Wiele by z Raportu opisywać. Ponad wszelkie dywagacje jawi się bardzo proste spostrzeżenie: w skali globalnej gospodarki świata przyjmują własne strategie rozwoju nie podejmując realnych - poza deklaracjami - zobowiązań z wyzwań Pakietu Klimatycznego UE.

Znaczy to najprościej, że polityka klimatyczno-energetyczna Unii Europejskiej pozostaje w skali globalnej bez akceptacji jej kosztów. W tym kontekście, przypominając strategię dekarbonizacji gospodarek krajów UE, Polska wewnątrz Wspólnoty poniesie niezwykle wysokie koszty wynikające ze struktury paliwowej produkcji energii elektrycznej (przypomnijmy wg polskiej Polityki Energetycznej do roku 2030 nieco ponad 50% ma jej być z paliw stałych), ale także z nakładów inwestycyjnych niezbędnych do wprowadzenia oczekiwanych zmian strukturalnych produkcji na miarę „rewolucji technologicznej". Dodać do tego trzeba niezbędne nakłady, o poziomie nieporównywalnie większym do nakładów z przeszłości, na rozwój „inteligentnych systemów przesyłu i opomiarowania". Bez tego i to w realizacji wyprzedzającej nie da się skutecznie rozwijać tak bardzo pożądanej generacji z energetyki rozproszonej.

Wspomniany Raport, to nie tylko zbiór analiz i prognoz dotyczących energetyki świata, ale co istotniejsze dla polskiej elektroenergetyki to obraz ewoluowania wymagań UE w całym obszarze realizacji strategii energetycznej na najbliższe lata, a te z sygnalizowanych poczynań będą jeszcze trudniejsze !!!

Jawi się tu tak często ponawiane pytanie: to o ile będzie droższa energia elektryczna w Polsce po 2013 roku niezależnie od wielkości i pożytków z tzw. derogacji opłat za uprawnienia do emisji CO_2? Odrzućmy derogację i szacujmy zmiany w cenach energii, kosztach tych zmian dla elektrochłonnych sektorów gospodarki i skutków społecznych z tych przewidywalnych przecież zmian.

Koszty zakupu uprawnień do emisji będą składową częścią kosztów zmiennych produkcji energii elektrycznej i stąd muszą znaleźć się w cenie łącznej energii elektrycznej dla odbiorców finalnych. Zatem nie jest to już problem podmiotów gospodarczych elektroenergetyki w Polsce!

To problem strategii gospodarczej naszego państwa i w tej materii odpowiedzialności konstytucyjnej za kreowanie polityki społecznej na nieodległy przecież już czas!!!

Tym bardziej, że według upublicznionego dokumentu „Plan działania prowadzący do przejścia na konkurencyjną gospodarkę niskoemisyjną do 2050 roku" elektroenergetyka UE w docelowym horyzoncie czasu ma być prawie zeroemisyjna!

Jerzy Kubowski

O awariach projektowych i pozaprojektowych elektrowni jądrowych

Overview of design and beyond-design basis accidents in nuclear power plants[1)]

1. Energia atomowa jest niebezpieczna.
2. Energia atomowa posiada ogromne możliwości polepszenia życia ludzi.
3. Energię atomową daje się wykorzystywać w sposób bezpieczny i niezawodny.
4. Jedynym warunkiem bezpiecznego i niezawodnego zastosowania energii atomowej jest całkowite oddanie tych inżynierów – którzy projektują, konstruują i eksploatują urządzenia służące jej wykorzystaniu – sprawie najwyższej dbałości o techniczną doskonałość.
5. Inżynierowie powinni wiedzieć wszystko o wszystkim.
6. Energia atomowa jest dziedziną dla wyjątkowo kompetentnych ludzi techniki, lecz nie dla ustawodawców, czynników ludzkich, i adwokatów.

Tezy admirała Hymana Rickovera[2)]

[1)] Przy redagowaniu tego tekstu koleżeńską pomoc okazała mi dr n. t. Jadwiga Jabłońska

[2)] Hyman Rickover (1900 – 1986), legendarny, czterogwiazdkowy admirał, twórca atomowej marynarki wojennej USA, zwany jej ojcem. Urodził się w Makowie Mazowieckim; nazwisko wywodzi się od nazwy miasta Ryki (województwo lubelskie), skąd pochodzili jego rodzice. Pod jego kierownictwem zbudowano 237 atomowych okrętów. Chociaż nigdy nie doświadczył awarii jądrowej, to jednak do końca życia uważał, że energia atomowa jest nadzwyczaj niebezpieczna, i swych poglądów nie tał. 28 stycznia 1982 r. tak mówił w Kongresie USA: „Nie wierzę, że energia atomowa ma sens, jeśli wytwarza promieniowanie. Możecie mnie zapytać: dlaczego więc się zajmowałem statkami o napędzie jądrowym? Dlatego, że są złem koniecznym. Ja bym je wszystkie zatopił. Nie jestem dumny z tego, czego dokonałem. Jednakże zrobiłem to dlatego, że były konieczne dla bezpieczeństwa tego państwa."
„Tezy" zaczerpnięto z referatu dr. Rogera Staehle pt.:Rickover and Nuclear Reliability, International Steam Generator Conference, November 8-11, 2009, Toronto, Ontario, Canada.

