

Adam FIC, Jan SKŁADZIEN, Janusz SKOREK

Instytut Techniki Ciepłej, Politechnika Śląska

Jan SZCZUREK

Instytut Energii Atomowej w Świerku k. Warszawy

ANALIZA TERMODYNAMICZNA PRZEBIEGU AWARII ROZSZCZELNIENIOWEJ W UKŁADZIE Z REAKTOREM WODNYM CIŚNIENIOWYM

Streszczenie. W pracy przedstawiono układ lokalizacji awarii zainstalowany w obudowie bezpieczeństwa reaktora WWER-440. Dla układu takiego w latach ubiegłych w ITC Pol. Śl. opracowano kompleksowy, obliczeniowy, model termodynamiczno-matematyczny o charakterze różnicowym. Model ten został opisany w sposób skrótowy, a następnie przedstawiono wyniki przykładowych obliczeń, których głównym celem było wyznaczenie czasowej zmienności parametrów termicznych w wybranych punktach wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, po wystąpieniu rozszczelnienia obiegu pierwotnego. Obliczenia wykonano dla różnych wartości strumienia chłodziwa wydostającego się z obiegu pierwotnego do budynku reaktora WWER-440 po powstaniu awarii rozszczelnieniowej i przy istnieniu tzw. wieży lokalizacji awarii.

THERMODYNAMIC ANALYSIS OF THE LOSS OF COOLANT ACCIDENT COURSE IN THE SYSTEM WITH PRESSURIZED WATER NUCLEAR REACTOR

Summary. The operation of the pressure suppression system of the containment of a WWER-440 nuclear reactor is analyzed in the paper. For such a system mathematical model and computer code has been worked out at the Institute of Thermal Technology of the Silesian Technical University. This model is described in the paper in shortened form and then there are presented the results of initial exemplary numerical calculations. The main scope of these calculations is determining of time variability of some thermal parameters in some points inside the reactor containment after the loss-of-coolant accident for different streams of leaking reactor coolant. The calculations were performed for different values of the reactor coolant stream flowing out from the primary circuit to the internal space of the containment of the WWER-440 reactor after the rupture of this circuit.

1. Wstęp

W roku 1957 na Wydziale Mechaniczno-Energetycznym Politechniki Śląskiej, z inicjatywy Stanisława Ochęduszki, powołana została specjalność energetyka jądrowa i rozpoczęto kształcenie w zakresie inżynierii oraz energetyki jądrowej, przy czym specjalność tę prowadzono w Katedrze Teorii Maszyn Ciepłych. Politechnika Śląska była w tym czasie jedną z dwóch Uczelni w Polsce, obok Politechniki Warszawskiej, w której istniała tego typu specjalność dydaktyczna na studiach technicznych. W roku 1969 Katedra Teorii Maszyn Ciepłych weszła w skład Katedry Podstaw Techniki Ciepłej, a następnie Instytutu Techniki Ciepłej, gdzie pod kierunkiem prof. Jana Szarguta przez ponad 20 lat miało miejsce kontynuowanie specjalności, a następnie specjalizacji związanej z energetyką jądrową. Równocześnie z prowadzeniem działalności dydaktycznej dotyczącej inżynierii i energetyki jądrowej pojawiały się prace naukowo-badawcze pracowników Wydziału Mechanicznego Energetycznego dotyczące tej dziedziny techniki. Początkowo były to głównie badania związane z fizyką reaktorową, następnie z modelowaniem matematycznym procesów w osłonach reaktorów jądrowych i modelowaniem pól temperatury w wybranych elementach obiegu pierwotnego reaktora, w ostatnim okresie zaś zajmowano się głównie analizą matematyczno-termodynamiczną przebiegu awarii typu LOCA (Loss Of Coolant Accident), tj. awarii rozszczelnieniowej, w układach z reaktorami wodnymi ciśnieniowymi PWR, a zwłaszcza z ich wersją WWER. Jest to typ reaktorów ciśnieniowych, lekkowodnych, popularnych w Europie środkowej i wschodniej. Celem rozważań i obliczeń, w ostatniej z wymienionych problematyce prac, jest określenie przebiegu zmienności charakterystycznych parametrów termodynamicznych, w tym głównie ciśnienia i temperatury, w określonych miejscach wewnątrz budynku reaktorowego i ewentualnie budynku tzw. układu lokalizacji awarii, po rozszczelnieniu obiegu pierwotnego i wyływie z niego do wymienionych pomieszczeń chłodziwa reaktorowego. Na przebieg takiej awarii, oprócz charakteru samego rozszczelnienia i związanej z tym wielkości strumienia wypływającego chłodziwa, ma wpływ szereg dodatkowych czynników, jak np. oddziaływanie ciepłe ścian i elementów wewnątrz obudowy, efektywność działania układu lokalizacji awarii oraz czynnych i biernych układów zabezpieczających, jak też innych systemów ograniczania skutków awarii, np. systemów zraszania, kondensatorów wodnych lub systemów wentylacyjnych. Obecnie badania modelowe tego typu zjawisk są kontynuowane w Instytucie Techniki Ciepłej Politechniki Śląskiej we współpracy z Instytutem Energii Atomowej w Świerku.

