BARBARA KLEMCZAK, *barbara.klemczak@polsl.pl*
AGNIESZKA KNOPPIK-WRÓBEL, *agnieszka.knoppik-wrobel@polsl.pl*
Politechnika Śląska w Gliwicach

OCENA RYZYKA WYSTĄPIENIA WCZESNYCH RYS TERMICZNO-SKURCZOWYCH W BETONOWYCH ŚCIANACH OBUDÓW REAKTORÓW ATOMOWYCH

ASSESSMENT OF EARLY-AGE THERMAL-SHRINKAGE CRACKING RISK IN CONCRETE WALLS OF REACTOR VESSELS

Streszczenie Ściany obudów reaktorów atomowych są najczęściej elementami betonowymi o znacznej grubości, w których we wczesnej fazie dojrzewania betonu istnieje ryzyko wystąpienia rys o genezie termiczno-skurczowej. Rysy te są niepożądane w kontekście wymagań trwałości i szczelności jakie stawia się tym elementom w celu zapewnienia ochrony radiologicznej. Artykuł przedstawia numeryczną analizę wytężenia ścian obudów reaktorów atomowych w kontekście oceny ryzyka tego zarysowania w odniesieniu do norm i zaleceń oraz obecnej praktyki inżynierskiej.

Abstract The walls of reactor vessels are usually massive concrete elements threatened by the risk of early-age thermal–shrinkage cracking, which is inadmissible in the view of the tightness and durability conditions to be satisfied for appropriate radiological protection. The paper presents numerical analysis of damage intensity of reactor vessels walls focused on evaluation of early-age cracking risk in the context of current standards and guides as well as contemporary engineering practice.

1. Wprowadzenie

Projekt „Programu Polskiej Energetyki Jądrowej” [1] jako główny kierunek polityki energetycznej Polski do roku 2030 wskazuje konieczność dywersyfikacji struktury wytwarzania energii elektrycznej poprzez wprowadzenie energetyki jądrowej. Zgodnie z przedstawionym harmonogramem projekt pierwszej przemysłowej elektrowni jądrowej przewiduje się już na lata 2014÷2015, a budowa pierwszego bloku ma rozpocząć się w roku 2016. Dyskusja dotycząca energetyki jądrowej w Polsce jest więc aktualna i konieczna.

W tym kontekście bardzo ważne jest zapewnienie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. W ujęciu budownictwa związanego z wytwarzaniem energii w reaktorach atomowych oznacza to projektowanie i wykonawstwo elementów konstrukcyjnych o charakterze osłonowym, mających na celu zapewnienie osłony personelu od promieniowania w kolejnych strefach bezpieczeństwa otaczających rdzeń reaktora, ochrony przed wypadkami pochodzenia wewnętrznego (awaria w obiekcie jądrowym, np. awaria systemu chłodzenia, ang. *LOCA*) lub zewnętrznego (atak terrorystyczny, uderzenie samolotu, eksplozja, klęska żywiołowa), jak również zapewnienie odpowiedniego poziomu bezpieczeństwa w magazynach materiałów rozszczepialnych i przy zestalaniu odpadów. Materiałom wykorzystywanym w celach osłonowych stawia się szereg wymagań dotyczących trwałości i skutecznego osłabiania promieniowania. Ze względu na stosunkowo niski koszt oraz możliwość spełniania funkcji konstrukcyjnych głównie stosowanym materiałem jest beton [2]. Jednak ze względu

na naturę tego materiału zjawiska zachodzące w elementach betonowych mogą prowadzić do powstania rys we wczesnych fazach dojrzewania betonu. W konsekwencji ograniczenia szczelności i wycieku substancji radioaktywnych (paliwo, chłodziwo, odpady) do środowiska zagrożona zostaje funkcjonalność tych elementów.

