ZESZYTY NAUKOWE POLITECHNIKI ŚLĄSKIEJ 1995

Seria: MECHANIKA z. 121 Nr kol. 1266

Jan SKŁADZIEŃ, Janusz SKOREK, Adam FIC
Instytut Techniki Cieplnej
Politechnika Śląska

ANALIZA PRZEBIEGU AWARII TYPU LOCA W OBUDOWIE BEZPIECZEŃSTWA REAKTORA JĄDROWEGO WWER-1000

Streszczenie. Awaria typu LOCA (Loss-of-Coolant Accident) jest spowodowana rozszczelnieniem obiegu pierwotnego reaktora wodnego. W pracy przedstawiono ogólne założenia modelu matematycznego do symulacji przebiegu zjawisk w obudowie bezpieczeństwa ciśnieniowego reaktora wodnego WWER-1000. Przedstawiono przykładowe wyniki obliczeń przebiegu ciśnienia i temperatury w obudowie bezpieczeństwa podczas normalnej i zakłóconej pracy systemów obniżania nadciśnienia w obudowie.

THE ANALYSIS OF THE LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT IN THE CONTAINMENT OF THE WWER-1000 NUCLEAR REACTOR

Summary. The Loss-of-Coolant Accident (LOCA) is caused by the rupture of the primary circuit of the water nuclear reactor. The general assumptions of the mathematical model for the simulation of thermal processes within the containment of the WWER-1000 nuclear reactor are briefly described in the paper. The sample results of computations of the pressure and temperature changes within the containment of the WWER-1000 during the normal and disturbed work of the pressure suppression systems are presented.

АНАЛИЗ АВАРИИ ТИПА LOCA В СИСТЕМЕ ЛОКАЛИЗАЦИИ АВАРИИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ВВЭР-1000

Резюме. Авария типа LOCA вызвана разрывом первого контура водяного ядерного реактора. В работе представлены принципы математической модели к симуляции термических процессов в системе локализации аварии водо-водяного ядерного реактора ВВЭР-1000. В работе представлены тоже некоторые результаты вычислений давления и температуры во время нормальной и аварийной работы систем понижения давления реактора ВВЭР-1000 во времия аварии LOCA.

1. WSTĘP

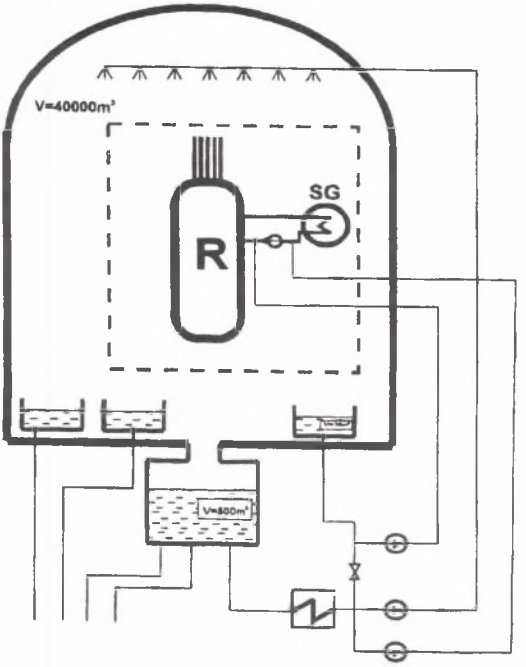
Rozwój energetyki jądrowej jest ściśle związany z problemem bezpieczeństwa eksploatacji siłowni jądrowych. Stąd też ogromny wysiłek techniczny i finansowy jest skierowany na budowę systemów zapewniających bezpieczną, bezawaryjną pracę siłowni jądrowych. Najliczniejszą grupę stanowią siłownie z reaktorami wodnymi typu PWR i BWR.