Przez długi czas w historii energetyki jądrowej panowała opinia, że szczególną uwagę należy zwracać w rozważaniach studialno-modelowych na przebieg tzw. maksymalnej hipotetycznej awarii, tj. awarii polegającej na rozerwaniu głównego rurociągu reaktor - wytwornica pary i gwałtownym wypływie dużego strumienia chłodziwa do budynku reaktorowego. Prawdopodobieństwo takiej awarii jest niezwykle małe, zdecydowanie bardziej prawdopodobne są natomiast rozszczelnienia powodujące wypływ mniejszych ilości czynnika chłodzącego. Z tego względu istotne są też badania przebiegu tego typu zdarzeń oraz ich skutków. Z tym właśnie przypadkiem związana jest analiza, której wybrane wstępne rezultaty przedstawiono w niniejszej pracy.

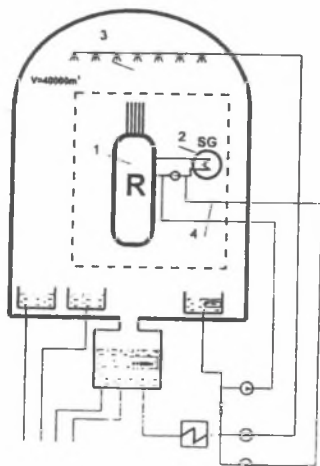
2. Zagadnienia bezpieczeństwa w energetyce jądrowej

Każda działalność ludzka wiąże się ze stwarzaniem dodatkowych zagrożeń. Wyraźnie widoczne jest to w procesach przetwarzania energii, a zwłaszcza w energetyce. Rozwinięty sektor energetyczny jest oczywiście podstawą istnienia kraju rozwiniętego, tym niemniej każda forma energetyki powoduje powstawanie określonych skutków. Jednym z mierników szkodliwego oddziaływania obiektów energetyki jest liczba statystycznych zgonów związana z wyprodukowaniem określonej ilości energii - zwykle punktem odniesienia jest 1 GW.a, tj. ilość energii elektrycznej wyprodukowanej przez elektrownię o mocy 1000 MW pracującą w sposób nieprzerwany przez 1 rok. Dane statystyczne mają charakter skumulowany i w przypadku energetyki węglowej obejmują wszystkie zgony wynikające z wypadków lub przedwczesnych zgonów, wywołanych np. zatruciem środowiska, od momentu rozpoczęcia budowy kopalni pracującej na potrzeby elektrowni i samej elektrowni, aż do chwili zneutralizowania substancji szkodliwych odprowadzonych przez elektrownię do środowiska. W literaturze można spotkać dane dotyczące tak wyrażonych skutków zdrowotnych wytwarzania energii elektrycznej w różnych systemach energetycznych o nieco różniącej się nieraz postaci [1+3]. Panuje jednak zgodna opinia, że najbardziej przyjaznymi obiektami energetycznymi z punktu widzenia podanego wskaźnika są układy energetyczne gazowe oraz elektrownie jądrowe z reaktorami wodnymi ciśnieniowymi. Wg danych zawartych w [2] np. liczba zgonów w energetyce opartej na gazie ziemnym wynosi do 1 (GW.a)-1, w przypadku energetyki jądrowej wykorzystującej reaktory wodne ok. 1+2 (GW.a)-1, podczas gdy dla energetyki węglowej dochodzi do 300 (GW.a)-1 w przypadku starszych elektrowni oraz do ok.

wskaźnik przyjmuje wartości pośrednie, przy czym stosunkowo duży jest on dla energetyki słonecznej, co tylko pozornie jest dziwne. W przypadku elektrowni jądrowych dane statystyczne dotyczą obiektów z reaktorami moderowanymi i chłodzonymi wodą. Zupełnie inny charakter mają reaktory wodno-grafitowe, które zainstalowane są np. w elektrowni Czarnobyl. Reaktory te pierwotnie powstały w celu wytwarzania plutonu przeznaczonego do zastosowań militarnych i oprócz krajów byłego ZSRR nigdzie na świecie nie są wykorzystywane w instalacjach energetycznych. Katastrofa czarnobylska miała wiele różnorodnych i dość oczywistych przyczyn, zdania na temat jej skutków końcowych są jednak podzielone [4].