Ściany elementów osłonowych wykorzystywanych w budownictwie związanym z energetyką jądrową są elementami betonowymi o znacznej grubości (co najmniej 1 m), w których w procesie dojrzewania betonu można spodziewać się intensywnego wzrostu temperatury we wnętrzu elementu. W wyniku wymiany ciepła z otoczeniem w elemencie powstają gradienty temperatur, których skutkiem są nierównomierne odkształcenia termiczne, co z kolei po uzyskaniu przez element odpowiedniej sztywności prowadzi do powstania w nim naprężeń własnych. Ze względu na konieczność wbudowania dużej ilości betonu, osłony wykonywane są zwykle etapowo [3]: podczas jednego etapu powstaje ok. 3 m wysokości ściany a odstępy pomiędzy kolejnymi etapami wynoszą ok. 2 tygodnie. W tym czasie beton poprzedniej warstwy osiąga już znaczną sztywność. Na skutek różnic w sztywności oraz odkształceń sąsiednich warstw w elemencie generowane są naprężenia wymuszone. Naprężenia rozciągające powstające w tego typu elementach mogą prowadzić do pojawienia się rys. Ryzyko zarysowania zależne jest od wielu czynników technologiczno-materiałowych oraz rozwoju właściwości mechanicznych dojrzewającego betonu. Rysy te mogą zostać później częściowo lub nawet całkowicie zamknięte na skutek relaksacji lub sprężenia, jednak w wyniku wypadku może dojść do ich ponownego otwarcia, dlatego też ocena ryzyka zarysowania oraz określenie metod jego ograniczenia jest istotne z punktu widzenia wymogów bezpieczeństwa.

2. Obecny stan wiedzy

Początek intensywnej budowy reaktorów jądrowych do zastosowań komercyjnych datuje się na lata 50 XX wieku, kiedy to w Stanach Zjednoczonych i Europie powstały pierwsze reaktory przemysłowe. Obecnie na świecie pracuje 437 reaktorów atomowych w 30 krajach [4], z czego łącznie w Europie (uwzględniając Rosję) działa 186 reaktorów. W odległości ok. 300 km od granic Polski jest czynnych 10 elektrowni jądrowych.

Ponad 60-letnie doświadczenie w budowie elektrowni jądrowych oraz ogromna ilość realizacji pozwoliło na opracowanie szczegółowych zaleceń, także dotyczących wymagań stawianych elementom osłonowym, które mają na celu zapewnienie pożądanego poziomu bezpieczeństwa. Problem ryzyka zarysowania masywnych elementów betonowych takich jak osłony w budownictwie związanym z energetyką jądrową jest również przedmiotem analiz największych instytucji działających w tej branży, takich jak Sandia National Laboratories (USA) czy jednostek badawczych Électricité de France (EDF, Francja). W europejskim środowisku naukowo-badawczym intensywne badania ukierunkowane na analizę wczesnych wpływów termiczno-skurczowych prowadzone są w ośrodkach francuskich [3, 5, 6] oraz belgijskich [7, 8]. Jest to związane z wysokim poziomem wykorzystania energii jądrowej w tych krajach. W Polsce badania dotyczące wykorzystania betonu jako materiału osłonowego prowadzone były w latach 70, 80 i 90 ubiegłego wieku [9, 10], kiedy to projektowano a następnie rozpoczęto w Żarnowcu budowę pierwszej w Polsce elektrowni jądrowej. Fiasko tego przedsięwzięcia doprowadziło jednak do porzucenia tej tematyki. Niemniej jednak obecne plany dotyczące energetyki w Polsce skłaniają do ponownej dyskusji, którą zapoczątkował między innymi Brandt [2].

Projektowanie obudowy reaktora wymaga dostosowania się do trzech typów zaleceń: konstrukcyjnej normy podstawowej danego kraju, normy uzupełniającej dotyczącej projektowania obudów rektorów oraz zaleceń dodatkowych. W Stanach Zjednoczonych, jako uzupełnienie podstawowej normy ACI 318, stosuje się normy 349 [11] i 359 [12]. Norma ACI 359 dotyczy

