

Wydział Fizyki UW
Podstawy bezpieczeństwa energetyki
jądrowej, 2018

12. Incydenty na poziomie INES 2 i
3 –Paks, Forsmark, Davis Besse

Dr inż. A. Strupczewski, prof. NCBJ

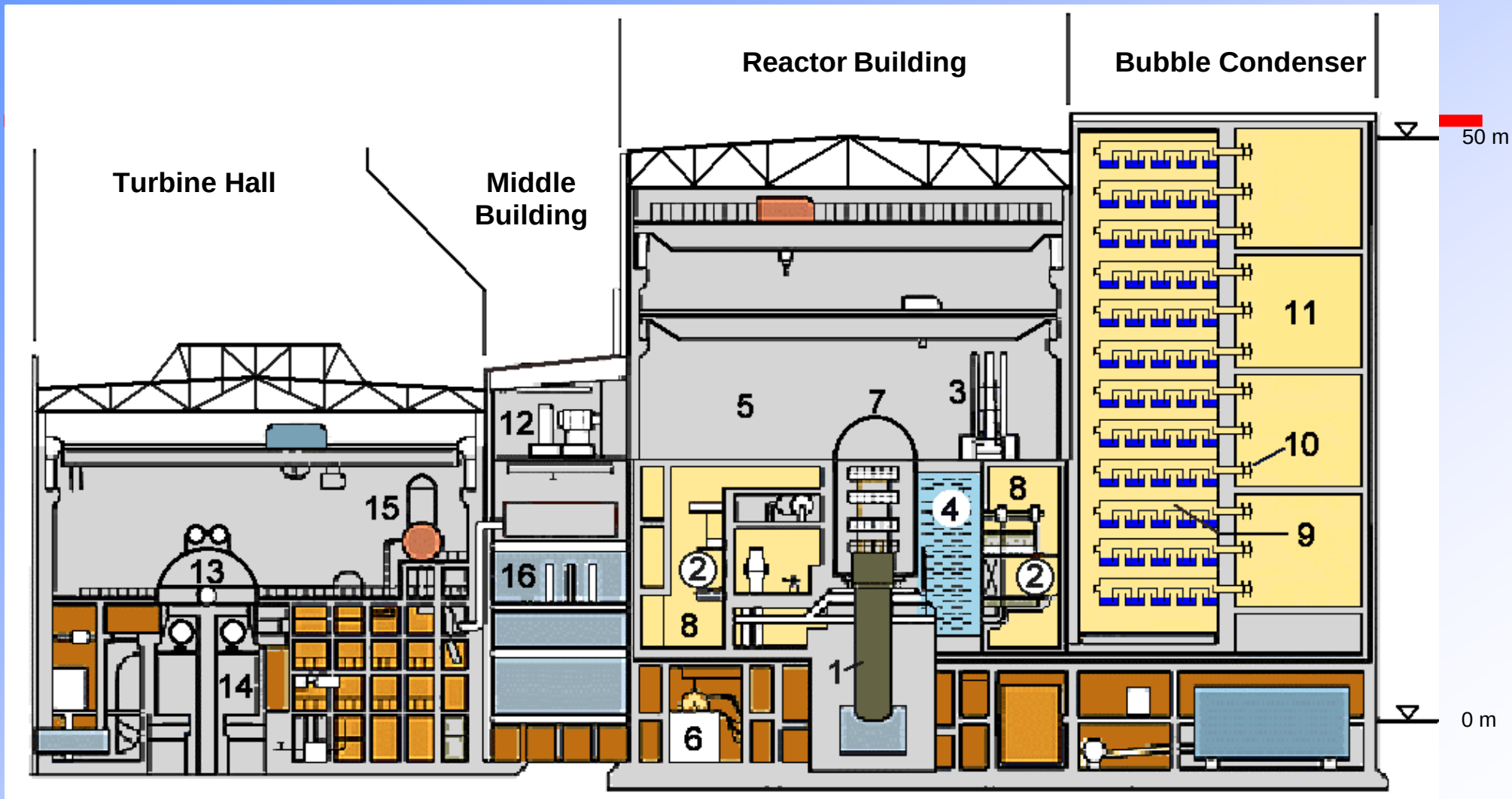
Przewodniczący Komisji Bezpieczeństwa Jądrowego
Narodowe Centrum Badań Jądrowych

Spis treści

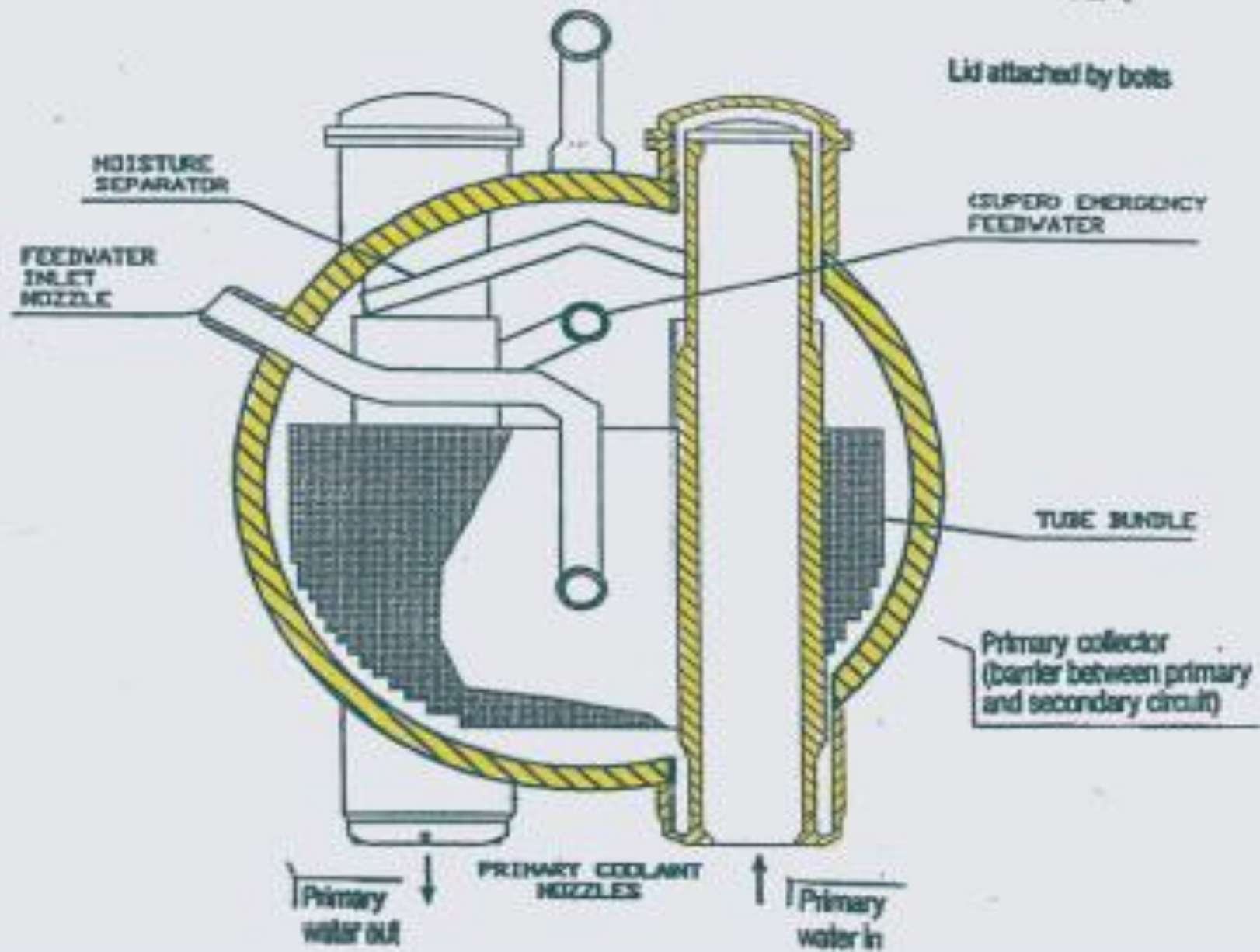
- Skala INES – przypomnienie
- Reaktor w EJ Paks prace w wytwornicy pary
- Czyszczenie paliwa – układ – błędy konstrukcyjne
- Przebieg i skutki awarii
- Incydent w EJ Forsmark
- EJ Davis Besse – korozja pokrywy zbiornika
- Analizy zagrożenia spowodowanego korozją

Międzynarodowa Skala Zdarzeń Jądrowych INES





1. Reactor pressure vessel, 2. Steam generator, 3. Refueling machine, 4. Spent fuel pit, 5. Reactor hall, 6. Make-up feedwater system, 7. Protective cover, 8. Confinement system, 9. Bubble condenser trays, 10. Check valves 11. Air traps, 12. Intake air unit, 13. Turbine, 14. Condenser, 15. Feedwater tank with degasifier, 16. Electrical instrumentation and control compartments