W przypadku bloków energetycznych z reaktorami jądrowymi należy rozróżniać oddziaływania na otoczenie występujące w czasie normalnej pracy oraz zagrożenia pojawiające się w stanach awaryjnych. Aby zapobiec skutkom takich zagrożeń, reaktor jądrowy wraz z towarzyszącymi mu obiektami jest sytuowany w odpowiednio zaprojektowanym budynku, a ponadto istnieją zespoły urządzeń o charakterze biernym oraz czynnym do chłodzenia rdzenia reaktora, jak też wnętrza budynku reaktorowego w sytuacjach awaryjnych. Budynek ten, o postaci obudowy bezpieczeństwa reaktora jądrowego, powinien m. in. stanowić barierę zabezpieczającą przed wydostawaniem się do otoczenia izotopów promieniotwórczych, w tym głównie silnie promieniotwórczych produktów rozszczepienia. W szczególności warunek ten powinien być spełniony w przypadku wystąpienia wspomnianej awarii typu LOCA. W efekcie takiej awarii z rurociągu obiegu pierwotnego wypływa do wnętrza obudowy bezpieczeństwa chłodziwo z pewną ilością radioaktywnych produktów rozszczepienia i aktywacji. W wyniku tego wnętrza budynku reaktorowego zostaje wypełnione mieszaniną powietrza, pary wodnej, wody, izotopów radioaktywnych oraz wodoru z rozkładu pewnej ilości H_2O . Obudowa bezpieczeństwa powinna być tak zaprojektowana, aby jej ściany nie uległy uszkodzeniu pomimo wzrostu ciśnienia oraz temperatury, a ponadto powinny zaistnieć warunki do szybkiego obniżenia tych parametrów oraz do rekombinacji wodoru. Dodatkowo układy wentylacji i oczyszczania atmosfery powinny usuwać z wnętrza obudowy izotopy promieniotwórcze.

Klasyczna, pełna obudowa bezpieczeństwa bloku z reaktorem wodnym ciśnieniowym PWR pokazana jest na rys. 1. Budynek reaktorowy tego typu spełnia bardzo wyrafinowane wymagania, np. powinien wytrzymać upadek samolotu z dużej wysokości. Równocześnie w budynku takim może nastąpić wzrost ciśnienia do ok. 0,45 MPa, wewnątrz zaś znajdują się aktywne systemy zraszania obudowy bezpieczeństwa. Tego typu obudowy posiadają również reaktory WWER-1000, podczas gdy reaktory WWER-440 instalowane są w budynkach z tzw. systemem lokalizacji awarii.



Rys. 1. Schemat obudowy bezpieczeństwa reaktora WWER-1000:

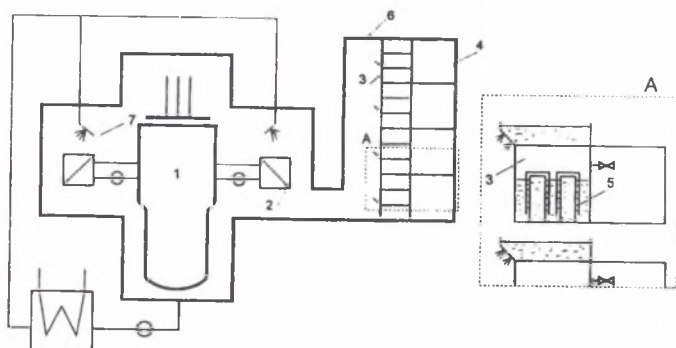
1 - reaktor, 2 - wytwornica pary, 3 - urządzenia zraszania aktywnego, 4 - układ awaryjnego chłodzenia rdzenia

Fig. 1. Scheme of the containment of the WWER-1000 nuclear reactor:

1 - reactor, 2 - steam generator, 3 - spraying system, 4 - auxiliary cooling system of the reactor core

Obudowa reaktora WWER-440 z systemem lokalizacji awarii pokazana jest na rys. 2. Oprócz elementów obiegu pierwotnego umieszczonych w specjalnych pomieszczeniach obudowy istnieje tzw. wieża lokalizacji awarii z usytuowanymi jedna nad drugą półkami wodnymi. Pojedynczą półkę stanowi komora wypełniona roztworem wody i kwasu borowego oraz połączona z wnętrzem obudowy zamknięciem syfonowym. Ponadto półki wodne połączone są zaworami zwrotnymi z tzw. pułapkami powietrznymi. Zawory zwrotne umożliwiają przepływ mieszaniny powietrzno-parowej tylko w kierunku od półek wodnych do pułapek powietrznych. W pierwszej fazie awarii typu LOCA następuje gwałtowny wzrost ciśnienia w strefie wypływu chłodziwa. Mieszanina powietrza i pary wodnej przepływa przez zamknięcie syfonowe do wnętrza półek wodnych, przy czym następuje prawie całkowita kondensacja pary wodnej w wodzie wypełniającej półki. Część mieszaniny gazowej wpływa do pułapek powietrznych i z czasem następuje wyrównanie się ciśnienia w strefach systemu lokalizacji awarii. W pewnym momencie, w wyniku odmiennej w różnych strefach intensywności przepływu ciepła do ścian obudowy, ciśnienie w pomieszczeniach w rejonie obiegu pierwotnego staje się nieznacznie niższe od ciśnienia wewnątrz półek wodnych. Woda z półek zaczyna być wysysana na zewnątrz, sływa do odpowiednich zbieraczy wody i rozpyla się w pomieszczeniach wieży lokalizacji awarii. Oprócz tego pomieszczenia wytwornic pary spryskiwane są wodą rozpylaną przez układ zraszania aktywnego. W wyniku tych wszystkich procesów na-

stępuje kondensacja pary wodnej i szybki spadek ciśnienia w budynku reaktorowym, nawet poniżej ciśnienia otoczenia. Tak złożona postać obudowy bezpieczeństwa z systemem lokalizacji awarii wynika stąd, że maksymalna wartość ciśnienia wewnątrz budynku reaktorowego nie powinna tu przekroczyć 0,245 MPa.