Nazwy awarii pochodzą z terminologii angielskiej, gdzie noszą miana, odpowiednio: „design basis accident" i „beyond design basis acccident". Analizy skutków tych awarii, aczkolwiek mających charakter hipotetyczny, muszą być zawarte w opracowywanym przez producenta elektrowni jądrowej (EJ) raporcie o stanie bezpieczeństwa siłowni. Stąd wynika ich wyjątkowe znaczenie. Jedna z fundamentalnych zasad bezpieczeństwa jądrowego stanowi, iż to producent (lub gdy EJ jest przekazana do eksploatacji – jej właściciel) jest odpowiedzialny za bezpieczeństwo jądrowe, nie prawodawca. Podstawowym celem postulowanych awarii jest pokazanie, iż nawet w przypadku wyjątkowo ciężkich uszkodzeń EJ, ryzyko dla zdrowia ludzi jest minimalne. Ochrona ludności przed oddziaływaniem promieniowania jonizującego z EJ jest główną troską projektantów. Wyrazem tego są wielkie koszty urządzeń zabezpieczających, które pochłaniają ok. 25% nakładów ponoszonych na budowę reaktora [1].

Awaria projektowa – awaria, którą się analizuje w projekcie elektrowni (przy uwzględnieniu pojedynczego przypadku niezadziałania systemu bezpieczeństwa lub pojedynczego błędu obsługi) i konstruuje się urządzenia dla jej opanowania w takim zakresie, by wskutek uszkodzenia elementów paliwowych poziom skażeń promieniotwórczych zawierał się w dopuszczalnych granicach.

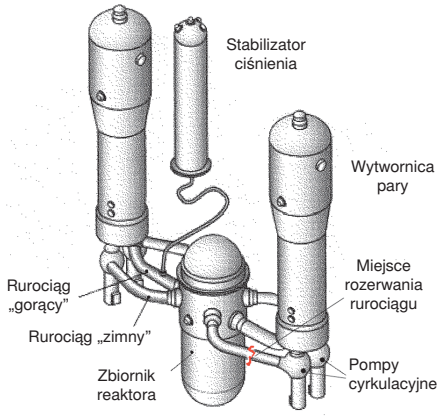
Awaria pozaprojektowa – awaria, zainicjowana zdarzeniami, których się nie uwzględnia w awariach projektowych lub która powstała wskutek dodatkowych - w porównaniu do rozpatrywanych w awariach projektowych – przypadków niezadziałania systemu bezpieczeństwa lub też – w wyniku błędnych decyzji operatorów. Termin ten umożliwia przeprowadzanie dyskusji nad sekwencją możliwych awarii, których nie poddano analizie w projekcie EJ, ponieważ zostały ocenione jako mało prawdopodobne (poniżej 1 zdarzenia na 10^5 reaktorolat). W tym sensie rozpatruje się je poza zakresem awarii projektowych. Gdyby wszakże zasady bezpieczeństwa zostały sformułowane bardziej rygorystycznie, to wówczas „pozaprojektową" sekwencję awaryjnych zdarzeń powinno się poddać pełnej analizie, aby pokazać przewidziane w projekcie środki techniczne do ich opanowania.

W przypadku reaktora typu PWR (Pressurized Water Reactor – reaktor wodny ciśnieniowy) istnieją cztery klasy awarii, podczas których paliwo może zostać niebezpiecznie przegrzane:

- ucieczka chłodziwa z reaktora (ang.: loss – of – coolant accident, w skrócie LOCA);
- pęknięcie zbiornika reaktora;
- wyrzucenie pręta regulacyjnego z rdzenia reaktora i szybkiego niekontrolowanego wzrostu mocy lub inne uszkodzenie układu regulacji i zabezpieczeń, prowadzące do takiego zdarzenia;
- pęknięcie wytwornicy pary.

Wszystkie mogą prowadzić do nadmiernego wzrostu temperatury i uszkodzenia elementów paliwowych. Zabezpieczeniem przed taką ewentualnością jest system awaryjnego chłodzenia rdzenia – SACR (ang.: Emergency Core Cooling System – ECCS), funcjonujący na zasadzie biernego działania.