Historia oczyszczania paliwa w EJ Paks

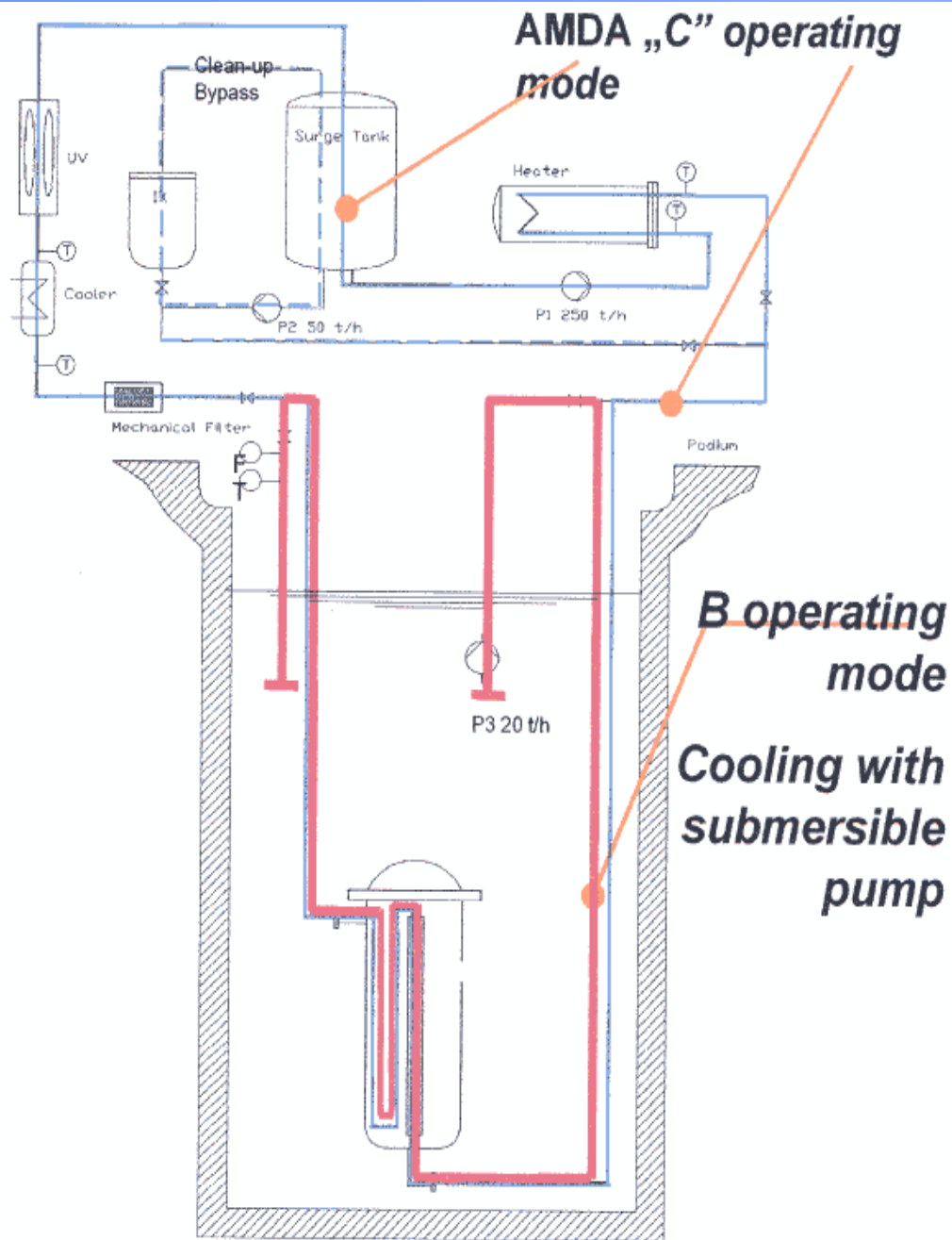
- Uszkodzenie rury doprowadzającej wodę zasilającą do wytwornicy pary w WWER 440. Konieczność wymiany.
- Dla obniżenia mocy dawki EJ Paks dokonała chemicznego czyszczenia WP. Osady usunięto, ale przeniosły się one na paliwo.
- Odbiór ciepła z paliwa pogorszony. Moc reaktora 90%.
- W 1998 r. podjęto decyzję o czyszczeniu zestawów paliwowych blokowanych przez osady magnetytu.
- Układ oczyszczania zaprojektował Siemens. W latach 2000-2001 oczyszczono pomyślnie 170 częściowo wypalonych zestawów paliwowych

Proces oczyszczania paliwa

Proces obejmował najpierw mycie paliwa wodą o temp. 90°C , następnie chłodzenie wodą i usuwanie rozpuszczonych osadów pod działaniem promieniowania ultrafioletowego. Potem woda wracała do paliwa dla dalszego oczyszczania.

Zestaw czyszczący mógł pomieścić 7 zestawów paliwowych, a wobec tego że liczba zestawów w rdzeniu była duża, wiązało się to z długimi przestojami.

Wobec tego podjęto decyzję zbudowania nowego układu czyszczącego o większej mocy. W 2002 r. Paks podpisał kontrakt z Framatomem, który opracował projekt układu na 30 zestawów paliwowych.



Układ oczyszczania paliwa

- Podczas czyszczenia chemicznego czynnik czyszczący przepływał przez zestawy paliwowe umieszczone w specjalnym zbiorniku w basenie paliwowym. Był to tzw. reżym C – oczyszczanie paliwa.
- Przepływ przez filtr mechaniczny – chłodnice – promiennik UV – na boczniku filtr jono-wymienny - w głównym układzie pompa 250 t/h, podgrzewacz- powrót do zbiornika paliwa.
- Wydatek pompy nurnikowej – tylko 20 t.h

Nowy proces oczyszczania - zalecenia ograniczające czas po oczyszczeniu

Podczas głównego etapu oczyszczania wydatek przepływu roztworu przez zbiornik wynosił 250 t/h. Następnie przepływ przełączano na pompę pomocniczą o wydatku 20 t/h, podnoszono pokrywę zbiornika i przeładowywano zestawy paliwowe do reaktora.

- Wobec tego, że wydajność pompy była mała, Siemens zalecił aby drugi etap nie trwał dłużej niż 9 minut. Siemens opracował także krótką ocenę bezpieczeństwa (7 stron), ale nie było jasnego stwierdzenia co stanie się, jeśli zalecenie o czasie 9 minut nie zostanie zrealizowane.

Ogólna charakterystyka awarii w basenie paliwowym EJ Paks

W czasie operacji przemywania zestawów paliwowych prowadzonej poza reaktorem, w studziencie do operacji pomocniczych połączonej z basenem paliwowym, doszło do przegrzania paliwa i uszkodzenia koszulek paliwowych.

Powód - **niedostateczne chłodzenie paliwa po skończonej operacji przemywania**, gdy obieg chłodzący został przestawiony na znacznie zmniejszony wydatek, niewystarczający do odbioru ciepła z paliwa przez dłuższy czas.

Zazwyczaj paliwo usuwano ze studzienki wkrótce po oczyszczeniu, natomiast w dniu awarii pozostawiono je po oczyszczeniu przez kilka godzin w warunkach niewystarczającego odbioru ciepła.

Był to oczywisty błąd i nie powinien był się wydarzyć, tym bardziej, że nie było do tego żadnych obiektywnych powodów.

Złamanie zasad bezpieczeństwa przez konstrukcja urządzenia

Popełnieniu tego błędu sprzyjało to, że operację przemywania paliwa traktowano jako zwykłą operację chemiczną, a wykonywała ją grupa pracowników firmy Siemens, a więc grupa ludzi spoza personelu eksploatacji EJ Paks.

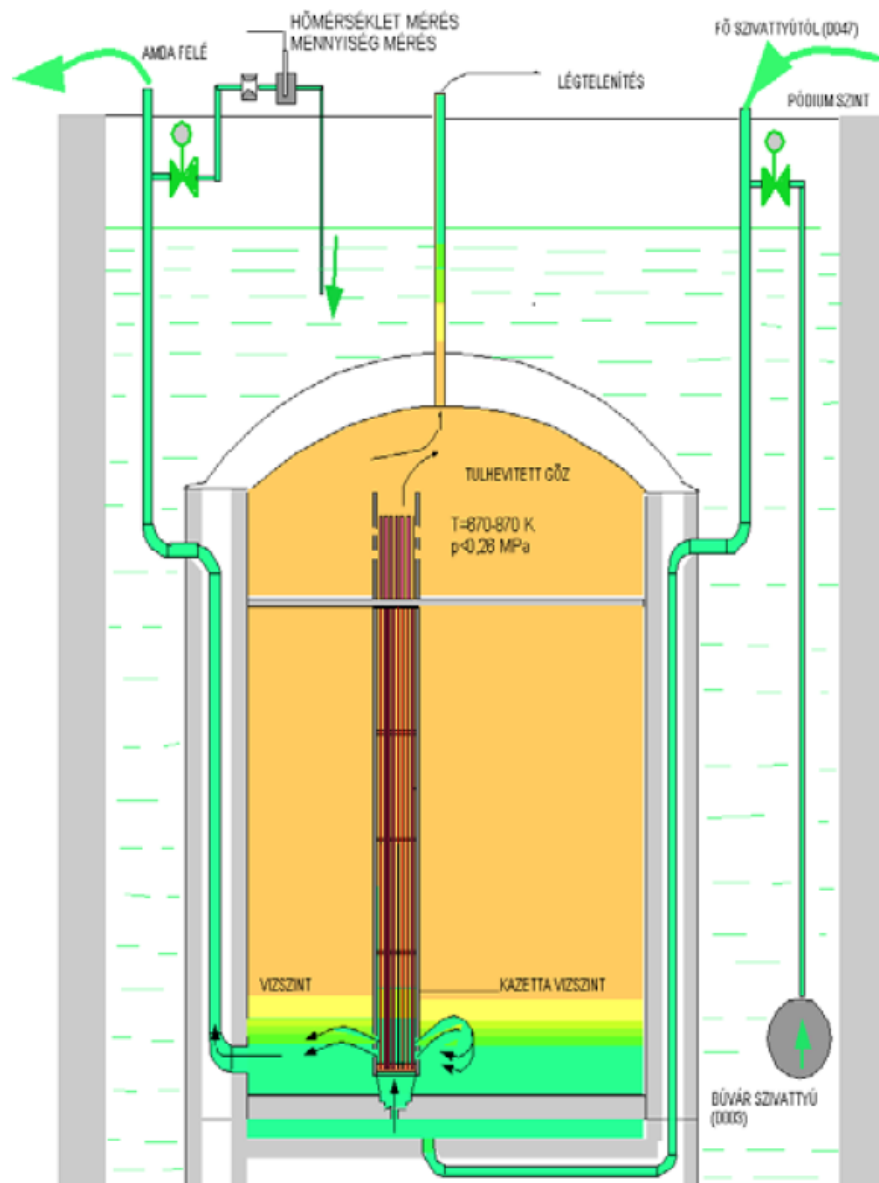
Natomiast decyzję o opóźnieniu przeniesienia paliwa ze studzienki do reaktora podjęli pracownicy grupy remontu reaktora (bez uzgodnienia z personelem ruchowym), którzy nie docenili konieczności szybkiego wyładunku paliwa.