Rys. 2. Schemat obudowy bezpieczeństwa reaktora WWR-440:

1 - reaktor, 2 - wytornica pary, 3 - kondensator wodny, 4 - pułapka powietrzna, 5 - zamknięcie syfona

Fig. 2. Scheme of the containment of the WWR-440 nuclear reactor:

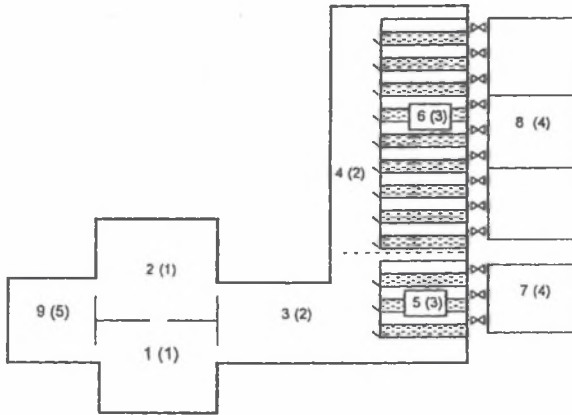
1 - reactor, 2 - steam generator, 3 - water condenser, 4 - air trap, 5 - siphon closure, 6 - tower, 7 - active spraying system

3. Modelowanie przebiegu parametrów termodynamicznych w budynku reaktorowym po awarii typu loca

Podstawowe znaczenie z punktu widzenia środowiska otaczającego elektrownię jądrową mają zmiany ciśnienia i temperatury wewnątrz obudowy bezpieczeństwa. Przebieg zmienności tych parametrów może być określony jedynie za pomocą badań modelowych. W niniejszej pracy posłużono się modelowaniem matematycznym wykorzystującym równania bilansu energii dla poszczególnych stref układu utworzonego przez obudowę bezpieczeństwa wraz z wieżą lokalizacji awarii. Przykładowy podział rozpatrywanego obszaru na strefy pokazany jest na rys. 3. Strefy połączone są ze sobą w określony, zadany sposób. Podział na strefy powinien odpowiadać rzeczywistemu podziałowi wnętrza budynku reaktorowego wraz z wieżą lokalizacji awarii na wydzielone objętości. W każdej strefie uwzględnia się występowanie fazy ciekłej (woda) oraz gazowej (powietrze, para wodna, wodór). Stan termiczny poszcze-

gólnych stref określają następujące parametry: ilość powietrza, pary wodnej, wodoru oraz wody, ciśnienie całkowite, ciśnienie składnikowe powietrza, pary wodnej oraz wodoru, jak też temperatura fazy gazowej oraz wody. Parametry te związane są równaniami bilansu substancji i energii oraz termicznymi i kalorycznymi równaniami stanu. Przyjęto, że w obrębie każdej z faz występuje stan równowagi termodynamicznej, nie ma natomiast stanu równowagi międzyfazowej. Założono również, że odparowanie cieczy następuje po osiągnięciu temperatury nasycenia dla całkowitego ciśnienia gazu, kondensacja pary zaczyna się zaś po osiągnięciu temperatury nasycenia odpowiadającej ciśnieniu składnikowemu pary wodnej w danej strefie. Woda może więc występować w stanie przechłodzenia lub w warunkach nasycenia, faza gazowa natomiast może zawierać parę przegrzaną, bądź też parę wodną w stanie nasycenia. W każdej strefie ma miejsce zatem jeden z sześciu możliwych stanów: brak wody + para przegrzana, śladowa ilość wody + para nasycona, woda przechłodzona + para nasycona, woda przechłodzona + para przegrzana, woda nasycona + para przegrzana, woda nasycona + para nasycona. Pomędzy poszczególnymi strefami mogą występować przepływy czynników otworami o różnej postaci, tj. np. otworami o stałym przekroju, otworami o przekroju zależnym od ciśnienia, zaworami zwrotnymi lub syfonami. Szczególny przypadek stanowi przepływ mieszaniny gazowo-parowej przez zamknięcie wodne, zdeterminowany różnicą ciśnienia pomiędzy strefami połączonymi tym zamknięciem pomniejszoną o ciśnienie hydrostatyczne słupa wody w zamknięciu syfonowym. W przypadku wstecznego wypierania wody z półek przyjęto, że woda ta zbiera się w odpowiednich zbieraczach. Model zraszania przestrzeni w wieży lokalizacji awarii wodą ze zbieraczy jest analogiczny do modelu zraszania aktywnego. Wymianę ciepła pomiędzy fazą gazową i opadającymi kroplami charakteryzuje tzw. sprawność zraszania będąca stosunkiem ilości ciepła oddawanego kroplom przez gaz w warunkach rzeczywistych i w przypadku granicznym. Oprócz tego przyjmuje się, że nadmiar wody przelewa się ze zbieraczy i przedostaje się do fazy wodnej szybu wieży lokalizacji awarii bez zmiany swojej energii wewnętrznej. Model zjawisk ciepło-przepływowych w układzie lokalizacji awarii uwzględnia również, wspomnianą uprzednio, akumulację ciepła w ścianach. W tym celu zastosowano różnicowy model przewodzenia ciepła w tych ścianach, przy uwzględnieniu zmienności współczynnika wnikania ciepła. W każdej strefie rozpatruje się wymianę ciepła pomiędzy fazą ciekłą i gazową, pomija się natomiast dyfuzyjną wymianę masy między tymi fazami. Zastosowany model obliczeniowy, powstały w latach ubiegłych w Instytucie Techniki Ciepłej Politechniki Śląskiej, nie obejmuje procesów zachodzących w rdzeniu reaktora i w pozostałych elementach obiegu pierwotnego. Zakłada się natomiast, że

