obudowy bezpieczeństwa? Gdyby brak było odbioru ciepła, to po kilku dniach ciągłego braku zasilania energią elektryczną (bardzo mało prawdopodobne – ale teoretycznie możliwe...) temperatura gazów wewnątrz obudowy wzrosła by tak bardzo że ich ciśnienie spowodowałoby rozerwanie obudowy. W wielu elektrowniach jako dodatkowe zabezpieczenie na wypadek ciężkiej awarii stosuje się specjalną linię zasilania łączącą EJ z pobliską hydroelektrownią, wydzieloną poza normalne zasilanie sieciowe. W innych zapewnia się dodatkowe przewoźne generatory Diesla. W AP1000 przyjęto rozwiązanie bardziej eleganckie, niezależniące EJ od jakichkolwiek zewnętrznych źródeł zasilania elektrycznego.



Rys. 14. Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP1000 z pasywnym układem odbioru ciepła [13].

Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP1000 pokazana na rys. 14 składa się z dwóch warstw: wewnętrznej powłoki stalowej zapewniającej szczelność i zewnętrznej grubej powłoki betonowej, zatrzymującej promieniowanie bezpośrednie i chroniącej obudowę przed przebiciem z zewnątrz.

Zasadniczym elementem pasywnego układu chłodzenia obudowy bezpieczeństwa jest zbiornik wody chłodzącej (pokazany strzałką poziomą), posadowiony na szczycie obudowy bezpieczeństwa jak widać na rys. 14.

Po sygnale o wystąpieniu wysokiego ciśnienia wewnątrz obudowy zawory pod tym zbiornikiem otwierają się i woda chłodząca zaczyna spływać po zewnętrznej powierzchni stalowej powłoki obudowy bezpieczeństwa. Wystarcza to do odbioru ciepła powyłączeniowego z reaktora. Para generowana w rdzeniu skrapla się na wewnętrznej powierzchni powłoki stalowej i skropliny powracają do miski ściekowej obudowy bezpieczeństwa, skąd pompowane są ponownie do rdzenia. Ciepło przewodzone przez powłokę stalową odbierane jest przez odparowanie wody spływającej po zewnętrznej powierzchni powłoki, co zapewnia utrzymanie ciśnienia wewnątrz obudowy w przedziale ciśnień projektowych.

Obudowa bezpieczeństwa złożona jest z dwóch warstw: zewnętrznej powłoki żelbetonowej i wewnętrznej powłoki stalowej. Szczelina między nimi tworzy pierścieniową drogę przepływu powietrza, które napływa przez otwory wentylacyjne w pobliżu szczytu obudowy i spływa ku dołowi wzdłuż przegrody między powłoką żelbetonową a powłoką stalową. W pobliżu podstawy obudowy kierunek przepływu powietrza zmienia się o 180° i powietrze wpływa do mniejszego pierścienia między przegrodą a powłoką stalową. Powietrze płynie ku górze, grzane przez stalową obudowę i wypływa przez komin na szczycie obudowy bezpieczeństwa. Połączenie odparowania ściekającej

wody i chłodzenia przez powietrze płynące w układzie konwekcji naturalnej zapewnia skuteczny odbiór ciepła z zewnętrznej powierzchni powłoki stalowej.

Dzięki tym rozwiązaniom, rdzeń reaktora pozostaje zawsze pod wodą, zbiornik zalany wodą od zewnątrz jest chroniony przed przegrzaniem, a samoczynne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa zapewnia, że reaktor AP1000 nie spowoduje uwolnień znaczących ilości produktów rozszczepienia i zagrożenia okolicy nawet w razie ciężkiej awarii z długotrwałą utratą zasilania w energię elektryczną ze wszystkich źródeł.

Te ulepszenia w dziedzinie bezpieczeństwa dały wyniki w postaci znacznego zmniejszenia prawdopodobieństwa awarii z uszkodzeniem rdzenia. Według wymagań amerykańskiego dozoru jądrowego US NRC (*Nuclear Regulatory Commission*,) powinno ono być mniejsze niż  $10^{-4}$ /rok, obecnie pracujące EJ osiągają wskaźnik około  $5 \times 10^{-5}$ /rok, wg wymagań firm energetycznych [11] prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia powinno być niższe niż  $1 \times 10^{-5}$ /rok, a konstrukcja reaktora AP1000 zapewnia, że nie przekroczy ono  $2,5 \times 10^{-7}$ /rok, a więc jest 400 razy mniejsze niż wymaga NRC [13].