Co więcej, zgodnie z zasadami bezpieczeństwa jądrowego nie powinno się projektować i wykorzystywać urządzeń, które wymagają przeładunku w określonym i to krótkim czasie.

Projektant układu oczyszczania paliwa popełnił zasadniczy błąd w fazie projektowej, a strona węgierska zaniedbała dokładnej kontroli projektu i nie wykryła jego uchybień.

Chłodzenie w reżymie B - bocznikowanie

- Część chłodziwa przepływała bocznikiem, Otwory w powłokach zestawów paliwowych dawały dodatkowe drogi przepływu bocznikowego.
- Wydatek pompy by za mały (powinno być 28 t/h) a pompa nie była rezerwowana.
- Pomiar podgrzewu wody nie był miarodajny, woda płynąca bocznikiem mieszała się z wodą chłodzącą paliwo przed punktem pomiarowym.



AMDA felé: to AMDA

Hőmérséklet mérés: Temperature measurement

Mennyiség mérés: Flow measurement

Légtelenítés: De-aeration

Fő szivattyútól: From main pump

Pódium szint: Platform level

Túlhevített gőz: Overheated steam

Vízszint: Water level

Kazetta vízszint: Water level in assembly

Búvárszivattyú: Submersible pump

Przebieg awarii

- Dnia 9 kwietnia 2003r. zespół Siemensu rozpoczął czyszczenie szóstego kompletu 30 zestawów paliwowych i zakończył je 10 kwietnia ok. godziny 16.
- O 16.40 zgodnie z instrukcją układ przestawiono na pracę w konfiguracji B, gdzie paliwo jest chłodzone jedną pompą nurnikową o znacznie mniejszym wydatku niż w reżymie C.
- Pracownicy Siemensu zgłosili personelowi remontowemu reaktora zakończenie operacji czyszczenia,
- ale zespół remontu reaktora odłożył otwarcie zbiornika zawierającego oczyszczone zestawy paliwowe na później, ponieważ suwnica potrzebna do uniesienia pokrywy zbiornika była zajęta wykonywaniem innych prac związanych z przestawianiem elementów w zbiorniku reaktora.

Przebieg i skutki awarii

10 kwiecień 2003, Blok Nr 2 EJ Paks –wyłączony dla planowego przeładunku paliwa i konserwacji.

30 zestawów paliwowych w zbiorniku oczyszczania paliwa, w basenie paliwa wypalonego.

16.55 zakończenie oczyszczania.

19.20 wzrost poziomu wody o 7 cm.

21.53 gwałtowny wzrost aktywności gazów szlachetnych .

22.19 Moc dawki w zbiorniku AMDA 5.5 mSv/h

22.30 powołanie nadzwyczajnego spotkania Komisji Roboczej na godz. 1.00

23.20 Moc dawki w zbiorniku AMDA 20 mSv/h. Ewakuacja budynku reaktora poza personelem Framatome, który otrzymał aparaty do oddychania.

Czemu wzrósł poziom wody w basenie paliwowym i stabilizatorze ciśnienia reaktora?

- Godz. 19: wzrost poziomu wody w basenie paliwowym i w stabilizatorze ciśnienia reaktora, w czasie tych prac połączonym hydraulicznie z basenem, o 7 cm.
- Wzrost poziomu lustra wody był spowodowany odparowaniem wody w zbiorniku, gdzie znajdowały się oczyszczone elementy paliwowe i wypchnięciem wody ze zbiornika przez powstającą w nim parę.
- Jednocześnie moc dawki promieniowania gamma nad basenem paliwowym stopniowo rosła.
- Godz. 21.50 : w hali basenu paliwowego wzrost mocy dawki powodowanej przez Kr-85. 22.30: moc dawki w hali 20 mSv/h, a o 22.50 ewakuowano halę reaktora.

Otwieranie zbiornika

- 1.00 Nadzwyczajna Komisja decyduje otworzyć pokrywę zbiornika, zidentyfikować nieszczelny element paliwowy i załadować go do szczelnej powłoki.
- 2.15 Po próbie otwarcia pokrywy gwałtowne uwolnienie aktywności ($3.1 \cdot 10^7$ MBq /10 min gazów szlachetnych) Poziom wody spadł o 7 cm.
- 2.45 Moc dawki wokoło basenu 12 mSv/h.
- 4:00 aktywność próbek wody do $1E+7$ Bq/kg. Dalszy wzrost aktywności.
- 4.20 Nowa próba otwarcia pokrywy. Zerwanie kabla.
- Stwierdzono poważne uszkodzenie wszystkich zestawów paliwowych. Skutki poza elektrownią małe.

Wzrost zagrożenia radioaktywnego

21.50 wzrost mocy dawki od Kr-85 w powietrzu wewnątrz obudowy bezpieczeństwa.

21.53 w powietrzu w hali reaktora 1700 Bq/m³

22.00 - 3700 Bq/m³.

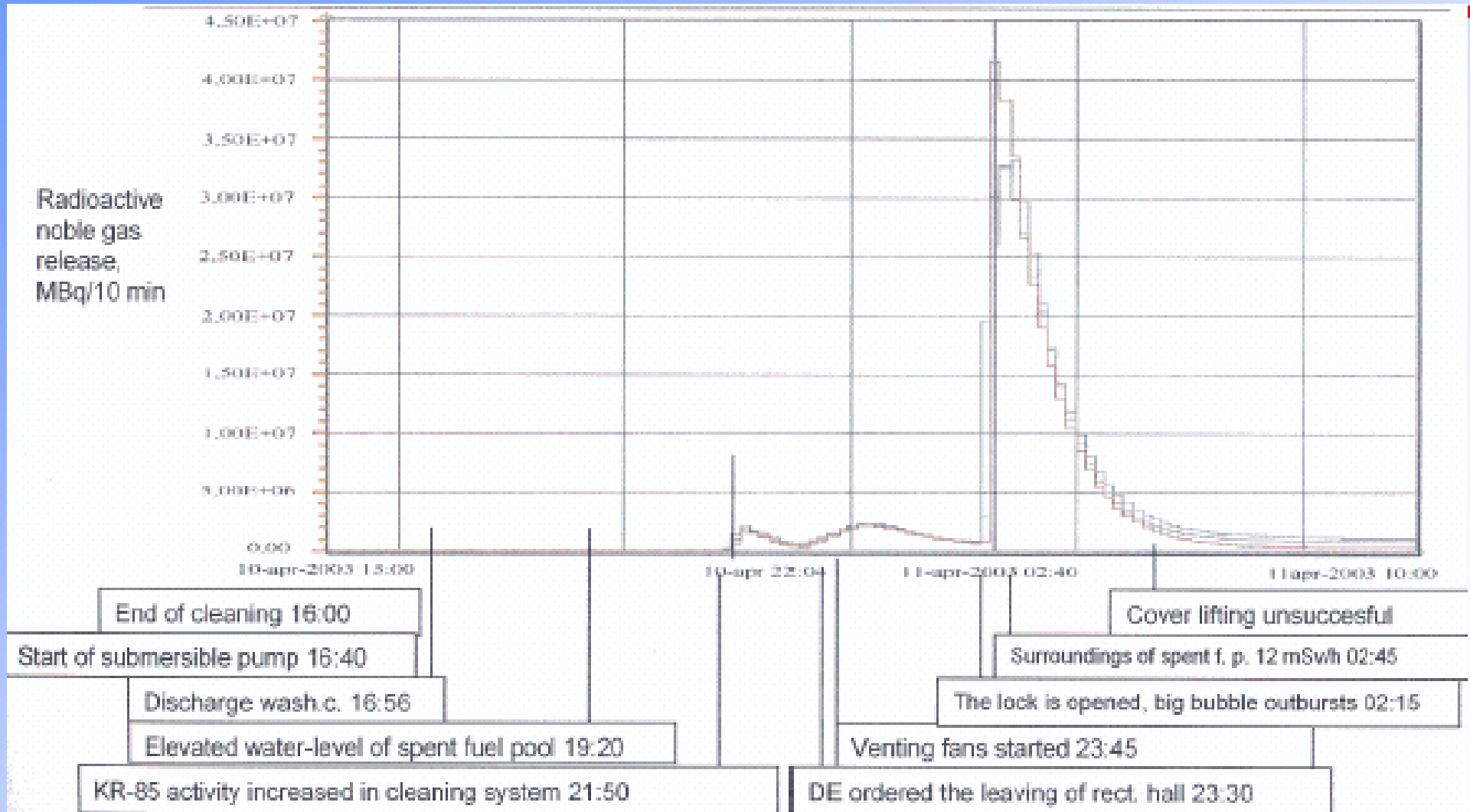
23.55 aktywność gazów szlachetnych 1.86 MBq/m³

24.00 osiągnięto graniczną wielkość dziennych uwolnień gazów szlachetnych 12.4 –TBq.