Wśród potencjalnych awarii wodnych reaktorów jądrowych najpoważniejszą (tzw. maksymalną awarią projektową MAP) jest awaria typu LOCA (Loss-of-Coolant Accident) polegająca na rozszczelnieniu obiegu pierwotnego reaktora i uwolnieniu w ciągu kilkudziesięciu sekund prawie całego chłodziwa wraz z radioaktywnymi produktami rozszczepienia i aktywacji. W celu minimalizacji skutków awarii LOCA większość reaktorów wyposażanych jest w szczelne obudowy bezpieczeństwa (ang. containment). Zadaniem obudowy bezpieczeństwa jest powstrzymanie rozprzestrzeniania się skutków awarii poza ściany obudowy, tzn. do otoczenia. Najczęściej obudowy bezpieczeństwa wyposaża się także w systemy obniżania ciśnienia w jej wnętrzu do poziomu niższego od ciśnienia atmosferycznego. Są to np. systemy zraszania, kondensatory wodne i lodowe, pułapki powietrzne itp.

Opracowanie właściwej konstrukcji obudowy bezpieczeństwa i systemów obniżania nadciśnienia wymaga między innymi danych dotyczących przebiegu zmian ciśnienia i temperatury wewnątrz obudowy podczas awarii LOCA. Ze zrozumiałych względów przebiegi te wyznacza się najczęściej na podstawie modelowania matematycznego (znacznie rzadziej za pomocą modelowania analogowego).

Do tej pory opracowano liczne modele matematyczne i programy komputerowe do symulacji awarii LOCA np. [1,2]. Również w Instytucie Techniki Cieplnej Politechniki Śląskiej opracowany został model i program komputerowy do symulacji awarii LOCA w układzie lokalizacji awarii reaktora WWER-440 [3,4]. Kod ten powstał w ramach programu realizacji elektrowni jądrowej Żarnowiec. W modelu zastosowano oryginalną nieliniową koncepcję modelowania procesów cieplnych (w przeciwieństwie do powszechnie stosowanego podejścia opartego na liniowych równaniach różniczkowych), co pozwoliło zwiększyć dokładność i zbieżność obliczeń. Opracowany model stosowano z powodzeniem do wszechstronnej analizy zjawisk zachodzących w układzie lokalizacji awarii reaktora WWER-440 podczas awarii LOCA [5,6,7].

Zaprzestanie realizacji programu budowy pierwszej polskiej elektrowni jądrowej nie oznacza prawdopodobnie rezygnacji z budowy elektrowni jądrowych w przyszłości (może nawet niezbyt odległej). Jest jednak pewne, że elektrownie te nie będą już wyposażane w reaktory typu WWER-440, lecz w znacznie nowocześniejsze jednostki typu PWR lub BWR z pełnociśnieniowymi obudowami bezpieczeństwa. Również i w tym przypadku konieczne jest prowadzenie studiów i analiz przebiegu awarii jądrowych z awarią LOCA włącznie. Do tego celu autorzy pracy zaadaptowali opracowany wcześniej model symulacji awarii LOCA w układzie lokalizacji awarii reaktora WWER-440. Program ten może być stosowany do analizy wybranych scenariuszy awarii LOCA w obudowie bezpieczeństwa reaktora PWR i BWR oraz do badania wpływu zmian parametrów pracy układów obniżania nadciśnienia na przebieg zmian ciśnienia i temperatury wewnątrz obudowy bezpieczeństwa. Przytoczone przykładowe wyniki obliczeń odnoszą się do obudowy bezpieczeństwa reaktora WWER-1000. Schemat obudowy bezpieczeństwa tego reaktora przedstawiono na rysunku 1. Rolę systemów obniżania nadciśnienia pełni w zasadzie tylko układ zraszania aktywnego oraz częściowo układ awaryjnego chłodzenia rdzenia.



Rys.1. Schemat obudowy bezpieczeństwa reaktora WWER-100
(*R - reaktor; SG - wytwornica pary*)
Fig. 1. Scheme of the containment of the WWER-1000 nuclear reactor
(*R - reactor; SG - steam generator*)

2. PODSTAWOWE ZAŁOŻENIA MODELU MATEMATYCZNEGO

Opracowany model matematyczny bazuje na założeniach modelu zaprezentowanego w pracach [3,4]. Zastosowano tu koncepcję modelu w pełni dyskretnego, tzn. ze względu na obszar i czas. Cała objętość obudowy bezpieczeństwa jest podzielona na elementy różnicowe (tzw. objętości kontrolne). Zmiany parametrów termicznych są obliczane dla każdej wydzielonej objętości kontrolnej. Podstawowe równania modelu (tzn. równania bilansu energii, równania stanu itp.) sformułowano w nieliniowej, całkowej postaci. Model uzupełnia szereg dodatkowych procedur. Wymienić tu można procedurę do obliczeń akumulacji ciepła w ścianach obudowy bezpieczeństwa, procedurę do obliczeń koncentracji wodoru, model obliczeń sprawności zraszania itp.