W analizie ciężkiej awarii projektowej typu LOCA zakłada się samoistne, „gilotynowe" rozerwanie rurociągu „zimnego" w pętli chłodzenia reaktora z dwustronnym wypływem wody pełnym przekrojem rurociągu (rys. 1).

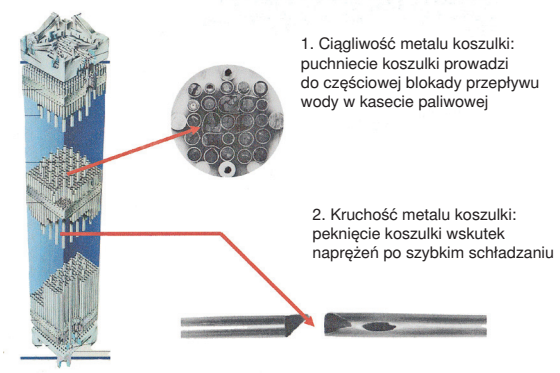


Rys. 1. Komponenty obiegu pierwotnego chłodzenia reaktora AP1000 firmy *Westinghouse* (moc cieplna 3415 MW, ciśnienie nominalne 15,5 MPa, temperatura 321°C) [2]

W następstwie takiego uszkodzenia chłodziwo wskutek dekompresji zostaje w sposób wybuchowy uwolnione z reaktora w postaci pary. Dzięki SACR do rdzenia natychmiast rozpoczyna się wtłaczanie zapasowej ilości wody chłodzącej z dodatkiem kwasu borowego (w celu szybkiego przerwania łańcuchowej reakcji rozszczepienia). Ponadto uruchamia się także standardowy układ zabezpieczeń: grawitacyjny zrzut prętów awaryjnych. W pierwszej fazie działania SACR wtłaczanie chłodziwa do rdzenia może być trudne lub niemożliwe z powodu wstecznego oporu wydobywającej się pary. W tej sytuacji pod koniec procesu ucieczki pary (20–40 s) rdzeń ulega osuszeniu, a temperatury elementów paliwowych szybko rosną. Zatapianie rdzenia wodą rozpoczyna się od momentu osiągnięcia przez nią dolnego krańca rdzenia. Po upływie 1 - 2 min od momentu rozerwania rurociągu temperatura rdzenia osiąga maksymalną wartość. W tej fazie wzrost temperatury rdzenia zostaje zahamowany.

Aczkolwiek dzięki SACR podczas awarii typu LOCA przewiduje się, iż stopienia rdzenia i zapadania się jego fragmentów w głąb zbiornika reaktora można uniknąć, to jednak pesymistycznie się zakłada, iż znaczne ilości promieniotwórczych substancji zostaną uwolnione zarówno z rdzenia (elementów paliwowych), jak i ze zbiornika.

Podczas awarii typu LOCA występują dwa przypadki, które mogą mieć wpływ na kształt rdzenia i efektywność systemu chłodzenia (rys. 2.)



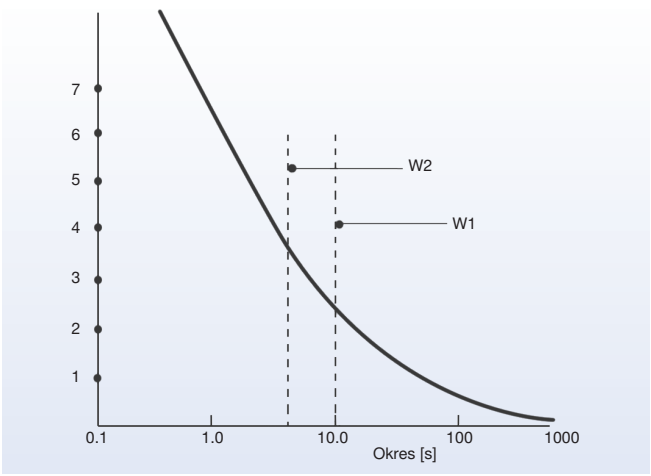
Rys. 2. Uszkodzenie kasety paliwowej podczas awarii typu LOCA w reaktorze PWR wskutek deformacji koszulek elementów paliwowych [3]

Cięższą awarią typu LOCA byłoby pęknięcie zbiornika reaktora czy to z powodu wad materiałowych, konstrukcyjnych, czy też wskutek starzenia się metalu. Z procesem starzenia się związane jest (w miarę wzrostu czasu eksploatacji) zjawisko wzrostu kruchości materiału zbiornika, głównie wskutek gromadzenia się helu, powstającego w stali pod wpływem przemian jądrowych wywołanych przez neutrony prędkie (>1 MeV) [4]. W zaistniałej sytuacji działanie SACR byłoby nieskuteczne z powodu niemożności napełnienia zbiornika wodą, z wyjątkiem przypadku ucieczki chłodziwa powyżej górnej powierzchni rdzenia. Warto podkreślić, iż np. zbiornik reaktora AP1000 jest obliczony na ciśnienie 17,1 MPa, czyli prawie o 10% wyższe od roboczego [5]. Częstość jego uszkodzenia według bardzo wyrafinowanych obliczeń wynosi mniej niż 1 na 10^6 lat. Jest więc tak mała, iż można taką awarię odnieść do kategorii awarii pozaprojektowych.