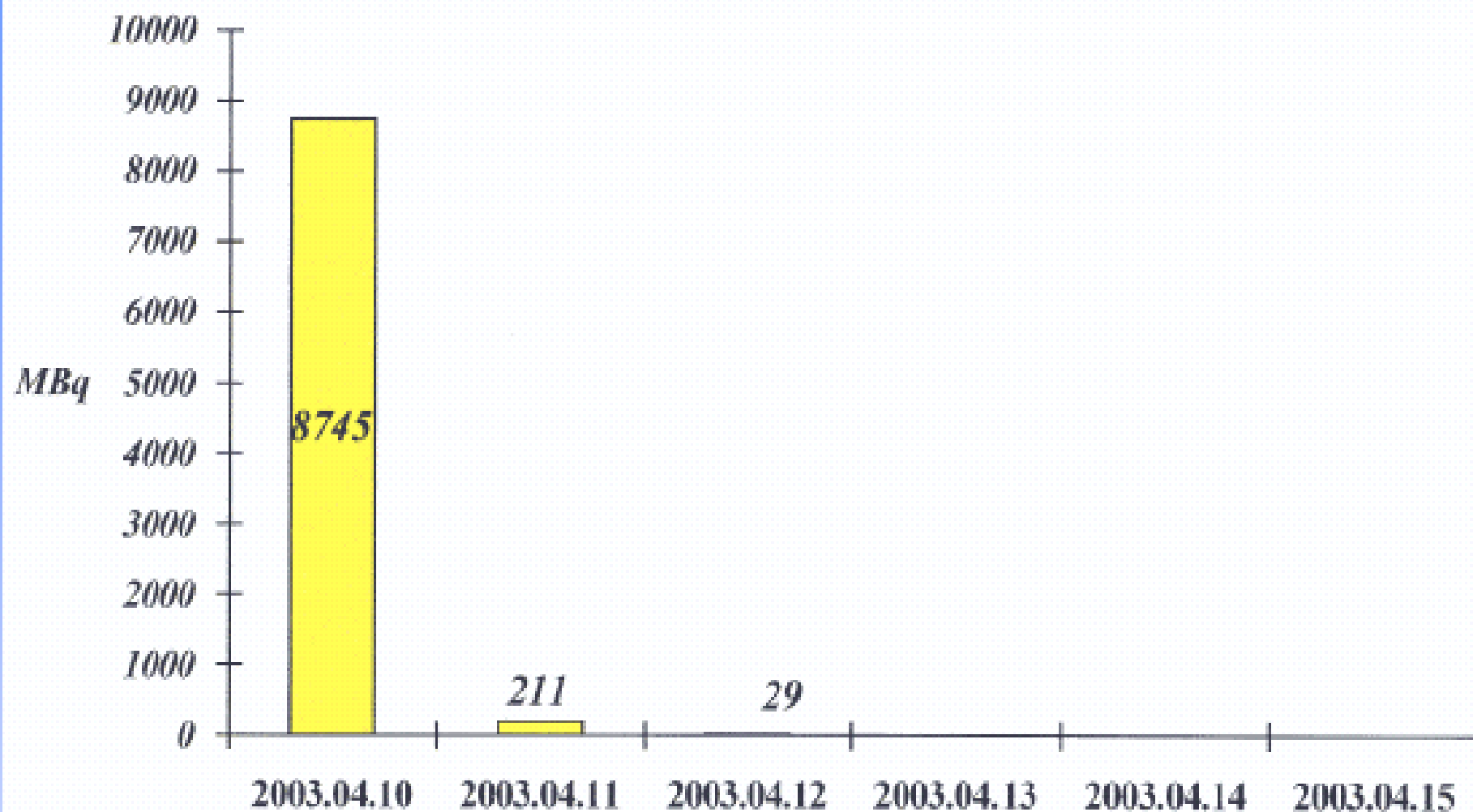
11.04 zawiadomiono węgierski Dozór Jądrowy.

22.15 Otworzono pokrywę zbiornika, wypływ pęcherza gazu, poziom wody spadł o 7 cm, moc dawki wzrosła, emisja wzrosła.

Przebieg awarii



Uwolnienia aerosoli



Przyczyny awarii

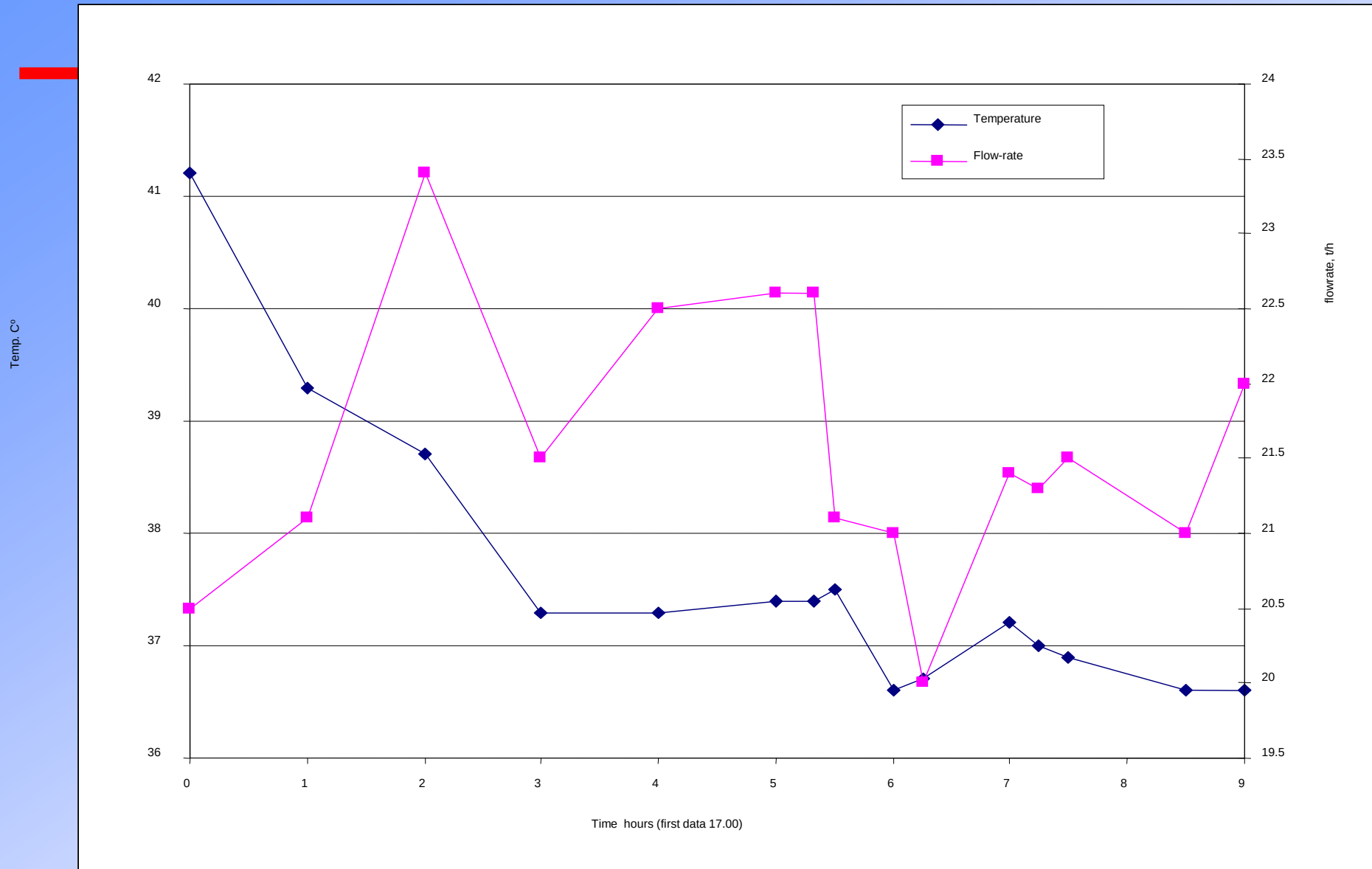
- Wydajność pompy za mała, potrzeba było 28 t/h, brak rezerwowania,
- Nie uwzględniono obejścia zestawów paliwowych w przepływie równoległym. Bypass nieprawidłowo uszczelniony, otwory w rurach powłoki wewnętrznej.
- Margines do wrzenia bardzo mały, 9 minutes, brak opisu w instrukcji. Układ eksploatowany przez chemików, a nie inżynierów jądrowych
- Brak oprzyrządowania pomiarowego w zbiorniku, tylko termopara na wylocie. Woda ulegała mieszaniu.
- Tylko jedna płyta wiodąca, powinny być dwie.
- Dozór nie docenił znaczenia instalacji dla bezpieczeństwa
- Siemens pracował bez nadzoru operatorów EJ Paks

Uszkodzenie paliwo wskutek nagłego ochłodzenia

- Inspekcja wykazała, że oczyszczone paliwo było uszkodzone i wydostawały się zeń produkty rozszczepienia. Dlatego operator chciał otworzyć pokrywę, ale nie mógł wskutek trudności mechanicznych.
- Gdy pokrywę podniesiono, okazało się, że zbiornik wypełnia nie woda lecz para.
- Pęcherz parowy uniósł się nagle, a z nim produkty rozszczepienia. Jednocześnie zimna woda wypełniła zbiornik, nagle chłodząc elementy paliwowe. Paliwo popękało na drobne kawałki.
- Późniejsze analizy wykazały, że wzrost poziomu wody był spowodowany wypchnięciem wody ze zbiornika przez parę.