Zakłada się, że w każdej objętości kontrolnej może pojawić się czynnik dwufazowy: ciecz (woda) oraz gaz (powietrze, para wodna i ewentualnie wodór). Stan termodynamiczny czynników jest określony przez następujące parametry: całkowite ciśnienie gazu p_{tot}, ciśnienie składnikowe powietrza p_a, pary p_p, temperatura gazu t_g i temperatura cieczy t_w. Ilość czynników w objętości kontrolnej jest określona ilością powietrza G_a, ilością pary G_s oraz

ilością wody G_w. Pozostałe zasadnicze założenia modelu matematycznego są następujące:

- Przyjęto, że pomiędzy fazą ciekłą i gazową występuje brak równowagi termodynamicznej. Ciecz może być w stanie nasycenia ($t_w = t_s(p_{wt})$) lub może być przechłodzona ($t_w < t_s(p_{wt})$). Para może być przegrzana ($t_g > t_s(p_p)$) lub nasycona ($t_g = t_s(p_p)$). Jednocześnie zakłada się, że w obrębie każdej z faz panuje stan równowagi.
- Uwzględnia się przepływ ciepła pomiędzy fazą ciekłą i gazową oraz przepływ ciepła do ścian obudowy bezpieczeństwa (wraz z akumulacją ciepła w ścianach obudowy).
- Czynniki gazowe traktowane są jak gaz półdoskonały.
- Uwzględnia się pracę aktywnego systemu zraszania, systemów wentylacji oraz systemu awaryjnego chłodzenia rdzenia.

Odrębnym problemem jest także sposób modelowania separacji faz podczas wypływu chłodziwa z rozszczelnionego obiegu pierwotnego. Założono, że cały strumień chłodziwa rozdziela się pomiędzy fazę gazową (para) i ciekłą zgodnie z zależnością:

$$G_s = G \cdot z \ , \tag{1}$$

$$G_w = G \cdot (1 - z) \ , \tag{2}$$

gdzie:

G - całkowity strumień chłodziwa,
G_w - strumień wody ciekłej,
G_s - strumień pary.

Parametr z jest określony zależnością:

$$z = \frac{i(\tau) - i'(t_g)}{i''(t_g) - i'(t_g)} \ , \tag{3}$$

gdzie:

$i(\tau)$ - entalpia właściwa chłodziwa w chwili czasu τ,
i', i'' - entalpia właściwa cieczy i pary w stanie nasycenia dla temperatury gazu t_g w strefie wypływu chłodziwa.

Do obliczeń przepływów dwufazowych pomiędzy objętościami kontrolnymi wykorzystano powszechnie stosowane zależności [1,3]. Intensywność wymiany ciepła pomiędzy gazem a kroplami wody rozpylanej przez system zraszania wyrażono poprzez tzw. wydajność zraszania η_s:

$$\eta_s = \frac{i_1 - i_0}{i_{max} - i_0} \ , \tag{4}$$

gdzie:

i_0, i_1 - początkowa i końcowa entalpia właściwa kropli,
i_{max} - teoretycznie maksymalna entalpia właściwa kropli.

Sposób wyznaczania sprawnosci zraszania przedstawiono w pracy [8].

Do modelowania zmian parametrów termicznych w objętości kontrolnej wykorzystuje się podstawowe równania termodynamiczne: równania bilansu energii dla fazy ciekłej i gazowej,

równania bilansu substancji i równania stanu. Równania bilansu energii i substancji odnoszą się do przedziału czasu $\Delta\tau$. Równania stanu dotyczą końca przedziału czasu $\Delta\tau$. Wszystkie te równania mają nieliniową, algebraiczną postać i nie zawierają pochodnych szukanych wielkości względem czasu. Postać równań zależy od stanu czynników w rozpatrywanej objętości kontrolnej. Podstawowe równania modelu mają następującą postać:

- równanie bilansu energii fazy gazowej

$$(G_s+G_{we}-G_{sc})i_s - p_s V_g + G_a c_{va} t_g + G_{sc} i_s'(t_g) - \\ - G_{we} i_s''(t_w) - U_{gl} - \Delta I_g - \Delta Q_g = 0 \ , \tag{5}$$

- równanie bilansu energii fazy ciekłej

$$\delta_1 \left[(G_w - G_{we} + G_{sc}) c_w t_w - G_{sc} i_s'(t_g) + G_{we} i_s''(t_w) - U_{wl} - \Delta I_w - \Delta Q_w \right] = 0 \ , \tag{6}$$

- równanie wyrażające sumę objętości czynników w objętości kontrolnej

$$v_w (G_w - G_{we} + G_{sc}) + v_s (G_s + G_{we} - G_{sc}) - V_{ion} = 0 \ , \tag{7}$$

gdzie:

i - entalpia właściwa,
G_{we}, G_{sc} - ilość wody odparowującej i kondensującej w przedziale czasu $\Delta\tau$,
U_{gl}, U_{wl} - energia wewnętrzna gazu i cieczy na początku przedziału czasu $\Delta\tau$,
v_w, v_s - objętość właściwa wody i pary wodnej,
ΔI, ΔQ - suma strumieni entalpii i ciepła dopływającego do objętości kontrolnej (dotyczy fazy gazowej i ciekłej),
$\delta_1 = 0$ lub 1.

Do modelowania nieustalonego pola temperatury w ścianach obudowy bezpieczeństwa zastosowano numeryczną metodę bilansów elementarnych z wykorzystaniem jawnego schematu całkowania wzdłuż czasu.

Niewiadome wielkości (w danej objętości kontrolnej i w danej chwili czasu) wyznacza się w następujący sposób. Na początku oblicza się wszelkie strumienie masy i energii dla danej objętości kontrolnej (wyciek chłodziwa, przepływy przez otwory łączące objętości kontrolne, strumienie ciepła itd.). Następnie oblicza się energię wewnętrzną cieczy i gazu i formułuje nieliniowe równania modelu matematycznego. Ostatecznie wszystkie szukane wielkości wyznacza się w wyniku rozwiązania układu równań nieliniowych. Do tego celu zastosowano metodę Newtona-Raphsona. Założoną dokładność obliczeń uzyskuje się stosując procedurę iteracyjną. Całą przedstawioną procedurę obliczeniową powtarza się dla każdej objętości kontrolnej i dla każdego kroku czasu $\Delta\tau$.

3. ANALIZA LOCA W OBUDOWIE BEZPIECZEŃSTWA REAKTORA WWER-1000

Opracowany model matematyczny i program komputerowy zostały wykorzystane do analizy przebiegu awarii LOCA w pełnociśnieniowej obudowie bezpieczeństwa reaktora WWER-1000. Zasadniczo tego typu obudowy są konstrukcyjnie prostsze aniżeli obudowy reaktorów wrzących BWR czy reaktorów wodnych ciśnieniowych typu WWER-440. Obudowa bezpieczeństwa reaktora WWER-1000 nie jest wyposażona w bierne systemy obniżania nadciśnienia, jak na przykład kondensatory wodne czy pułapki powietrzne. Główną

rolę w procesie obniżania nadciśnienia w obudowie pełni tu system zraszania aktywnego. Reaktor WWER-1000 jest także wyposażony w system poawaryjnego chłodzenia rdzenia.

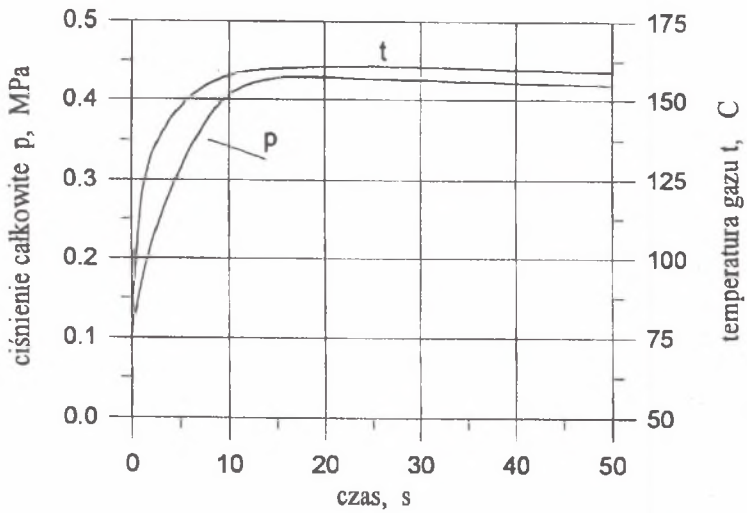
Obliczenia przeprowadzono dzieląc przestrzeń obudowy bezpieczeństwa na dwie objętości kontrolne: 1) - pomieszczenie reaktora i wytwornic pary (18980 m^3), 2) - przestrzeń obudowy bezpieczeństwa (40870 m^3).