Awaria projektowa z wyrzuceniem pręta regulacyjnego z rdzenia reaktora należy do klasy awarii reaktywnościowych (ang.: reactivity-initiated accidents – RIAs).

Reaktywność jest parametrem, za pomocą którego reguluje się moc reaktora[3]: przy dodatniej wartości – moc rośnie, przy ujemnej – maleje. Stanowi miarę oddalenia stanu reaktora od stanu krytycznego określonego współczynnikiem mnożenia neutronów k = 1; stan taki cechuje stałość mocy w czasie. Jednostką reaktywności jest milik (10^{-3}k = 0,001 = mk). Na przykład:
dla k = 1, reaktywność = 0,
dla k = 1,002, reaktywność = 0,002 = 2 mk,
dla k = 0,995 reaktywność = -0,005 = -5 mk.

Przy k > 1 (reaktywność dodatnia) reaktor znajduje się w stanie nadkrytycznym: moc wzrasta wykładniczo. Szybkość jej wzrostu określa tzw. okres reaktora – czas, w ciągu którego moc zmienia się e–krotnie (e = 2,71). W celu niedopuszczenia reaktora do awaryjnego rozbiegu układ zabezpieczeń nastawia się na progową wartość okresu 10 s. Po jej osiągnięciu układ zabezpieczeń generuje sygnał wyłączający reaktor: grawitacyjny zrzut prętów awaryjnych. Na rysunku 3 pokazano przykładowo zależność reaktywności od okresu reaktora dla kanadyjskiego reaktora CANDU.



Rys. 3. Zależność reaktywności od okresu reaktora (za uprzejmym pozwoleniem Mersedeh Safa, *Information Technology CANDU Owners Group Inc.)* [6]

[3] Pręty regulacyjne skaluje się w jednostkach reaktywności.

Przed awaryjnym rozbiegiem reaktor jest chroniony przez dwie nastawy układu zabezpieczeń: W1 i W2. Pierwsza uruchamia układ po osiągnięciu okresu 10 s, a druga – po ok. 4 s. Wzrost reaktywności ponad ok. 3,5 mk doprowadziłby do zmniejszenia się wartości okresu poniżej 4 s, co spowodowałoby, iż układ zabezpieczeń nie zdążyłby zadziałać. Efektywność działania prętów awaryjnych w znacznym stopniu określa czas ich grawitacyjnego zagłębiania się w rdzeniu, który zazwyczaj wynosi 2 – 5 s. W tych warunkach, nie dający się opanować za pomocą układu regulacji szybki rozbieg reaktora spowodowałby tak wielki przyrost mocy i temperatury elementów paliwowych, iż nastąpiłoby ich uszkodzenie.

Nowoczesne reaktory – w szczególności także najbardziej rozpowszechnione typu PWR - charakteryzują się ujemnym temperaturowym sprzężeniem zwrotnym, co oznacza, że wzrost temperatury rdzenia (chłodziwa i elementów paliwowych) powoduje hamowanie szybkości wzrostu mocy. Jest to istotny czynnik bezpieczeństwa, szczególnie w sytuacji niekontrolowanego rozbiegu reaktora, gdyż inherentny mechanizm sprzężenia zwrotnego jest wyzwalany natychmiastowo.

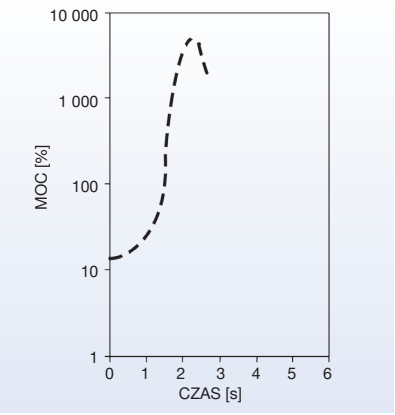
Do wyrzucenia pręta regulacyjnego z rdzenia pod wpływem wysokiego ciśnienia chłodziwa panującego w zbiorniku reaktora typu PWR może dojść np. z powodu rozerwania rury ochronnej (prowadnicy), w której ów pręt się porusza. Czas, w ciągu którego to następuje - w najbardziej niesprzyjających warunkach (zależnych m.in. od ciśnienia i głębokości zanurzenia pręta w rdzeniu) - wynosi ok. 0,1 s; w tej sytuacji, działający z opóźnieniem układ zabezpieczeń nie jest w stanie reaktora wyłączyć, co w konsekwencji prowadzi do niebezpiecznego impulsu mocy.