Wpływ przepływu bocznikowego

- W analizie opracowanej przed awarią nie uwzględniono, że w pojemniku występuje obejście wskutek faktu, że jest w nim tylko jedna płyta separatora (na górze), tak że woda płynąca od dna może płynąć między stopami zestawów paliwowych do pierścieni między zestawami paliwowymi i do pierścienia zewnętrznego między paliwem a ścianką zbiornika.
- Natężenie przepływu przez obejście rosło wskutek wrzenia wody, co prowadziło do spadku przepływu przez paliwo, dalszego wzrostu intensywności wrzenia, wzrostu oporu przepływu przez paliwo i dalszego wzrostu przepływu przez bocznicę. Na koniec przepływ przez paliwo ustał całkowicie, ale temperatura na wylocie była normalna, bo przepływ przez obejście nadal istniał.



Skutki braku kadr inżynierskich w firmie Siemens

Nowy układ noszący nazwę AMDA został zaprojektowany, ale w związku z wycofywaniem się Niemiec z rozwoju energetyki jądrowej firma Siemens nie dysponowała wówczas tak dobrymi kadrami jak dawniej. Projekt opracował młody inżynier, nie posiadający wystarczającego doświadczenia w energetyce jądrowej, nie zdający sobie w pełni sprawy z zasad filozofii bezpieczeństwa jądrowego.

Siemens zalecił aby drugi etap nie trwał dłużej niż 9 minut. W ocenie bezp. nie było stwierdzenia, co stanie się, jeśli zalecenie o czasie 9 minut nie zostanie zrealizowane.

Przy projektowaniu nie uwzględniono w dostatecznym stopniu wszystkich przepływów bocznikowych wody chłodzącej, omijających elementy paliwowe. Układ został jednak przyjęty bez analizy przez stronę węgierską i zainstalowany w marcu 2003 r.

Braki w kulturze bezpieczeństwa na Węgrzech

- Na Węgrzech proces czyszczenia paliwa potraktowano jako operację czysto chemiczną. Aparat do oczyszczania elementów paliwowych zakwalifikowano do urządzeń nie objętych klasami bezpieczeństwa jądrowego, tak że nie wymagano dla niego raportu bezpieczeństwa.
- Nie wymagano nadzoru sekcji inżynierii jądrowej, ani kontroli Urzędu Dozoru Jądrowego. Ponadto panowało przekonanie, że „produkt Siemens musi być dobry”. Był to oczywisty błąd, wskazujący na poważne braki w kulturze bezpieczeństwa.
- Nowy aparat traktowano jako modyfikację starego, sprawdzonego w działaniu. Nie zauważono, że powiększenie pojemności zmieniło warunki cieplno-przepływowe i wymaga analizy bezpieczeństwa.

incydent zaklasyfikowano pierwotnie jako INES 2 – potem 3

4.20: mechanicy próbowali podnieść pokrywę zbiornika AMDA, ale próba nie udała się, gdyż jedna z lin nośnych zerwała się i pokrywa pozostała w pozycji uchylonej, ze szczeliną około 15 cm po jednej stronie i 2 cm po drugiej stronie.

Do północy następnego dnia łączna aktywność uwolnionych radioaktywnych gazów szlachetnych doszła do 160 TBq. W jednej z sąsiednich stacji monitoringu zarejestrowano moc dawki poniżej 500 nSv/h, ale po krótkim czasie moc dawki wróciła do poziomu tła naturalnego, wynoszącego 100 nSv/h. Innych skutków poza elektrownią nie zauważono.

16 kwietnia udało się całkowicie podnieść pokrywę zbiornika. Inspekcja przy pomocy kamery telewizyjnej wykazała poważne uszkodzenie wszystkich 30 zestawów paliwowych. Na terenie wokoło elektrowni ogłoszono alarm, powiadomiono dozór jądrowy i podniesiono klasyfikację wydarzenia do poziomu INES 3.

Układ pozostawał w stanie głęboko podkrytycznym - $8 \beta_{ef}$

Przeprowadzono analizę sytuacji, wezwano ekspertów rosyjskich i specjalistów Siemens. Pomiary poziomu promieniowania wykazały, że zagrożenie stopniowo maleje. Analiza możliwej krytyczności paliwa w wodzie wykazała, że maksymalny współczynnik mnożenia jest poniżej 0,95 przy stężeniu kwasu borowego 16 g/kg (rzeczywista wartość tego stężenia wynosiła 15,3 g/kg)..

Do zbiornika dodano kwasu borowego, zainstalowano 4 pompy chłodzące, a 20-go kwietnia opracowano procedury dalszego postępowania. Stan pogotowia alarmowego został odwołany. Wypadek wywołał ogromne zainteresowanie mediów, polityków i specjalistów.

Układ Siemens miał poważne wady, a EJ Paks ufając w doświadczenie Siemens, nie podjęła wystarczających środków ostrożności.

Przyczyny niewystarczającego chłodzenia

- Moc cieplna 30 zestawów paliwowych wynosiła 241 kW. Moc cieplna poszczególnych zestawów od 6 do 9.6 kW
- Przy braku przepływu wymuszonego w zbiorniku temperatura mogła wzrosnąć w ciągu 1 godziny i 40 minut to punktu nasycenia, po czym nagle wytwarzanie pary mogło w kilka minut wytworzyć kilka m³ pary.
- Brak przepływu mógł wystąpić, jeśli pompę pomocniczą uruchomiono z opóźnieniem, albo zawory otwarto z opóźnieniem lub nieprawidłowo. W czasie dochodzenia operatorzy wykluczyli tę możliwość.

Ocena odbioru ciepła była niewłaściwa.

- Druga możliwość - bypass powodowany złym posadowieniem zestawów paliwowych,
- Zalecenie „prawidłowa pozycja paliwa odpowiada położeniu paliwa o 13 mm poniżej płaszczyzny podstawy pokrywy. Wymiar ten był niemożliwy do zmierzenia.
- Specjaliści Framatome zanotowali, że zestaw paliwowy nr. 21 był o 14 mm za wysoko.
- Przy bypassie efektywny przepływ 5-8 t/h przez zestawy paliwowe, reszta płynęła obejściem.
- Obliczenia cieplne wykonano dla zbiornika jako całości, nie rozpatrując przepływu wewnątrz zbiornika.

Zagrożenie radiologiczne

**Uwolnienia produktów radioaktywnych tylko przez komin ,
100 m wysokości**

- Gazy szlachetne 200 E+12 Bq (Limit 17.8 E+12 Bq/d)
- Aerosole 2.46 E+9 Bq
- I-131 (równoważnik) 351 E+9 Bq (Limit 1E+9 Bq/d)

Dawki personelu:

Operator dźwigu: 0.06 mSv, skażenia 37 Bq/cm², (limit 5 Bq/cm²)
odkazywanie, obcięcie włosów i brody, skażenie zredukowano do
4 Bq/cm², dawka roczna 0.55 mSv.

Dawki 4 osób przekroczyły 0.1 mSv, tj. <1% limitu rocznego.

Maksymalna dawka dla ludności 0.13 mikroSv.

Błędy stwierdzone przez misję MAEA:

- Nieudany projekt
- Słaba analiza bezpieczeństwa
- Słaba analiza dozoru
- Nadmierne zaufanie do dostawcy
- Marny nadzór eksploatacyjny
- Brak zainteresowania bezpieczeństwem jądrowym
- Wynik: awaria, stopień 2 zmodyfikowany do 3, EJ wyłączona na długi czas.

Skutki awarii małe, max to 0,5 mikroswerta

Chociaż skażenie dotyczyło studzienki i basenu paliwowego a nie układu samego reaktora, trzeba było ten basen oczyścić przed uruchomieniem reaktora. Opracowanie technologii oczyszczania basenu i przeprowadzenie tej operacji trwało długo, ale po rocznym przestoju reaktor wznowił pracę i obecnie pracuje normalnie.

W czasie i po awarii ani pracownicy ani mieszkańcy nie otrzymali znaczących dawek promieniowania. Największa dawka, którą otrzymał jeden z pracowników, to **0,5 mikroswerta**.

Różnica promieniowania zewnętrznego gamma między Wrocławiem a Zakopanem to 500 mikroSv/rok. A więc max. dawka po awarii w Paks wyniosła tyle, ile dostaje dodatkowo mieszkaniowiec Wrocławia, który pojedzie na 9 godzin do Zakopanego.

Skutki dla reaktora i elektrowni

- Po awarii – obawy czy paliwo w basenie nie osiągnie stanu krytycznego przy próbach przeładunku.
- Basen wyłączony z eksploatacji
- Przystój reaktora przez ponad rok.
- Zmiany w dozorcze jądrowym- prezes urzędu dozoru jądrowego złożył rezygnację, z-cę dyrektora EJ Paks ds bezpieczeństwa zwolniono ze stanowiska.
- Spór kto jest winien – Siemens czy EJ Paks nie został rozstrzygnięty.
- Awaria spowodowała rezygnację z budowy piątego bloku w EJ Paks . Dopiero w 2009 roku zdecydowano się na podjęcie decyzji o tej budowie.

Incydent w Forsmark – bez uszkodzeń ani skutków radiacyjnych

Przeciwnicy EJ twierdzili, że podczas awarii w Forsmark przez pół godziny nikt nie wiedział co się dzieje, reaktor był poza kontrolą, było o włos od stopienia rdzenia i mogło skończyć się jak w Czarnobylu.

A jaka była rzeczywistość?

Blok Forsmark 1 został wyłączony 25 lipca 2006 roku wskutek zwarcia w rozdzielni elektrycznej 400 kV poza terenem elektrowni, powstałego w wyniku błędu popełnionego podczas prac wykonywanych przez szwedzką firmę zarządzającą siecią elektroenergetyczną, Svenska Kraftnod.