### 3.4. Poziom bezpieczeństwa reaktorów III generacji

Energetyka jądrowa nie poprzestaje na dotychczasowych osiągnięciach. Elektrownie jądrowe z reaktorami III generacji budowane są tak, by nawet po ciężkiej awarii ludność wokół EJ pozostała bezpieczna. Wg. wymagań energetyki europejskiej EUR [11], projekt EJ musi zapewnić, że uszkodzenie rdzenia zdarzy się nie częściej niż raz na 100 000 lat, że przekroczenia kryteriów ograniczonego wpływu na środowisko będą występować rzadziej niż raz na milion lat, a bardzo duże uwolnienia muszą być ograniczone do częstości poniżej raz na 10 milionów lat pracy reaktora.

Nowoczesne reaktory III generacji muszą być zaprojektowane wg wymagań eur w taki sposób, by nawet w razie ciężkiej awarii nie było potrzeby:

- Podejmowania wczesnych działań poawaryjnych<sup>3</sup> w odległości większej niż 800 m od reaktora,
- Podejmowania akcji opóźnionych<sup>4</sup> w odległości większej niż 3 km od reaktora,
- Akcji długoterminowych<sup>5</sup> w odległości większej niż 800 m od reaktora.

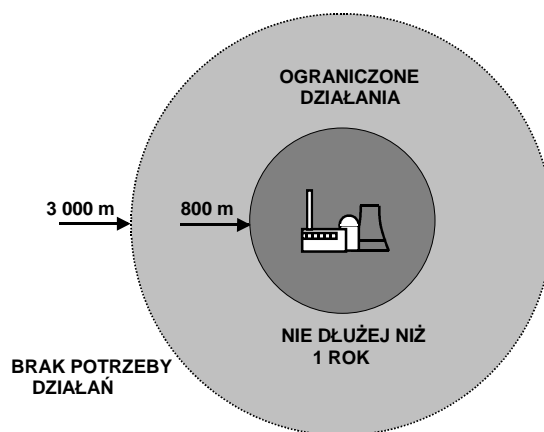
Pewne ograniczone środki zapobiegawcze mogą być stosowane, jak np. podawanie pastylek jodowych. Nie są one uwzględniane w formułowaniu powyższych wymagań.

---

<sup>3</sup> Działania ochronne w sytuacjach wyjątkowych (Emergency Protection Actions) - działania obejmujące ewakuację w oparciu o prognozę dawki do 7 dni, które można wdrożyć w fazie nagłego stan zagrożenia, to jest podczas trwania wydzielenia radioaktywności. Okres ten jest z reguły krótszy niż 7 dni.

<sup>4</sup> Działania opóźnione (Delayed Actions) – działania obejmujące przemieszczenie mieszkańców w oparciu o prognozę dawek oczekiwanych w ciągu 30 dni po awarii, powodowanych promieniowaniem gruntu i wchłanianiem zawiesiny aerozoli, które można wdrożyć po praktycznym zakończeniu fazy wydzielania produktów rozszczepienia.

<sup>5</sup> Działania długoterminowe (Long Term Actions) – działania obejmujące trwałe przesiedlenie ludności w oparciu o przewidywane dawki w ciągu 50 lat powodowane przez promieniowanie gruntu i powtórne tworzenie zawiesiny aerozoli. Dawki otrzymywane drogą pokarmową nie są przy tym uwzględniane.



Rys. 15. Minimalna strefa zagrożenia wokół reaktora III generacji. Rysunek zaczerpnięty z wykładu prof. S. Chwaszczewskiego [14] za zgodą autora.