znane są w funkcji czasu: natężenie wypływu i stan termodynamiczny chłodziwa wydostającego się z rozszczelnionego rurociągu.



Rys. 3. Stosowany podział obudowy bezpieczeństwa reaktora WWER-440 na 9 i 5 (w nawiasach) stref obliczeniowych

Fig. 3. The used scheme of nodalization of the WWER-440 containment system on 9 and 5 (in brackets) control volumes

Jak już wspomniano, podstawą modelu opracowanego w ITC Pol. Śl. jest układ równań bilansowych. Równania te sporządza się dla poszczególnych stref po przyjęciu określonych kroków czasowych. Równania te mają, co oczywiste, postać zależną od stanu wody i pary wodnej w strefach. Równocześnie równania bilansowe powinny być rozpatrywane łącznie z zależnościami określającymi relacje pomiędzy termicznymi i kalorycznymi parametrami stanu. Z uwagi na silnie nieustalony charakter procesu bardzo istotne jest powiązanie sposobu rozwiązywania równań bilansowych, stanu oraz przepływowych z czasem trwania rozpatrywanych interwałów czasowych. Dokładniejszy opis wykorzystywanych formuł obliczeniowych oraz sposobów postępowania przy rozwiązywaniu kolejnych złożonych układów równań, jak też analizę wpływu efektów dodatkowych uwzględnionych w modelu przedstawiono w pracach [5-14].

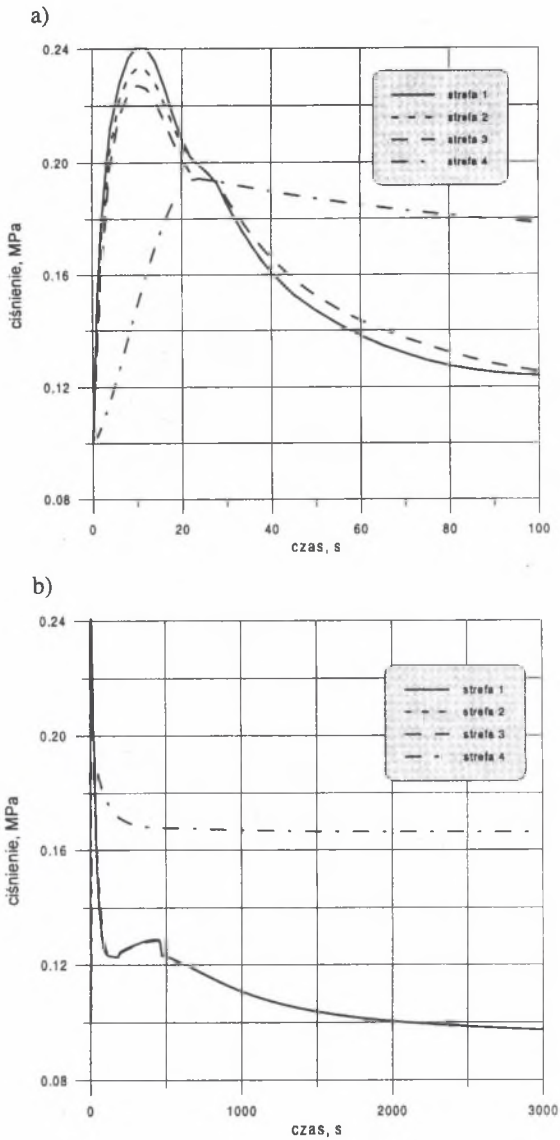
4. Wyniki przykładowych obliczeń i wnioski

Prezentowane w pracy przykładowe obliczenia przebiegów ciśnienia i temperatury podczas awarii LOCA wykonano dla układu lokalizacji awarii (ULA) reaktora WWER-400, zakładając, że wszystkie jego systemy działają poprawnie. W obliczeniach przyjęto wariantowo, że następuje obustronny wpływ chłodziwa z rozerwanego rurociągu głównego obiegu pierwotnego do boksów wytwornic pary (wariant podstawowy), a także wpływ o strumieniu o 25% i 50% niższym, co może nastąpić np. w wyniku niepełnego rozerwania rurociągu lub rozerwania rurociągu o mniejszej średnicy.