Zróżnicowanie źródeł zapewniające zasilanie wyposażenia ważnego dla bezpieczeństwa

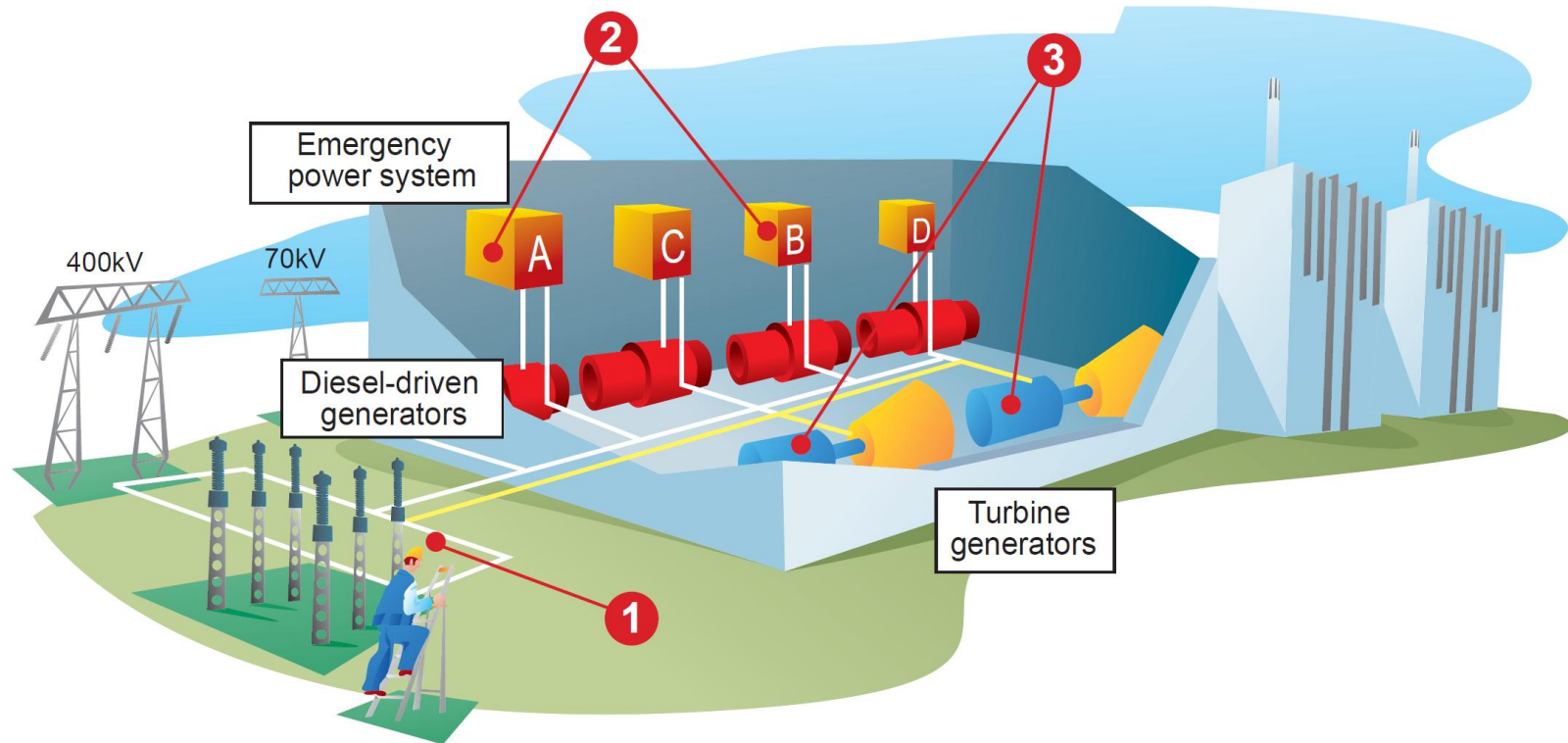
Sieć zewnętrzna 400 kV (zasilanie podstawowe potrzeb własnych bloku, z „odczepu” za generatorem).

Sieć zewnętrzna regionalna o napięciu 70 kV (zasilanie rezerwowe potrzeb własnych).

Układ zasilania potrzeb własnych ogólnych elektrowni.

Szereg niezależnych układów rozprowadzania energii elektrycznej, zasilanych z generatorów napędzanych silnikami Diesla, które są uruchamiane automatycznie w przypadku zaniku zasilania elektrycznego, wspomagane akumulatorami, które gwarantują, że dopływ prądu zmiennego do ważnych elementów bezpieczeństwa nie zostanie przerwany.

Przykład rezerwowania: istnienie 4 pracujących równolegle generatorów z napędem silnikami diesla, zasilających różne systemów bezpieczeństwa. Wystarczy działanie 2 generatorów by zapewnić niezbędną moc do elektrowni..



1. Zwarcie w rozdzielni wysokiego napięcia 400 kV - za którą odpowiada Svenska Kraftnät, właściciel i operator sieci w Szwecji skutek błędu pracowników
2. Zwarcie to spowodowało zaburzenia w systemie elektrycznym większe niż przewidziane projektem.
3. Różne elementy elektryczne wymieniano w 2005, ale nie sprawdzono wystarczająco po wymianie.

Przebieg incydentu z utratą zasilania z dwóch generatorów

Następujące po tym zdarzeniu wahania napięcia i częstotliwości sieci wraz z dodatkowymi uszkodzeniami elementów sieci, w szczególności prostowników i falowników stanowiących część systemu zasilania bezprzerwowego UPS sieci prądu zmiennego 230 V zasilanej akumulatorami, spowodowały wyłączenie awaryjnych generatorów z napędem diesla w podsystemach A i B Elektrowni.

Nastąpił więc zanik napięcia przez 22 minuty w dwóch z czterech równoległych i wzajemnie rezerwujących się sekcji w kilku systemach bezpieczeństwa. Ten stan przejściowy nie spowodował żadnych zaburzeń w podsystemach C i D.

W sterowni zgasło oświetlenie i przestała działać część wskaźników, między innymi wskaźnik poziomu wody w reaktorze.

Bezpieczeństwo EJ w czasie incydentu zachowane

Rdzeń reaktora był wystarczająco dobrze chłodzony przez cały czas, a zbiornik ciśnieniowy reaktora nie był poddany żadnym nadmiernym obciążeniom temperaturowym lub ciśnieniowym.

Incydent w Forsmark potraktowano bardzo poważnie, ponieważ zaprojektowana dla tej elektrowni obrona „w głąb” nie pracowała zadowalająco. Kilka podsystemów bezpieczeństwa, które zaplanowano tak, aby pracowały niezależnie nawzajem od siebie, zawiodły jednocześnie wskutek jednego zewnętrznego uszkodzenia. Zasada unikania niesprawności różnych podsystemów z jednej wspólnej przyczyny nie była w tym przypadku zachowana.

Różnorodność automatycznie działających systemów bezpieczeństwa oraz ich zwielokrotnienie (redundancja) były wystarczające, by wyłączyć automatycznie reaktor niezależnie od operatorów oraz zapewnić wystarczające chłodzenie rdzenia przez cały czas trwania incydentu.

Ponadto, dzięki postępowaniu zgodnie z procedurami postępowania awaryjnego, personel w nastawni mógł działać racjonalnie i utrzymać przez cały czas sytuację pod kontrolą.

Działania po incydencie w Forsmark - wymagania dozoru

Przeprowadzone niezwłocznie po incydencie dochodzenie SKI wykazało, że operatorzy w nastawni w ciągu całego jego przebiegu działali metodycznie stosując się do nawyków nabytych w czasie treningu na symulatorze EJ i zgodnie z procedurami postępowania awaryjnego.

Organizacja eksploatująca EJ Forsmark, to jest Kraftgrupp AB (FKA), zawiadomiła SKI o incydencie niezwłocznie po wyłączeniu reaktora. FKA szybko ustaliła, że przyczyny awarii mogą dotyczyć także innych EJ i poinformowała o tym inne organizacje eksploatujące EJ w Szwecji i Finlandii. SKI powiadomiła również MAEA.