Inną przyczyną awarii reaktywnościowej mogą być np. wady w konstrukcji układu awaryjnego zabezpieczenia. Z tego właśnie powodu doszło do największej awarii reaktywnościowej, jaka miała miejsce w Czarnobylu [7,8].

Wadliwie działający układ wyłączenia reaktora typu RBMK (reaktor bolszoj moszcznosti kanalnyj) zadziałał w „przeciwną stronę": zamiast zahamować reakcję łańcuchową – gwałtownie przyspieszył jej rozwój. Zrzut prętów awaryjnych spowodował narastanie mocy z okresem 0,33 s, czyli moc się zwiększała e-krotnie w ciągu 0,33 s; po upływie jednej sekundy jej poziom był prawie 21 razy większy od wartości początkowej [9[4]]. Amerykanie nazywają taki przypadek „positive scram": dodatni efekt awaryjnego wyłączenia. Wyzwolony wielki impuls mocy (rys. 4) doprowadził do zniszczenia rdzenia i dalszych katastrofalnych konsekwencji.

Katastrofa czarnobylska pokazała, jak destruktywne w swych skutkach mogą być awarie reaktywnościowe i przyczyniła się do rozwoju badań nad nimi. Podlegają one wszechstronnym analizom za pomocą bardzo zaawansowanych matematycznych modeli, a ponieważ należą do awarii projektowych, więc wyniki publikuje się w raportach o bezpieczeństwie EJ. Prezentuje się je w tych ważnych dokumentach po to, by udowodnić, iż założone kryteria bezpieczeństwa zostały spełnione [11].

[4] Autor tej pozycji literaturowej, dr Nikołaj Wasiljewicz Karpan, był w czasie awarii zastępcą naczelnego inżyniera elektrowni czarnobylskiej ds. naukowych i bezpieczeństwa jądrowego.

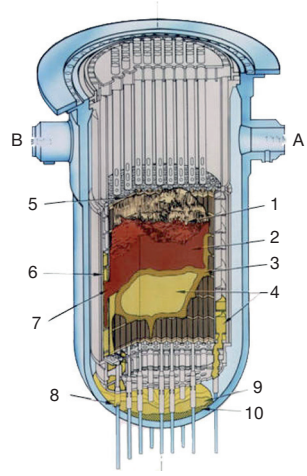


Rys. 4. Impuls mocy w reaktorze czarnobylskim (RBMK - 1000) wskutek skokowego wzrostu reaktywności, wywołanego błędnym działaniem awaryjnego układu zabezpieczeń [10]: 100% = 3200 MW (nominalna moc cieplna)

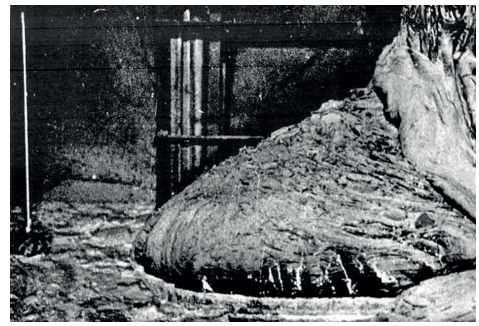
Zarówno awarie wywołane zakłóceniami w systemie funkcjonowania chłodzenia reaktora, jak i reaktywnościowe mogą prowadzić do stopienia paliwa. Taka ewentualność stanowi drugą – obok inherentnej właściwości reaktora energetycznego wytwarzania plutonu[5] – wadę EJ.

Nieodzownym wskaźnikiem bezpieczeństwa EJ jest prawdopodobna częstotliwość zniszczenia rdzenia lub zaistnienie awarii z topieniem paliwa. Amerykańska komisja ds. ustawodawstwa jądrowego (NRC – Nuclear Regulatory Commission) stanowi, by częstość uszkodzenia rdzenia wznoszonego reaktora wynosiła: 1 na 10 000 lat. Ponadto obowiązuje zasada, że skażenia powstałe wskutk awarii z topieniem paliwa muszą się zawierać w granicach obiektu jądrowego, bez konieczności ewakuacji zamieszkałej wokół ludności.