#### 4. DZIAŁANIA ORGANIZACYJNE WSPOMAGAJĄCE SYSTEMY BEZPIECZEŃSTWA NOWOCZESNEJ ENERGETYKI JĄDROWEJ

##### 4.1. Kultura bezpieczeństwa

Kultura bezpieczeństwa w obiektach jądrowych rządzi działaniami i współpracą wszystkich osób i organizacji podejmujących pracę dla potrzeb energetyki jądrowej, ze szczególnym uwzględnieniem następujących elementów:

- Problemom bezpieczeństwa poświęca się pełną uwagę, na jaką zasługują, w szczególności stosuje się zasadę, że bezpieczeństwo jest ważniejsze od wytwarzania energii elektrycznej
- Odpowiedzialność za bezpieczeństwo jest jednoznacznie określona.
- Kierownictwo elektrowni i personel są przeszkoleni tak, by zdawali sobie sprawę z wagi zagadnień bezpieczeństwa.
- Zachęca się personel do uczenia się na własnych błędach i wyciągania wniosków z błędów popełnionych przez innych.
- Popiera się aktywną współpracę między operatorami elektrowni i krajami rozwijającymi energetykę jądrową (np. poprzez wymianę raportów z awarii, misje bezpieczeństwa MAEA, OSART itp.).

##### 4.2. Ocena i weryfikacja poziomu bezpieczeństwa elektrowni jądrowych

Ocenę bezpieczeństwa wykonuje się przed zbudowaniem i eksploatacją elektrowni jądrowej. Ocena ta jest dobrze udokumentowana w raporcie bezpieczeństwa i weryfikowana przez niezależnych ekspertów pracujących dla dozoru bezpieczeństwa jądrowego. Później jest ona aktualizowana w świetle nowych informacji o bezpieczeństwie jądrowym. Zawiera ona bardzo szczegółowe

informacje o rozwiązaniach projektowych i o eksploatacji elektrowni jądrowej. Między innymi raport bezpieczeństwa obejmuje:

- Szczegółową analizę możliwych sekwencji awaryjnych (awarie projektowe) wraz ze scenariuszami awarii o bardzo małym prawdopodobieństwie i analizę działań koniecznych by im zapobiegać.
- Deterministyczną analizę bezpieczeństwa, w której zakłada się, że dowolny element elektrowni może ulec awarii, a inny element zawiedzie w chwili, gdy będzie potrzebny do opanowania awarii. Przy takich założeniach i przy przyjmowaniu najbardziej pesymistycznych wariantów rozwoju sytuacji trzeba wykazać, że pozostałe układy elektrowni wystarczą do zapewnienia jej bezpieczeństwa.
- Probabilistyczną analizę bezpieczeństwa (PSA), w której zakłada się, że istnieje pewne prawdopodobieństwo awarii dowolnego elementu elektrowni i wszystkie awarie mogą wystąpić jednocześnie. Przy takich założeniach trzeba wykazać, że prawdopodobieństwo awarii prowadzącej do uwolnienia produktów rozszczepienia poza obudowę bezpieczeństwa jest dostatecznie małe.
- Plany działań awaryjnych na terenie elektrowni i poza elektrownią.
- Programy zapewnienia jakości.

### **4.3. Szkolenie personelu**

Tworzy się programy szkolenia i okresowego przeszkolenia dla personelu eksploatacyjnego i remontowego by umożliwić im wykonywanie ich zadań w sposób bezpieczny i sprawny w warunkach normalnych i awaryjnych. Szkolenie jest szczególnie intensywne w przypadku operatorów i obejmuje wykorzystanie symulatorów sterowni elektrowni jądrowej. Wymaga się licencjonowania personelu eksploatacyjnego. Licencje wydawane są przez urząd dozoru jądrowego na podstawie pozytywnych wyników szkolenia, obejmujących testy w warunkach oczekiwanych sytuacji awaryjnych.

Szkolenie personelu obejmuje:

- Pracę w warunkach normalnej eksploatacji i w stanach awaryjnych.
- Instrukcje działania awaryjnego i wytyczne działań w stanach awarii poza projektowych, systemy doradztwa ekspertów i układy sterowania elektrownią.
- Pogłębianie kultury bezpieczeństwa.