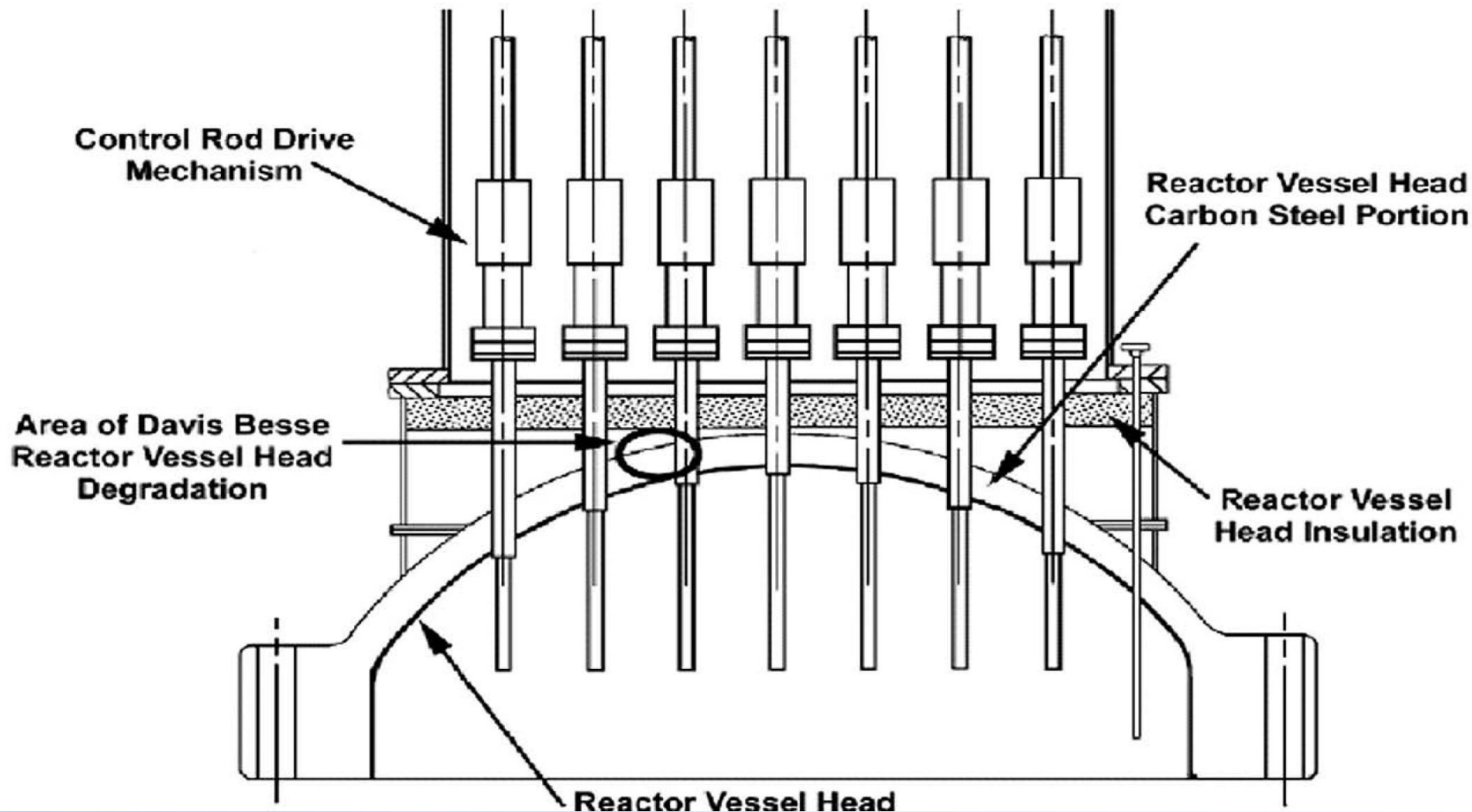
W 3 dni później SKI zażądała od wszystkich eksploatatorów w Szwecji by przedstawili informacje potwierdzające, że ich EJ nie mają podobnych niedoskonałości w swych systemach bezpieczeństwa takich jak blok EJ Forsmark 1.

Korozja w EJ Davis Besse: Błąd mechaników prowadzących remonty reaktora

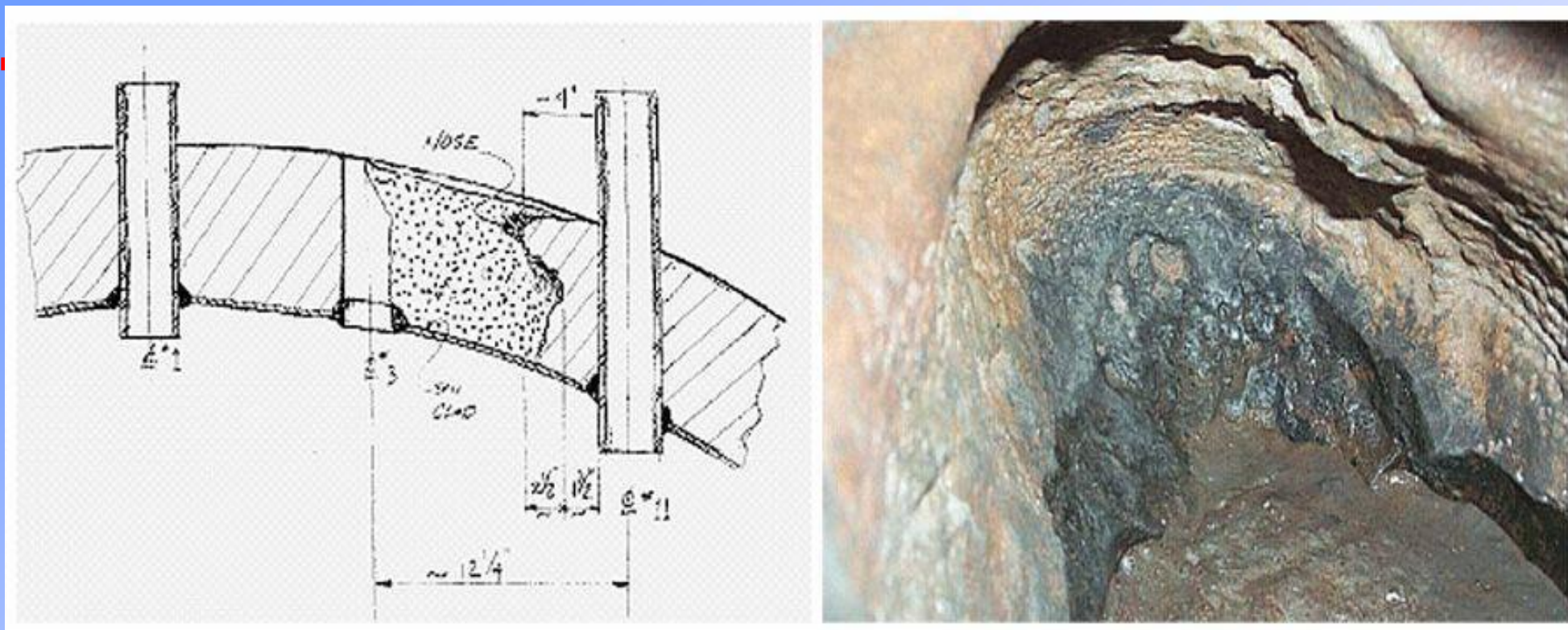
W dniu 5 marca 2002 roku w pokrywie zbiornika reaktora EJ Davis Besse znaleziono wżer korozyjny o powierzchni około 100 cm². Wżer ten przechodził na wskroś przez warstwę stali węglowej o grubości 16,8 cm i sięgał wewnętrznej wykładziny ze stali kwasoodpornej.

Wykładzina ta wytrzymała ciśnienie obiegu pierwotnego podczas eksploatacji elektrowni, ale nie była ona zaprojektowana do spełniania takiej roli. Gdyby uszkodzenia nie znaleziono podczas nakazanej przez NRC inspekcji, to dalsze eksploatacja reaktora mogła doprowadzić do rozerwania wykładziny i awarii prowadzącej do utraty chłodziwa w rdzeniu reaktora.

Powstanie wżeru było wywołane pękaniem króćca, przez który przechodził drążek napędu prętów regulacyjnych, osadzonego w górnej pokrywie zbiornika reaktora. Przez pęknięcia wyciekało chłodziwo, zawierające kwas borowy o znacznym stężeniu. Działanie roztworu tego kwasu z zewnątrz na stal węglową w pokrywie zbiornika spowodowało korozję.



Control Rod Drive Mechanism - mechanizm napędu prętów regulacyjnych, Reactor Vessel Head (RVH) Carbon Steel Portion - część pokrywy zbiornika wykonana ze stali węglowej, Area of Davis Besse RVH Degradation - obszar skorodowany, RVH Insulation - izolacja cieplna pokrywy zbiornika, Reactor Vessel Head - pokrywa zbiornika reaktora



Położenie jamy wżerowej w pokrywie reaktora EJ Davis Besse i widok wżeru po usunięciu sąsiedniej dyszy i mechanizmu napędu prętów regulacyjnych

Przebieg wydarzeń przed zatrzymaniem EJ Davis Besse

- NRC już na początku lat 90-tych wydała polecenie, by organizacje eksploatujące elektrownie jądrowe sprawdziły, gdzie znajdują się ślady przecieków chłodziwa na pokrywę zbiornika reaktora i starannie usunęli nacieki kwasu borowego, by przygotować pokrywę zbiornika do inspekcji. Jednakże nie wszystkie elektrownie wykonały to polecenie. Między innymi nie wykonała go EJ Davis Besse.
- Pokrywa reaktora jest trudno dostępna, zazwyczaj w czasie prac remontowych jest ogrodzona by powstrzymać pracowników przed przypadkowym wchodzeniem na pokrywę, bo grozi to otrzymaniem pewnych, choć niewielkich dawek promieniowania.
- Praca przy usuwaniu nacieków kwasu borowego jest żmudna, a że jest wykonywana w warunkach ograniczonej dostępności, jest ona długotrwała i wiąże się ze znacznie większymi dawkami promieniowania niż przejściowe przebywanie na pokrywie. Wobec tego, że elektrownie jądrowe starają się wszelkimi metodami zredukować napromieniowanie pracowników, zalecenia NRC wiążące się z dodatkowym napromieniowaniem personelu były niechętnie widziane.

Polecenia NRC w sprawie inspekcji pokrywy zbiornika w reaktorach PWR

NRC, po wydaniu zalecenia, nie podjęła akcji kontrolnych by sprawdzić, jak to polecenie jest wykonywane. Wobec tego, że organizacja eksploatująca EJ Davis Besse składała do NRC meldunki mówiące, że stan pokrywy jest normalny, NRC nie spodziewała się, że korozja może być daleko zaawansowana.

W lutym 2001r. NRC dowiedziała się z inspekcji w EJ Oconee o obwodowym pękaniu króćców, przez które przechodzą napędy prętów regulacyjnych i zareagowała prawidłowo, wydając ponownie polecenie wszystkim operatorom elektrowni jądrowych by sprawdzili, czy w ich reaktorach występują podobne problemy.