Niebezpieczeństwo wywołane stopieniem rdzenia reaktora związane jest z możliwością wylania się, roztopionej do temperatury ok. 2800°C, masy rdzenia (corium) pod reaktor, na płytę fundamentową, co groziłoby jej zniszczeniem i skażeniem wód gruntowych. W okresie ponad 14 000 reaktorolat eksploatacji cywilnych obiektów jądrowych stopienie rdzenia wystąpiło dwukrotnie: w elektrowni amerykańskiej *Three Mile Island – TMI* (28 marca 1979 r.) i czarnobylskiej (26 kwietnia 1986 r.)[6]. Niemniej przeto roztopiona masa rdzenia do wód gruntowych się nie przedostała (rys. 5,6). Co więcej, w przypadku *EJ TMI* (z reaktorem typu PWR) całkowicie się obeszło bez szkód dla zdrowia mieszkańców i konsekwencji ekologicznych. O wyjątkowo mocnej konstrukcji reaktorów tego typu świadczy fakt, że nawet po upływie miesiąca od awarii sądzono, iż rdzeń reaktora nie uległ stopieniu, gdyż w pomieszczeniach pod gazoszczelną obudową bezpieczeństwa (*containment*) nie było objawów groźnych skażeń promieniotwórczych. Tymczasem się okazało, iż ok. połowa rdzenia została uszkodzona lub się stopiła; ok. 19 t stopionej masy rdzenia nie uszkadzając ciśnieniowego zbiornika osiadło na jego dnie. Inaczej, jak wiadomo, przebiegała awaria w czarnobylskim reaktorze RBMK, który nie posiadał ani takiego zbiornika, ani obudowy bezpieczeństwa



Rys. 5. Szkic rdzenia reaktora typu PWR o mocy elektrycznej 906 MW po awarii ze stopieniem paliwa w amerykańskiej elektrowni *Three Mile Island*[7]; 1 - obszar zawału rdzenia, 2 - uszkodzone fragmenty, 3 - części metalowe konstrukcji, 4 - stopiona masa rdzenia, 5 - uszkodzona górna płyta, 6 - warstwa na wewnętrznym obwodzie zbiornika, 7 - otwór w przegrodzie wodnej, 8 - usunięte prowadnice wewnątrzrdzeniowych czujników, 9 - odłamki w dolnym obszarze zbiornika, 10 - obszar o prawdopodobnej niskiej zawartości uranu. Ogólna masa paliwa w postaci UO_2 wynosiła ok. 90 ton



Rys. 6. Stopiony materiał rdzenia reaktora czarnobylskiego w dolnych kondygnacjach pod reaktorem. Po 32 godzinach od początku awarii strumienie lawy (corium) zaczęły stygnąć. Na powierzchni temperatura wynosiła 300°C, a wewnątrz 1600 - 1700°C[8]

Wprawdzie awaria ze stopieniem paliwa jest bardzo mało prawdopodobna, to jednak w projektach nowoczesnych EJ robi się wiele, by w przypadku jej wystąpienia za wszelką cenę nie dopuścić do przekroczenia dopuszczalnego poziomu skażeń i zapobiec ekologicznym następstwom. Ważnym problemem są nie tylko ewentualne konsekwencje natury radiologicznej, lecz także skutki finansowe związane z dość uciążliwą i długotrwałą dekontaminacją obiektu, a może nawet z jego utratą, jak to się stało z dotkniętym awarią blokiem *TMI*.

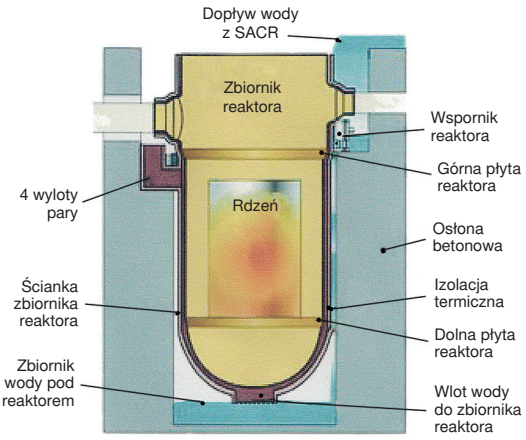
[5] Pluton zawarty w paliwie wypalonym reaktora, mający postać mieszaniny uranowo-plutonowej, nie jest materiałem wybuchowym; aby się takim stał trzeba go z paliwa wyekstrahować. W reaktorze typu PWR o mocy elektrycznej 1000 MW rocznie powstaje ok. 250 kg plutonu.

[6] Artykuł został napisany przed awarią w elektrowni Fukushima 1, 11 marca 2011 r. (Red.)