Obliczenia wykonywano zakładając podział przestrzeni ULA na dziewięć oraz na pięć stref (w nawiasach na rys. 3.). W przypadku poprawnie działających systemów znajdujących się w wieży lokalizacji awarii podział na pięć stref okazał się w zupełności wystarczający. Otrzymane rezultaty obliczeń przy założeniu pięciu i dziewięciu stref okazały się bardzo zbliżone. Dlatego zaprezentowane dalej wyniki obliczeń dotyczyć będą przypadku podziału ULA na pięć stref, gdzie:

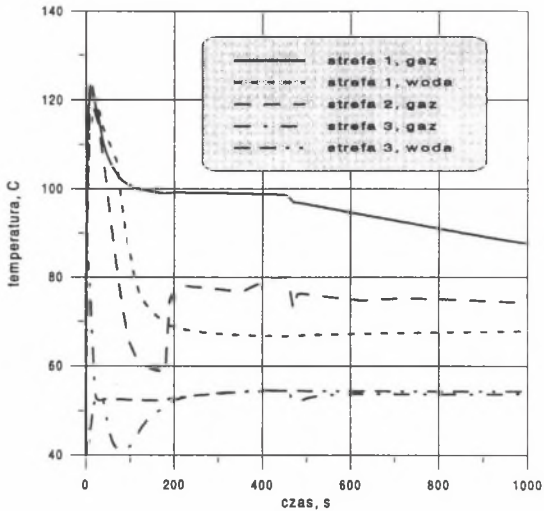
- strefa 1 - boksy wytwornic pary,
- strefa 2 - szyby wieży lokalizacji awarii,
- strefa 3 - półki wodne,
- strefa 4 - pułapki powietrzne,
- strefa 5 - pomieszczenia reaktora.

Jak już wspomniano, podstawowe obliczenia wykonano zakładając obustronny wpływ chłodziwa przez rozerwany rurociąg główny obiegu pierwotnego oraz poprawnie działające wszystkie systemy ULA. W obliczeniach uwzględniono akumulację ciepła w ścianach zewnętrznych i wewnętrznych ULA, przepływ ciepła pomiędzy fazą ciekłą i gazową, generację ciepła powyłaczeniowego, funkcjonowanie układu awaryjnego chłodzenia rdzenia, a także czynnego i biernego systemu zraszania atmosfery obudowy bezpieczeństwa. Zakłada się, że system zraszania aktywnego zaczyna pracę 70 s po wystąpieniu awarii i powoduje zraszanie boksów wytwornic pary. Zraszanie bierne następuje w szybie wieży lokalizacji awarii i ma miejsce, jeżeli w wyniku niższego ciśnienia w wieży niż na półkach wodnych nastąpi wysysanie wody z półek do specjalnych zbieraczy wody. Kropelki wody wypływają wtedy z tych zbieraczy przez perforacje w ich ściankach i zraszają atmosferę szybu wieży lokalizacji awarii.



Rys. 4. Zmiany ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa reaktora WWER-440 w wariantcie podstawowym w początkowej fazie awarii (a) i w całym analizowanym czasie (b)

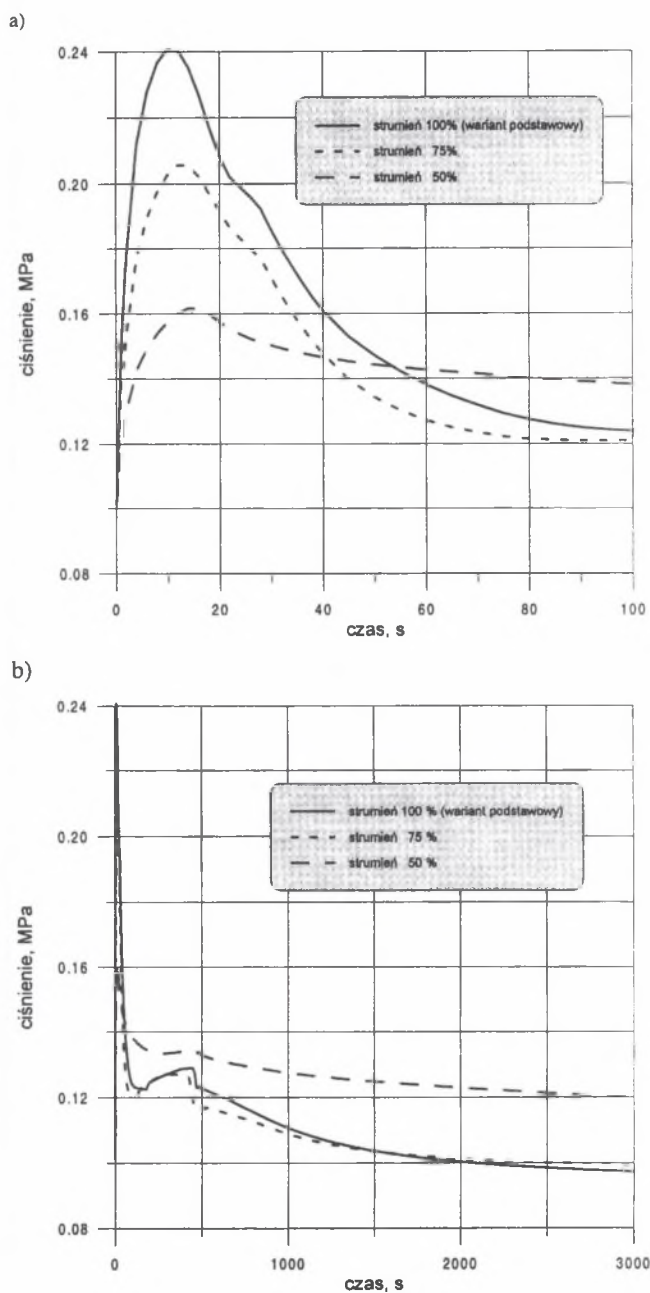
Fig. 4. Changes of the pressure in the containment of the WWER-440 reactor in the basic variant at the beginning of the process (a) and in all taken into account period of time (b)