bezpośrednio obudów reaktorów i stanowi równocześnie część normy ASME BPVC [13]. Norma ACI 349 dotyczy pozostałych elementów betonowych wykorzystywanych w budownictwie związanym z energetyką jądrową i przechowywaniem substancji radioaktywnych. Analogicznie w Kanadzie podstawową normę CSA-A23.3 uzupełnia norma CSA-N287 [14]. W Japonii kwestie energetyki jądrowej regulowane są przez rozporządzenia wydawane przez Ministerstwo Gospodarki, Handlu i Przemysłu Japonii (METI). W Europie powszechnie funkcjonują Eurokody. Niestety w grupie tych norm nie ma opracowania dotyczącego obiektów związanych z energetyką jądrową. Dlatego też poszczególne państwa wypracowały w tym zakresie własne, wewnętrzne zalecenia. Warto wymienić tu francuską grupę norm RCC, szczególnie RCC-G [15], oraz niemieckie normy DIN, szczególnie DIN 25453 [16]. Wśród opracowań o charakterze poza normowym dotyczącym obudów reaktorów jądrowych można wymienić raport *fib* [17] oraz instrukcję wydaną przez IAEA [18].

W kontekście obudów betonowych podkreśla się stawiane im wymagania szczelności, jednak zakres przytoczonych dokumentów nie obejmuje wytycznych dotyczących uwzględniania wpływu zjawisk termiczno-skurczowych występujących w młodym betonie na ryzyko zagrożenia lub utraty tej szczelności na skutek zarysowania. Zalecenia ograniczają się do podkreślenia konieczności uwzględniania wpływu podwyższonych temperatur w procesie hydratacji cementu na zmianę właściwości mechanicznych betonu oraz na ryzyko powstania dodatkowych naprężeń termicznych. Podane są również ogólne wymagania dotyczące betonu, skoncentrowane na zapewnieniu wymaganej szczelności, trwałości, wytrzymałości mechanicznej oraz ograniczeniu pełzania i skurczu. W celu uzyskania szczegółowych wytycznych należy zwrócić się do klasycznych opracowań dotyczących projektowania i wykonawstwa betonowych elementów masywnych, np. [19], [20].

3. Charakterystyka obudów reaktorów jądrowych

Zasady bezpieczeństwa elektrowni jądrowych wymagają stosowania zasady obrony w głąb (ang. *defence in depth*) [21]. Zasadą obrony w głąb jest zapewnienie kompensacji możliwych awarii urządzeń i błędów ludzkich poprzez wprowadzenie kilku niezależnych poziomów zabezpieczeń oraz ustanowieniu kolejnych barier fizycznych mających na celu zapobieżenie wydostania się substancji radioaktywnych. Obudowa reaktora, zwana obudową bezpieczeństwa, jest podstawowym elementem konstrukcyjnym zawierającym w sobie reaktor i jego układ chłodzenia; w systemie barier bezpieczeństwa stanowi ostatni, czwarty system zapobiegający uwolnieniu substancji radioaktywnych do środowiska.

Większość istniejących obudów jest elementami typu powłokowego, żelbetowymi lub częściej sprężonymi, zwykle o kształcie cylindrycznym. Wymiary obudów różnią się w zależności od typu elektrowni jądrowej. Wśród obecnie działających reaktorów przemysłowych dominują reaktory lekkowodne ciśnieniowe (PWR) – 272 (62,2%) – oraz lekkowodne wrzące (BWR) – 84 (19,2%) [4]. Przedstawiona charakterystyka obudów dotyczy więc rozwiązań stosowanych przy wykorzystaniu tych typów reaktorów [17, 22].

Obudowy reaktorów lekkowodnych ciśnieniowych ze względu na wymagane znaczne objętości (do 100 tys. m^3) wykonywane są w technologii betonu sprężonego. Obudowa reaktora składa się z betonowego cylindra o wewnętrznej średnicy od 35÷47 m, posadowionego na żelbetowej płycie i przekrytego kopułą. Grubość ścian wynosi od 1,0÷1,4 m a kopuły od 0,6÷0,8 m. Ściany osiągają wysokość od 36÷60 m. Zastosowana może być jedna warstwa (ang. *single wall concept*) z wykładziną metalową lub dwie koncentryczne warstwy (ang. *double wall concept*) oddalone o ok. 2 m, z wykładziną metalową. Stosowanie dwuwarstwowej obudowy betonowej pozwala na zapewnienie niezależnej ochrony przed dwoma typami awarii: wewnętrznej i zewnętrznej. Wprowadzenie dodatkowej wykładziny stalowej

(zwykle grubości 6÷10 mm) zapewnia szczelność obudowy na wypadek wycieku substancji radioaktywnych. Obudowy reaktorów lekkowodnych wrzących charakteryzują się zwykle cylindrycznym kształtem; wewnętrzna średnica cylindra wynosi od 26÷29 m, a jego wysokość od 30÷35 m. Przekrycie stanowi sprężona płyta lub kopuła. Obudowy reaktorów tego typu wykonywane są najczęściej z zastosowaniem jednej warstwy betonu ze stalową wykładziną. Mimo że obiekty te mają mniejsze objętości najczęściej wykonywane są również w technologii betonu sprężonego.