Przebieg zmian ciśnienia i temperatury w obudowie bezpieczeństwa zależy zasadniczo od dwóch parametrów ruchowych: wydajności zraszania aktywnego G_s i wydajności awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora G_r. Przebieg ciśnienia całkowitego p_{tot} i temperatury t wewnątrz obudowy bezpieczeństwa (pierwsze 50 sekund awarii LOCA) dla nominalnych wartości wydajności G_s=190kg/s i G_r=220kg/s przedstawiono na rysunku 2. Maksymalne ciśnienie w obudowie nie przekracza 0.43 MPa i występuje po około 15 sekundach awarii. Następnie ciśnienie w obudowie obniża się stosunkowo powoli i spada poniżej poziomu ciśnienia atmosferycznego po około 4 godzinach od momentu wystąpienia awarii.

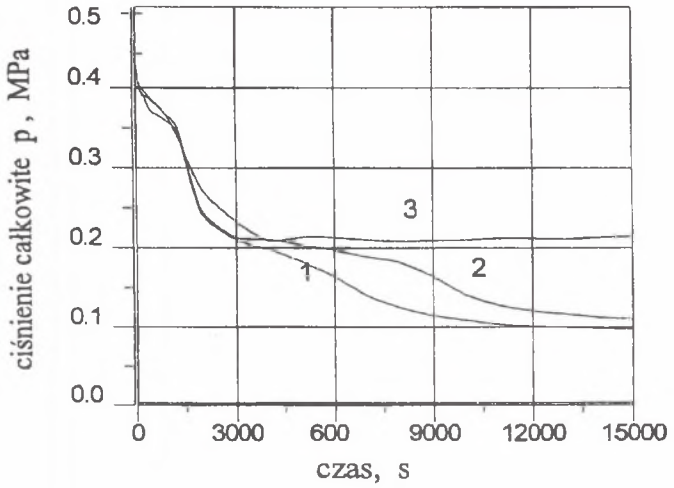
W dalszej kolejności rozpatrzono również przypadki wystąpienia niesprawności w układach zraszania i chłodzenia rdzenia. Przeanalizowano 3 następujące przypadki:

1. System pracuje normalnie: G_s=190 kg/s, G_r=220 kg/s.
2. Nie pracuje system awaryjnego chłodzenia rdzenia: G_s=190 kg/s, G_r= 0 kg/s.
3. System zraszania pracuje z wydajnością 50%: G_s= 95 kg/s, G_r=220 kg/s.

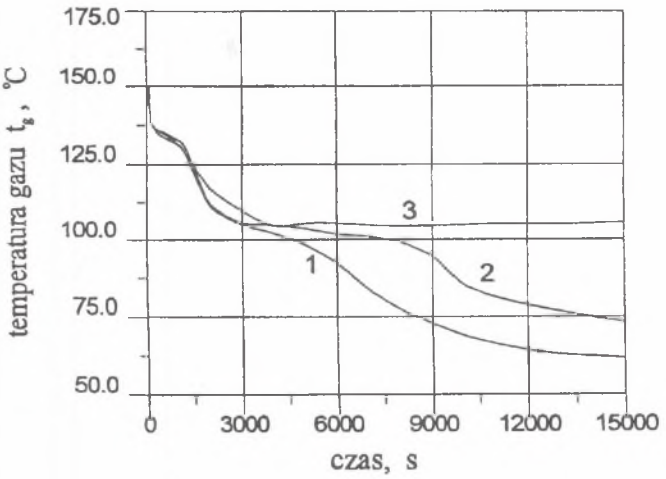
Wyniki obliczeń zmian ciśnienia i temperatury przedstawiono na rysunkach 3 i 4. Z rysunków wynika, że awarie systemów zraszania czy chłodzenia rdzenia nie mają znaczącego wpływu na wartości maksymalnego ciśnienia i temperatury w obudowie. Wydłuża się jednak wyraźnie czas obniżania nadciśnienia. Jest to szczególnie widoczne w przypadku 3, tzn. gdy system zraszania pracuje z dwukrotnie mniejszą wydajnością.