### **4.4. Badania doświadczalne i analizy bezpieczeństwa jądrowego**

Znaczenie bezpieczeństwa w elektrowniach jądrowych jest powszechnie uznawane i duże zespoły naukowców wysokiej klasy i inżynierów prowadzą od wielu lat badania zmierzające do znalezienia możliwych zagrożeń i znalezienia środków zaradczych. Mają oni silną motywację do znalezienia problemów bezpieczeństwa, bo od tego zależy uzyskanie finansowania ich prac. Co więcej, ich osobisty awans naukowy i zawodowy zależy od wykrycia nowych zagrożeń i udowodnienia, że są one ważne. Podobne bodźce do pracy mają instytuty badawcze i organy dozoru jądrowego. Wszystko to przyczynia się do rozwoju badań, które osiągnęły skalę bez precedensu w dziejach ludzkości.

Wynikiem tego jest:

- Ciągła wymiana informacji dotyczących wszystkich problemów bezpieczeństwa,
- Intensywne badania w dziedzinie bezpieczeństwa, w których zainteresowane są firmy przemysłowe, urzędy dozoru jądrowego, organizacje społeczne i instytuty badawcze,
- Wprowadzanie wyników prac naukowych i badawczych do nowych rozwiązań
- Krytyczna analiza wszystkich nowych informacji
- Gwarancja, że żaden z istotnych problemów bezpieczeństwa nie pozostanie niedostrzeżony.

#### **4.5. Instrukcje działania awaryjnego**

Instrukcje działania awaryjnego obejmują akcje dotyczące zarówno awarii projektowych jak i poza projektowych, które mogłyby doprowadzić do stopienia rdzenia reaktora. W pierwszym okresie rozwoju elektrowni jądrowych znajomość procesów awaryjnych nie była wystarczająca by zapewnić operatorowi komplet instrukcji postępowania awaryjnego, które byłyby oparte na symptomach awarii obserwowanych na przyrządach pomiarowych. Operator musiał zgadywać, jaka awaria zaistniała, i podejmować działania na podstawie tych przypuszczeń. W ostatnim dziesięcioleciu wyniki badań i doświadczenie uzyskane w kilkuset elektrowniach pracujących na całym świecie pozwoliły przygotować instrukcje postępowania awaryjnego oparte na symptomach awarii. Operator nie musi już wiedzieć, jakiego rodzaju uszkodzenie wystąpiło w elektrowni, wystarczy by zgodnie z instrukcją reagował na wskazania przyrządów pomiarowych widoczne w sterowni reaktora.

To przejście od instrukcji, opartych na zgadywaniu, co jest przyczyną awarii, do instrukcji opartych na symptomach awarii, jest bliskie zakończenia w większości elektrowni jądrowych i niesie znaczne zmniejszenie zagrożeń związanych z możliwymi poważnymi awariami w obiektach jądrowych.

#### **4.6. Sterowanie procesami awaryjnymi w elektrowni jądrowej.**

Sterowanie procesami awaryjnymi obejmuje działania podejmowane dla zapobieżenia stopieniu rdzenia, a jeśli by okazały się one nieskuteczne – akcje dla opanowania awarii po stopieniu rdzenia, z głównym naciskiem położonym na zatrzymanie produktów rozszczepienia wewnątrz obudowy bezpieczeństwa. Zasady sterowania procesami awaryjnymi zostały dobrze opracowane dla reaktorów wodnych i są wprowadzone do elektrowni jądrowych w wielu krajach.

#### **4.7. Współpraca międzynarodowa w podnoszeniu bezpieczeństwa jądrowego**

Ważnym elementem rozwoju bezpieczeństwa jądrowego jest świadomość, że awaria jądrowa w dowolnym kraju wpływa na rozwój energetyki jądrowej we wszystkich krajach. Dlatego międzynarodowa współpraca w podnoszeniu bezpieczeństwa elektrowni jądrowych charakteryzuje się otwartością i gotowością do wzajemnej pomocy, doświadczenia z awarii w jednym kraju przekazywane są do innych krajów, a osiągnięcia wiodących elektrowni kwalifikowane jako „dobra praktyka” publikowane są tak, aby mogły wykorzystać je inne elektrownie. Taki międzynarodowy proces uczenia się zapewnia szybkie i skuteczne wdrażanie najlepszych rozwiązań w elektrowniach jądrowych, pod warunkiem, że względy polityczne nie hamują dostępu do doświadczeń międzynarodowych i że dany typ reaktora nie jest zasadniczo odmienny od wszystkich innych reaktorów na świecie.