[7] Źródło: Wikipedia

[8] Źródło: http://monk.com.ua/article.php/2008042523354143

W celu niedopuszczenia do takiej sytuacji, na przykład w przypadku reaktora AP1000 stosuje się specjalny system chłodzenia stopionego rdzenia wewnątrz zbiornika reaktora (rys. 7). W reaktorach francuskich i rosyjskich natomiast pod reaktorem konstruuje się urządzenia służące akumulacji i schładzaniu corium[9]. Płynna masa materiału rdzenia – po roztopieniu przegrody w dnie zbiornika reaktora - spływa do urządzenia kanałem ściekowym.



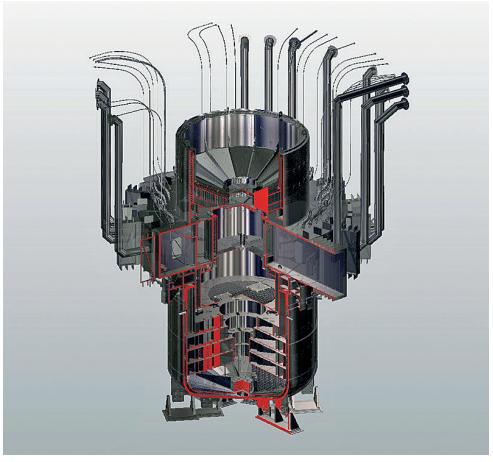
Rys. 7. Koncepcja schładzania corium w reaktorze AP1000. Gdy termopary znajdujące się na zewnątrz rdzenia wskażą temperaturę ok. 650°C, operator może rozpocząć napełnianie wodą zbiornika pod reaktorem. Woda z SACR, szczeliną w strukturze izolacji termicznej na zewnetrznym obwodzie reaktora, opada do zbiornika pod reaktorem, a stamtad poprzez wlot przenika pod dno zbiornika reaktora; chłodzi go, a powstała para króćcami w górnej częsci reaktora wylatuje na zewnatrz. W ten sposób zapobiega się przetopieniu dna zbiornika

Rosyjskie rozwiązania (rys. 8,9,10) zapewne powstają pod wpływem historycznej traumy, jaka pozostała u projektantów po radzieckich tragicznych doświadczeniach w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego. Można o tym sądzić na podstawie budowanej obecnie EJ (*LAES – 2*) pod Petersburgiem: dwa bloki o mocy elektrycznej 1198 MW każdy z reaktorami WWER (rosyjskie reaktory typu PWR). Rysunki pokazują bardzo złożoną, oryginalną konstrukcję budowanego pod reaktorem zbiornika do akumulacji corium i dają wyobrażenie o skali przedsięwzięcia.

Rys. 8. Zbiornik do akumulacji corium; masa ponad 800 t[10]

Chłodzenie corium będzie się odbywało za pośrednictwem biernego układu odbioru ciepła, a wewnętrzna struktura zbiornika uniemożliwia powstanie masy krytycznej. Trudności z zabudowaniem zbiornika o wielkich gabarytach i masie w szybie reaktora sprawiły, iż do montażu trzeba było zakupić w USA specjalistyczny dźwig i przeszkolić tam brygadę operatorów.

Rys. 9. Ładowanie korpusu zbiornika o masie 160 t do szybu reaktora[11]



Rys. 10. Makieta kompletnego urządzenia (korpus i zbiornik) do akumulacji roztopionej masy paliwa, w przekroju; w centralnej części zbiornika widać stożkowate (lejkowate) ujęcie; na zewnątrz – pręty stalowe przed zabetonowaniem. Zbiornik ma dwie ścianki: grubość pierwszej wynosi 60 mm, drugiej – 30 mm. Przestrzeń między nimi jest wypełniona specjalnym materiałem złożonym z granulek tlenków żelaza i aluminium[12]

Wnioski

Przegląd (z natury rzeczy bardzo skomprymowany) ciężkich hipotetycznych awarii EJ pokazuje, jak wiele się robi w celu podniesienia poziomu ich bezpieczeństwa jądrowego. Wszystkie wysiłki projektantów i konstruktorów idą w kierunku ograniczenia za wszelką cenę skutków awarii z topieniem się paliwa - niedopuszczenia do przekroczenia obowiązujących norm promieniowania jonizacyjnego. Służą temu specjalne zbiorniki do akumulacji corium i bierne systemy awaryjnego chłodzenia rdzenia.