Rys. 5. Zmiany temperatury gazu i wody w wariancie podstawowym w różnych strefach
 Fig. 5. Changes of the temperature of gas and water in various of control volumes

Uzyskane przebiegi ciśnienia i temperatury w różnych strefach pokazano na rys. 4 i 5. Ciśnienie w strefach rośnie do wartości maksymalnej, a następnie na ogół spada, nawet poniżej ciśnienia atmosferycznego (z wyjątkiem pułapek powietrznych). Maksymalne ciśnienie występuje w strefie 1 po około 12 s, wynosi ono około 0.24 MPa i jest niższe od ciśnienia dopuszczalnego.

Na początku awarii temperatura w boksach wytwornic pary (rys. 5.), pomieszczeniu reaktora i w szybie wieży lokalizacji awarii (strefy 1, 2 i 5) jest wyższa od temperatury na półkach wodnych (strefa 3). Bardziej intensywne wówczas przekazywanie ciepła do ścian powoduje, że ciśnienie w wieży lokalizacji awarii staje się dość szybko niższe od ciśnienia wewnątrz półek wodnych. Następuje wówczas wspomniane wyżej wysysanie wody z półek do zbieraczy wody i w efekcie zraszanie bierne. W rozpatrywanym przypadku zaczyna się ono 28 s po rozpoczęciu awarii. Wspólnie z rozpoczynającym się w 70 s zraszaniem aktywnym intensyfikuje to spadek ciśnienia w ULA (z wyjątkiem pułapek powietrznych, naturalnie). Zraszanie pasywne kończy się po około 180 s awarii. Wówczas następuje przejściowy okres ponownego wzrostu ciśnienia w ULA. Wynika to także z intensyfikacji wypływu chłodziwa z rozerwanego rurociągu, co związane jest z uruchomieniem układów awaryjnego chłodzenia rdzenia oraz z intensywnej generacji ciepła powyłączeniowego. Po 450 s od rozpoczęcia awarii ciśnienie zaczyna ponownie spadać, a po około 30 min staje się ono niższe od



Rys. 6. Zmiany ciśnienia w boksach wytwornic pary dla różnych rozszczelnień obiegu pierwotnego w początkowej fazie awarii (a) i w całym analizowanym czasie (b)

Fig. 6. Changes of pressure in steam generator compartment for various stream flow out from rupture primary circuit at the beginning of the process (a) and in all taken into account period of time (b)

ciśnienia atmosferycznego. Uwalnianie radionuklidów z obudowy do otoczenia staje się wówczas niemożliwe. System lokalizacji skutków najpoważniejszej awarii rozszczelnionej bloków z reaktorami WWER-440 serii 213, polegającej na rozerwaniu rurociągu główne- go obiegu pierwotnego i obustronnym wypływie zeń chłodziwa, jest więc bardzo skuteczny.

Na rys. 6 zamieszczono otrzymane przebiegi ciśnienia w boksach wytwornic pary otrzy- mane przy założeniu omówionego wyżej przebiegu awarii (wariant podstawowy) oraz przy założeniu że strumień chłodziwa wypływającego z obiegu stanowi 75% i 50% strumienia wypływającego w wariantcie podstawowym. Maksymalne ciśnienie występuje w boksach również i w tych dwu przypadkach po kilkunastu sekundach i jest odpowiednio niższe niż w wariantcie podstawowym. W przypadku wypływu stanowiącego 75% wartości założonej w wariantcie podstawowym wynosi ono około 0.205 MPa, zaś w przypadku drugim około 0.16 MPa. W pierwszym przypadku charakter zmian ciśnienia jest podobny jak w wariantcie podstawowym, występuje bowiem wówczas zraszanie bierne. W przypadku drugim zraszanie bierne nie następuje, dlatego obniżanie ciśnienia w ULA następuje znacznie wolniej. W roz- patrywanym okresie czasu jest ono ciągle wyższe od atmosferycznego. Oznacza to, że przy- padki awarii związanych z mniejszymi niż maksymalne wyciekami chłodziwa w rozpatrywa- nych blokach nie są wcale trywialne i powinny być przedmiotem równie wnikliwej analizy.

Bardziej ogólny wniosek wynikający z przeprowadzonych obliczeń sprowadza się do stwierdzenia, że awaria o łagodniejszym początkowo przebiegu może po pewnym czasie po- wodować procesy nie zawsze mniej groźne niż awaria przebiegająca w początkowym stadium bardziej gwałtownie.