W tym kontekście należy zauważyć, że budowa elektrowni jądrowych w krajach o niestabilnej strukturze społecznej i politycznej, niezdolnych do wykorzystania nagromadzonego na świecie doświadczenia w dziedzinie bezpieczeństwa reaktorów jądrowych lub decydujących się na rozwijanie swych własnych typów reaktorów, odmiennych od wszystkich innych, wiąże się z ryzykiem większym niż ryzyko typowe dla podstawowych typów reaktorów eksploatowanych obecnie na świecie.

Energetyka jądrowa to dobre źródło energii dla człowieka, ale w krajach stabilnych politycznie i nienarażonych na groźbę wojny. Wbrew skojarzeniom z bombami atomowymi, elektrownie jądrowe to instalacje na wskroś pokojowe. Przedsiębiorstwa energetyczne za jedyny cel uważają służbę społeczeństwu, ale tylko drogami pokojowymi. Elektrownie jądrowe będą budowane tylko tam, gdzie tego będzie chciało społeczeństwo, a rządy potrafią zapewnić pokojowe i stabilne warunki istnienia społeczeństwa i energetyki.

#### Literatura

- [1] A. Strupczewski, *Ochrona przed zagrożeniami po awariach w elektrowniach jądrowych*, Biuletyn Miesięczny PSE, wrzesień 2005, 10-27
- [2] G. Saltarelli, *AREVA Experience Overview*, Materials from the Meeting of AREVA with PGE, Paris, 10.04.2008
- [3] A. Strupczewski, Czy awaria taka jak w Czarnobylu może powtórzyć się w polskiej elektrowni jądrowej? Biuletyn Miesięczny PSE, październik 2005, 9-24
- [4] W. Trojanowski, L. Dobrzynski, E. Droste, A. Strupczewski, *W 20-tą rocznicę awarii Czarnobylskiej elektrowni jądrowej*, [www.ipj.gov.pl/pl/szkolenia/matedu/czernobyl20.htm](http://www.ipj.gov.pl/pl/szkolenia/matedu/czernobyl20.htm)
- [5] Np dokumentacja reaktora EPR jest dostępna pod adresem: <http://www.epr-reactor.co.uk>
- [6] Z. Jaworowski, L. Kownacka, *Nuclear weapon and Chernobyl debris in the troposphere and lower stratosphere*. The Science of the Total Environment 144: 201-215 (1994.)
- [7] J.E. Dibb, P.A. Mayewski, C.S. Buck, S.M. Drumey, Beta radiation from snow. Nature 345: 25
- [8] J.C. Philippot, Fallout in snow. 1990, Nature 348: 21
- [9] S. Hirschberg, A. Strupczewski, *Comparison of Accident Risks in Different Energy Systems* – IAEA Bulletin, 1/1999
- [10] Yi S. 1998. The World's Most Catastrophic Dam Failures. The August 1975 collapse of the Baqiao and Shimantan dams. In: D. Qing, J. Thiboleau, and P. B. Williams (ed) *The River Dragon Has come! The Three Gorges Dam and the Fate of China's Yangtze River and its People*, pp pp. 240. M.E. Sharpe
- [11] European Utility Requirements for LWR Nuclear power Plants, a Document produced by DTN, Electricite de France, ENEL SpA, KEMA Nederland BV, Nuclear Electric, Tractebel and Vereinigung Deutscher Elektrizitaetswerke, Volume 1 &2, Rev. C April 2001
- [12] A. Strupczewski, A jeśli jednak dojdzie do ciężkiej awarii w elektrowni jądrowej – co wtedy? Biuletyn Miesięczny PSE, 5/06 2006, 3 – 13
- [13] R.F. Wright, AP1000 Containment Design and Safety Assessment, ICON9516, Proc. Of ICON9, 9th International Conference on Nuclear Engineering, April 8-12, 2001, Nice, France
- [14] S. Chwaszczewski, *Elektrownie jądrowe XXI wieku*. Festiwal nauki, 20.09.2008