Do wykonania obudów reaktorów stosowane są betony zwykłe na cemencie portlandzkim wyższych klas, zwykle co najmniej C35/45, jednak przy zapewnieniu odpowiedniej urabialności mieszkanki i ograniczeniu rozmiaru kruszywa w celu uzyskania wymaganej szczelności dojrzałego betonu. Typowa mieszanka betonowa zawiera 350 kg/m^3 cementu przy stosunku wodno-cementowym 0,5, a rozmiar kruszywa ograniczony jest do 25 mm [17]. Aby zapewnić odpowiednie właściwości osłonowe betonu stosuje się kruszywa specjalne o zwiększonej zdolności zatrzymywania promieniowania, charakteryzujące się wyższą niż w przypadku typowych kruszyw gęstością. Stosowane są kruszywa ciężkie naturalne, np. baryt lub rudy żelaza, oraz kruszywa sztuczne: żużle i odpady hutnicze, głównie zawierające żelazo i bor [2]. Pozwala to na uzyskanie betonów ciężkich. Betony te jednak cechują się dwukrotnie wyższą wartością współczynnika rozszerzalności liniowej, większym skurczem oraz mają gorszą przewodność cieplną (niższy współczynnik przewodnictwa λ) niż betony zwykłe [23, 24]. Coraz częściej wykorzystywane są również betony wysokowartościowe, przy wytworzeniu których znaczną część cementu zastępuje się wypełniaczem wapiennym i pyłem krzemionkowym w celu poprawy urabialności i obniżenia ciepła hydratacji oraz redukcji pełzania [3, 5]. Jednak wynikające z tego obniżenie gęstości betonu prowadzi do pogorszenia jego właściwości osłonowych [2]. Ze względu na łatwość wbudowania zwykły beton jest też zastępowany betonem samozagęszczalnym [7]. W przypadku betonu samozagęszczalnego trzeba jednak spodziewać się wyższych temperatur twardnienia oraz intensywniejszego skurczu i pełzania.

4. Wpływ efektów termiczno-skurczowych na ryzyko zarysowania obudowy reaktora

Obudowy reaktorów jądrowych są elementami masywnymi lub średniomasywnymi z ograniczoną swobodą odkształceń. Ryzyko ich zarysowania we wczesnych fazach dojrzewania betonu oraz metody ograniczania tego ryzyka są więc analogiczne jak w przypadku innych elementów konstrukcyjnych tego typu, np. ścian zbiorników na ciecze. Podejmowane środki zaradcze ograniczające ryzyko zarysowania to przede wszystkim zabiegi mające na celu obniżenie temperatur twardnienia oraz różnic temperatur pomiędzy wnętrzem i powierzchnią elementu. Wartości temperatur twardnienia i ich rozkład w elemencie są kształtowane przez [25]:

– ilość i rodzaj zastosowanego cementu i kruszywa;
– wynikające ze składu mieszanki betonowej termiczne właściwości betonu;
– warunki prowadzenia robót betonowych (temperatura początkowa betonu, zastosowanie izolacji termicznej czy betonowania etapowego);
– warunki środowiskowe (temperatura i wilgotność otoczenia oraz siła wiatru);
– wymiary i proporcje geometryczne elementu.

Metody zmniejszania temperatur twardnienia betonu odnoszą się bezpośrednio do czynników wymienionych wyżej. Za najprostszą i najbardziej skuteczną metodę uważa się właściwy dobór składników mieszanki betonowej. Ten aspekt przedstawiono w niniejszym artykule. W celu określenia wpływu składu mieszanki betonowej na ryzyko zarysowania obudowy reaktora jądrowego wykonano obliczenia numeryczne za pomocą programów TEMWIL/MAFEM_VEVP [26]. Uwzględniono wpływ temperatury oraz skurczu (skurcz betonu wysychającego oraz skurcz autogeniczny). W pierwszym kroku wyznaczono nieliniowe i niestacjonarne

pola termiczne i wilgotnościowe. Dla znanych zmian temperatury ΔT oraz wilgotności ΔW obliczono odkształcenia termiczno-skurczowe, a następnie określono wartości naprężeń i wytężenie elementów.