NRC nie wymagała, by wszystkie elektrownie zostały natychmiast wyłączone. Z drugiej jednak strony, NRC nie pozwoliła odłożyć inspekcji do następnego planowego wyłączenia elektrowni, bo to oznaczałoby niedopuszczalny wzrost ryzyka ze strony tych reaktorów, które były najbardziej podatne na korozję. i zobowiązała operatorów EJ najbardziej narażonych na korozję do przeprowadzenia inspekcji w grudniu 2001 r.

Po sporach z EJ Davis Besse NRC pozwoliła na jej pracę do 16 lutego 2002

Eksploatatorzy dwóch reaktorów o znanej, wysokiej podatności na korozję zastosowanych w nich materiałów w obiegu pierwotnym nie wykonali polecenia (Davis Besse i D.C. Cook –2). NRC zastosowała procedurę podejmowania decyzji w oparciu o ocenę ryzyka i zezwoliła elektrowni Cook na pracę do 18 stycznia 2002 roku.

Firma First Energy eksploatująca EJ Davis Besse wystąpiła o zezwolenie na utrzymanie elektrowni w ruchu do końca marca 2002 roku, tak by mogła ona przeprowadzić pełną kampanię paliwową. Eksperci NRC uznali, że brak jest podstaw do zezwolenia na przedłużenie jej okresu pracy poza 31 grudnia i przedstawili komisarzom NRC propozycję polecenia odstawienia elektrowni (do czego NRC jest uprawniona).

Komisarze nie zdecydowali się na wydanie tego polecenia decydując, że można zezwolić na pracę do 16 lutego, jeśli First Energy przedstawi wystarczające, dodatkowe środki ostrożności, które umożliwią przedłużenie eksploatacji po dniu 31 grudnia. Firma First Energy zaproponowała takie środki, Komisarze uznali je za wystarczające i termin wyłączenia elektrowni ustalono na 16 lutego 2002 [6].

EJ Davis Besse zobowiązała się utrzymać UACR w pełnej gotowości

- Należy dodać, że awaria z rozszczelnieniem pokrywy zbiornika, chociaż poważna, nie oznacza jeszcze uszkodzenia rdzenia. W RB rozpatruje się nieco większą awarię, bo obejmującą rozerwanie pokrywy zbiornika z jednoczesnym wypływem wody i wyrzuceniem zestawu prętów regulacyjnych z rdzenia. Środki bezpieczeństwa w EJ są tak dobierane, aby zapewnić bezpieczeństwo nawet w przypadku tak potencjalnie groźnej awarii..
- Systemy bezpieczeństwa EJ mogą być w czasie pracy EJ poddawane przeglądom i zabiegom konserwacyjno-remontowym, co oznacza, że jeden z 3 równoległych podsystemów bezpieczeństwa może być na kilka godzin wyłączony z użytkowania. Oczywiście obniża to nieco bezpieczeństwo elektrowni.
- EJ Davis Besse zobowiązała się utrzymać UACR w pełnej gotowości, bez wyłączenia żadnego z podsystemów dla celów remontowych, aż do chwili planowanego wyłączenia reaktora. NRC uwzględniła to zobowiązanie podejmując decyzję o terminie wyłączenia elektrowni.

Wyniki analizy NRC po wykryciu wżeru korozyjnego

Powołana do analizy korozji w pokrywie zbiornika EJ Davis Besse grupa robocza NRC zbadała sprawę i stwierdziła, że można było tej sytuacji uniknąć. Przeciek i uszkodzenie pokrywy zbiornika zdarzyły się, bo:

- Dozór jądrowy, (NRC), właściciel elektrowni i przemysł jądrowy nie przeprowadzili wystarczająco dokładnie przeglądu i analizy istniejącego doświadczenia eksploatacyjnego i nie wyciągnęli zeń wniosków.
- Właściciel nie przykładał do spraw bezpieczeństwa takiej wagi, na jaką zasługiwały.
- NRC nie przeprowadziła integracji znanych informacji w celu dokonania oceny bezpieczeństwa reaktora w Davis Besse [1].

Drobne pęknięcia w wykładzinie ze stali nierdzewnej



W ocenie NRC ze stycznia 2003 roku zwrócono uwagę na drobne pęknięcia w wykładzinie stalowej, wpływające ujemnie na wytrzymałość tej wykładziny.

Obejmowały one obszar o długości około 5 cm, przy czym najdłuższe z pęknięć miało długość 1,5 cm.

- .

Zapas bezpieczeństwa po uwzględnieniu pęknięć jeszcze około 40%

Badania laboratoryjne wykazały, że przy ciśnieniu eksploatacyjnym 14,6 MPa pęknięcia te nie miały tendencji do powiększania się.

Po przeprowadzeniu obszernych prac doświadczalnych i analitycznych, w których przyjmowano założenia pesymizujące, oraz po uzyskaniu opinii niezależnych ekspertów, NRC stwierdziła, że dla pęknięć o długości 5 cm ciśnienie powodujące rozerwanie wykładziny wynosiłoby od 18,2 MPa do 22,3 MPa, ze średnią wartością równą 20,3 MPa.

Dla pęknięć krótszych o długości 1,5 cm średnia wartość ciśnienia powodującego rozerwanie wynosi 35,5 MPa.

Są to wartości większe od ciśnienia eksploatacyjnego 14,6 MPa.

Przy najbardziej pesymistycznym modelu, w którym założono, że równoważna długość pęknięć wynosi 5 cm, zapas bezpieczeństwa wyniósł od 1,2 do 1,5, z wartością średnią równą 1,4 [13].

Podsumowanie

NRC – utworzyła 4 programy badawcze i komitet badań problemu korozji, Tematy badań były następujące:

- Badania odporności na korozję stali nisko stopowej, nierdzewnej i stopu 600 poddanych działaniu roztworu kwasu borowego.
- Pomiar potencjału elektrochemicznego (potencjału korozyjnego) stopów w obecności roztworu kwasu borowego.
- Opracowanie modelu probabilistycznego rozwoju pęknięć i modelu do określenia wymaganej częstości inspekcji.

Wyniki: gdyby nie wyłączono reaktora w lutym 2002 roku, to mógłby on jeszcze pracować bezpiecznie przez szereg miesięcy, a w każdym razie do końca planowanego pierwotnie cyklu paliwowego. Wykładzina ze stali nierdzewnej w zbiorniku wytrzymałaby P większe przynajmniej o 25% od P eksploatacji.

Reaktory III generacji – odpowiedź na pytanie „a jednak gdyby...?”

W reaktorach II generacji rozpatrywano awarie projektowe – zdarzające się rzadko i bardzo rzadko, np. raz na 10 000 lat, jak gilotynowe rozcięcie obiegu pierwotnego.

Ale nie rozważano awarii zdarzających się raz na milion lat i rzadziej – uważano, że są one tak mało prawdopodobne, że nie ma sensu się nimi zajmować.

Przy projektowaniu reaktorów III generacji przyjęto inną zasadę: Chociaż reaktory te mają wszystkie cechy bezpieczeństwa reaktorów II generacji i potrafimy udowodnić, że do uszkodzenia rdzenia na dużą skalę nie dojdzie, to jednak zakładamy dodatkowo, że nastąpiło stopienie rdzenia i żądamy, by **nawet wówczas EJ miała środki do opanowania awarii i zapewnienia, że ludzie wokół będą bezpieczni.**

Reaktory III generacji zapewniają bezpieczeństwo okolicznej ludności

Przykładem reaktora III generacji odpornego na awarie ze stopieniem rdzenia jest francusko-niemiecki reaktor EPR (European Pressurized Reactor).

Bezpieczeństwo tego reaktora sprawdził i zaakceptował dozór jądrowy w Finlandii, we Francji i w Chinach, a pozytywne opinie i przyrzeczenia pełnej akceptacji w 2012 roku wydał dozór jądrowy w USA i w Wielkiej Brytanii.

Reaktory III generacji muszą być zaprojektowane wg wymagań EUR tak by nawet w razie ciężkiej awarii nie było potrzeby:

Podejmowania wczesnych działań poawaryjnych dalej niż 800 m od reaktora, (objaśnienia terminów na następnym slidzie)

Podejmowania akcji opóźnionych dalej niż 3 km od reaktora,

Akcji długoterminowych dalej niż 800 m od reaktora.



Definicje działań ochronnych wczesnych, opóźnionych i długoterminowych

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

Działania ochronne wczesne - obejmują **nagłą ewakuację** w oparciu o prognozę dawki do 7 dni. Można je wdrożyć w fazie nagłego stan zagrożenia, podczas trwania wydzieleń radioaktywności. Okres ten jest z reguły krótszy niż 7 dni.

Działania opóźnione – obejmują tymczasowe **przemieszczenie** mieszkańców w oparciu o prognozę dawek oczekiwanych w ciągu 30 dni po awarii. Można je wdrożyć po praktycznym zakończeniu fazy wydzielania produktów rozszczepienia.

Działania długoterminowe – obejmują **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.

Zabezpieczenie przed błędami ludzi musi zapewnić konstrukcja reaktora

- Zasady ogólne to obrona w głąb – błąd człowieka ani awaria układu nie powoduje katastrofy, tylko osłabia obronę – reaktor trzeba wyłączyć
- Konstrukcja zabezpiecza przed wieloma uszkodzeniami z 1 przyczyny - układy zwielokrotnione, różnorodne, oddzielone przestrzennie i funkcjonalnie, przyjmujące bezpieczne położenia w razie uszkodzenia (fail safe),
- Kultura bezpieczeństwa – bezpieczeństwo jest najważniejsze, a odpowiedzialność jednoosobowa-
- Przede wszystkim – po awarii moc reaktora musi maleć, a nie samoczynnie wzrastać.