Rys.2. Przebieg ciśnienia i temperatury w obudowie bezpieczeństwa
Fig.2. Changes of the pressure and temperature within the containment



Rys.3. Przebieg ciśnienia w obudowie dla różnych scenariuszy awarii LOCA
Fig.3. Changes of the pressure in the containment for different LOCA scenarios



Rys.4. Przebieg temperatury w obudowie dla różnych scenariuszy awarii LOCA
Fig.4. Changes of the temperature in the containment for different LOCA scenarios

4. WNIOSKI

Opracowany model matematyczny i program komputerowy do symulacji awarii LOCA umożliwia przeprowadzenie analizy zmian parametrów termodynamicznych w obudowach bezpieczeństwa wodnych reaktorów jądrowych typu PWR i BWR. Dzięki modelowi możliwa jest analiza dowolnych scenariuszy awarii siłowni jądrowej uwzględniających między innymi niesprawności różnych elementów i systemów instalowanych w obudowach bezpieczeństwa reaktorów jądrowych.

Zastosowana metoda modelowania zjawisk termicznych umożliwia uzyskanie stosunkowo dużej dokładności obliczeń bez konieczności nadmiernego zmniejszania kroku całkowania podług czasu. Dokładność modelu sprawdzono przez porównanie z wynikami obliczeń uzyskiwanymi za pomocą innych kodów (na przykład słowackim programem do modelowania awarii LOCA w obudowie bezpieczeństwa reaktora WWER-1000). Uzyskana duża zgodność wyników obliczeń pozwala stwierdzić, że opracowany model jest dokładnym i efektywnym narzędziem analizy awarii LOCA w obudowach bezpieczeństwa reaktorów PWR i BWR.

LITERATURA

[1] Brosch E.D.: ZOCO-V- a computer code for the calculations of time and space dependent pressure distribution in reactor containments. Nuclear Eng. and Design 23, 1982, s. 239.

[2] Wheet L.L., Wagner R.J., Niederauer G.F., Obenchain C.F.: Contempt-LT-a computer program for predicting containment pressure-temperature response to Loss-of-Coolant Accident. Idaho, National Engineering Laboratory 1975.

[3] Fic A., Składzień J., Skorek J., Kulig M.: HEPMOD1-a computer code for the thermal and hydraulic analysis of the WWER-440 containment system: code status and development. Materiały Konferencji "Nuclear Safety Analysis", Berlin 1989.

[4] Fic A., Skorek J.: Mathematical model of transient thermal and flow processes in containment of a PWR nuclear reactor, Archiwum Energetyki 1-2/94, s. 19.

[5] Fic A., Skorek J.: Analysis of work of pressure suppression system of the containment of a WWER-440 nuclear reactor. Archiwum Energetyki 3-4/94, s.159.

[6] Fic A., Składzień J., Skorek J.: The Influence of Ventilation Systems of the Accident Localization System of the WWER-440 Nuclear Reactor. Materiały Międzynarodowej Konferencji "ENSEC", Kraków 1993, s. 917.

[7] Fic A., Składzień J., Skorek J.: Obliczenia koncentracji wodoru w układzie lokalizacji awarii siłowni jądrowej podczas awarii typu LOCA. Zeszyty Naukowe Politechniki Śląskiej, Mechanika 103, Gliwice 1991, s. 61.

[8] Fic A., Składzień J., Skorek J.: Określenie wpływu rozdrobnienia kropel wody w układzie zraszania na przebieg parametrów termicznych w układzie lokalizacji awarii reaktora jądrowego. Zeszyty Naukowe Politechniki Śląskiej, Mechanika 107, Gliwice 1992, s. 127.

Recenzent: prof. dr inż. Jan Szargut

Wpłynęło do Redakcji w grudniu 1994 r.