LITERATURA

1. Strupczewski A.: Awarie reaktorowe a bezpieczeństwo energetyki jądrowej. WNT, War- szawa 1990.
2. Lech M.: Elektrownie jądrowe. Wydawnictwo Politechniki Wrocławskiej, Wrocław 1992.
3. Strupczewski A.: Analiza korzyści i zagrożeń związanych z różnymi źródłami energii elektrycznej. Wydawnictwo Polskiego Towarzystwa Nukleonicznego, Warszawa 1999.
4. Grabowski D., Józefowicz E. T., Liniecki J.: Awaria czarnobylska - skutki zdrowotne w Polsce. Wydawnictwo Polskiego Towarzystwa Nukleonicznego, Warszawa 1999.

5. Fic A., Skorek J.: Modelowanie przebiegu zjawisk ciepłno-przepływowych wewnątrz obudowy bezpieczeństwa reaktora jądowego w warunkach rozszczelnienia obiegu pierwotnego. *Zeszyty Naukowe Politechniki Śląskiej s. Mechanika*, z. 99, 1990, str. 69-72.
6. Fic A., Składzień J., Skorek J.: Wyznaczanie koncentracji wodoru w układzie lokalizacji awarii elektrowni jądowej podczas awarii typu LOCA. *Zeszyty Naukowe Politechniki Śląskiej s. Mechanika*, z. 103, 1991, str. 61-64.
7. Fic A., Składzień J., Skorek J.: Określenie wpływu rozdrobnienia kropeł wody w układzie zraszania na przebieg parametrów termicznych w układzie lokalizacji awarii reaktora jądowego. *Zeszyty Naukowe Politechniki Śląskiej s. Mechanika*, z. 107, 1992, str. 127-133.
8. Fic A., Składzień J., Skorek J.: The influence of ventilation systems on the accident localization system of the WWER-440 nuclear reactor. *Proceedings of the International Conference "Energy Systems and Ecology"*, Kraków 1993, str. 917-923.
9. Fic A., Skorek J.: Analiza awaryjnych przebiegów ciśnienia w układzie lokalizacji awarii reaktora WWER-440. *Zeszyty Naukowe Politechniki Śląskiej s. Energetyka*, z. 117, 1993, str. 7-23.
10. Fic A., Skorek J.: Mathematical model of transient thermal and flow processes in containment of a PWR nuclear reactor. *Archiwum Energetyki* nr 1-2, 1993, str. 19-32.
11. Fic A., Skorek J.: Analysis of work of pressure suppression system of the containment of a WWER-440 nuclear reactor. *Archiwum Energetyki* nr 3-4, 1993, str. 159-169.
12. Fic A., Składzień J., Skorek J.: Analysis of the influence of ventilation systems on the loss-of-coolant accident within the containment of the WWER-440 nuclear reactor. *Nukleonika* nr 4, 1994, str. 113-124.
13. Skorek J., Składzień J.: Thermal analysis of the loss-of-coolant accident within the containment of the WWER-440 and WWER-1000 nuclear reactors. *Computer Assisted Mechanics and Engineering Sciences* nr 1, 1994, str. 217-231.
14. Składzień J., Skorek J., Fic A.: Analiza przebiegu awarii typu LOCA w obudowie bezpieczeństwa reaktora jądowego WWER-1000. *Zeszyty Naukowe Politechniki Śląskiej s. Mechanika*, z. 121, 1995, str. 281-288.

Abstract

The operation of the pressure suppression system of the containment of a WWER-440 nuclear reactor is analyzed in the paper. For such a system mathematical model and computer code has been worked out at the Institute of Thermal Technology of the Silesian Technical University. This model is briefly described in the paper. The model includes the mass and energy balance equations, thermal and calorific state equations as well as the mass flow equations. The balance equations are formed for control volumes being the elements of the entire volume of reactor containment. The control volumes are joined in a given mode by orifices, valves, siphon closures etc.. The liquid phase (water) and the gaseous phase (air, steam and hydrogen) can appear in a control volume. Thermal equilibrium within an individual phase and a non-equilibrium state between phases is assumed. Heat accumulation in the walls and internal structures of the containment are taken into account and heat transfer between liquid and gaseous phases is also considered. All the balance equations of the model have the non-linear, integral form. The calculation of all the unknown quantities is performed for each time step and for each control volume. The changes of thermal variables i.e. temperature, pressure etc., versus time, in analysed control volumes can be calculated by the code. The model may be used for the analyses of different scenarios of LOCA within the containment of the PWR and BWR reactors. The results of initial exemplary numerical calculations for the WWER-440 containment are presented in the paper. Determination of time variability of some thermal parameters in some points inside the reactor containment after the loss-of-coolant accident for different streams of leaking reactor coolant is the main scope of the calculations. The calculations were performed then for various values of the reactor coolant stream flowing out from the primary circuit to the internal space of the containment of the WWER-440 reactor after the rupture of this circuit. The active existence of accident localization system with tower, water condensers with siphon closures and air traps inside the containment are taken into account. Some conclusions resulting from the calculations are presented at the end of the paper.