[9] Nazwa ang.: „*core catcher*", ros.: "*łowuszka*"

[10] Źródło: http://blogstroyka.rosatom.ru/2009/12/kapkan-dlya-radiacii/

[11] Źródło: Inrerpress.ru; Fotoinformacionnoje agenstwo, 19.12.2009

[12] Źródło: Enegomasz.ru

Nowoczesna EJ pod względem odporności na awarie i działanie destrukcyjnych sił zewnętrznych nie ma sobie równych wśród obiektów przemysłu cywilnego. Wyróżnia się nie tylko masywną konstrukcją samego reaktora i gazoszczelną obudową[13], lecz także biernymi systemami bezpieczeństwa, wieloma barierami w systemie „obrony w głąb", zwielokrotnionymi (redundancja) układami zabezpieczeń i zasilania. Ponadto reaktor posiada ujemne temperaturowe sprzężenie zwrotne; ta inherentna właściwość stanowi istotny, szybkodziałający czynnik systemu biernego bezpieczeństwa. Dla uniknięcia skutków błędów obsługi, lub niewłaściwego działania aparatury, ważniejsze układy sterowania EJ projektuje się na zasadzie „fail safe"[14].

Gdyby autorzy informacji o byle przecieku czy o błahej niesprawności EJ - ukazujących się nieraz w mass mediach - o tym wszystkim wiedzieli, z pewnością nie podnosiliby larum, jakby wkrótce EJ miała eksplodować. Elektrownia jądrowa w żadnych okolicznościach nie może wybuchnąć jak bomba atomowa, bo jest zbudowana na zupełnie innych fizycznych i technicznych zasadach. Stwierdzenie to nie powinno wszakże umniejszać znaczenia wypowiedzi admirała Rickovera na temat charakteru energii atomowej.

[13] Obudowa bezpieczeństwa jest odporna na uderzenie obiektów o skoncentrowanej masie 20 t (w przypadku samolotu rozpatruje się uderzenie jednym silnikiem; jego masa jest o wiele mniejsza niż 20 t

[14] „Fail safe" - automatyczne zabezpieczenie przed błędnym (np. wskutek niesprawności) działaniem urządzeń lub ludzi, umożliwiające zapobieganie niewłaściwemu sterowaniu procesem technologicznym

LITERATURA

[1] Safety of Nuclear Reactors; World Nuclear Association, June 2010
[2] Matzie R., A., Worrally A.: The AP1000 reactor—the nuclear renaissance option, *Nuclear Energy*, 2004, 43, No. 1, Feb., 33–45
[3] Micaelli J.-C. (IRSN/DPAM), Claude Grandjean (IRSN/DPAM), Sandrine Boutin (IRSN/DSR): IRSN Views on LOCA Acceptance Criteria, RIC Meeting, 11-13 March, 2008
[4] Brian D. Wirth! (Nuclear Engineering Department! University of California, Berkeley): Reactor Pressure Vessel Embrittlement, Engineering & Physicallybased Models, NE120 6 – 16 November 2009
[5] Chapter 2 - Design Basis Accidents, January 8, 2006; www.unene.ca
[6] Fundamentals of Power Reactors, Module One Science & Engineering Fundamentals; Atomic Energy Control Board of Canada, December 1995; http://canteach.candu.org/library/19930201.pdf
[7] Kubowski J.: O przyczynach awarii jądrowej w Czarnobylu. *Postepy Techniki Jądrowej* 1994, vol.37, z.3. 1994, http://www.paa.gov.pl/informacje/dokumenty/Image.pdf
[8] Kubowski J.: Nowoczesne elektrownie jądrowe. WNT, Warszawa 2010
[9] Karpan N. W.: Czernobyl – miest' mirnogo atoma, 2006, ss.516
[10] Haslam R. J.: RBMKs and Chernobyl-4. UK Atomic Energy Authority, 1988, RTS-R-003
[11] Nuclear Fuel Behavior Under Reactivity – Initiated Accident (RIA- Condition; State of the Art Report, Nuclear Energy Agency Organization for Economic Co – Operation and Development, NEA/CSNI/R(2010)1, 23-Apr-2010

Roman Korab, Robert Owczarek
Politechnika Śląska

Kształtowanie transgranicznych przepływów mocy z wykorzystaniem transformatorów z regulacją poprzeczną

Cross-border power flow control by using phase shifting transformers

Regulacja przepływów mocy czynnej polega na zmianie rozpływu bez zmiany sumarycznej mocy wytwarzanej. Wykorzystywana jest tutaj znana zależność określająca przepływ mocy czynnej przez pojedynczą gałąź o charakterze indukcyjnym. Ma ona następującą postać:

$$P = \frac{U_i U_j}{X} \sin \delta \qquad (1)$$

w której:
P – moc czynna wypływająca z rozpatrywanej gałęzi,
U_i, U_j – moduły napięć na początku i końcu gałęzi,
δ – kąt obciążenia (różnica argumentów napięć węzłowych na początku i końcu gałęzi, $\delta = \delta_i - \delta_j$).

Z zależności (1) wynika, że moc czynną wypływającą z rozpatrywanej gałęzi sieci można zmieniać dokonując