Porównano cztery typy betonów: beton zwykły i beton wysokowartościowy [3, 17], beton samozagęszczalny [7] oraz beton ciężki [23]. Składy mieszanek oraz parametry termiczne, wilgotnościowe i mechaniczne betonów przyjęto na podstawie literatury [3, 7, 17, 23] i zestawiono w tabl. 1. Założone warunki środowiskowe i technologiczne zestawiono w tabl. 2. rys. 1 przedstawia geometrię analizowanego odcinka ściany (na podstawie [3]) wraz z przyjętą siatką elementów skończonych.

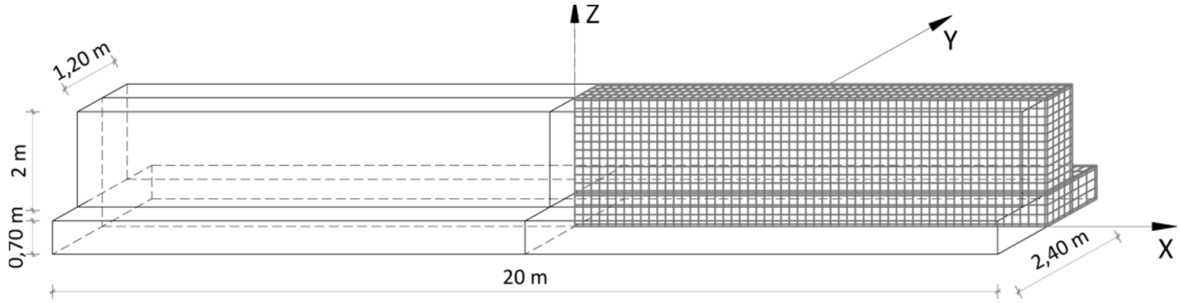
Tablica 1. Charakterystyka mieszanek betonowych

Typ betonu	**zwykły**	**wysokowar-tościowy**	**samoza-gęszczalny**	**ciężki**
skład mieszanki [kg/m^3]				
kruszywo	1872	1915	1594	2876
cement	CEM II 52,5 350	CEM II 52,5 266	CEM I 42,5 350	CEM III 42,5 350
wypełniacz wapienny	–	57	100	–
pył krzemionkowy	–	40	–	–
woda	195	161	175	140
plastyfikator	1	9	14	–
gęstość	2418	2448	2233	3346
właściwości mechaniczne betonu (wartości końcowe)				
wytrz. na ściskanie f_c [MPa]	40	60	57	42,6
wytrz. na rozciąganie f_{ct} [MPa]	3,0	3,8	4,2	5,0 (1)
moduł sprężystości E_c [GPa]	34	37	36,1	63,5
wsp. rozszerzalności term., α_T,	$12\cdot10^{-6}$/°C		$11\cdot10^{-6}$/°C	$20\cdot10^{-6}$/°C (1)
wsp. rozszerzalności wilg., α_W,	0,002		0,0025	
właściwości termiczne betonu				
ciepło właściwe c [kJ/kgK]	0,99	0,98	1,08	1,1(1)
wsp. przew. ciepła λ [W/mK]	3,05		1,89	1,29 [22]

(1) wartości sugerowana w literaturze dla betonu ciężkiego [23, 24].

Tablica 2. Warunki środowiskowe i technologiczne

temperatura początkowa mieszanki	20°C
temperatura zewnętrzna	20°C
wilgotność względna, RH	60%
warunki betonowania α_p [W/m^{2}K] i β_p [m/s] – współczynniki odpływu ciepła i wilgoci z powierzchni	deskowanie stalowe 10 mm, usunięte po 14 dniach: α_p = 5,59; β_p = 0,18· 10^{-8}; powierzchnia górna z folią: α_p = 5,58; β_p = 0,10· 10^{-8}

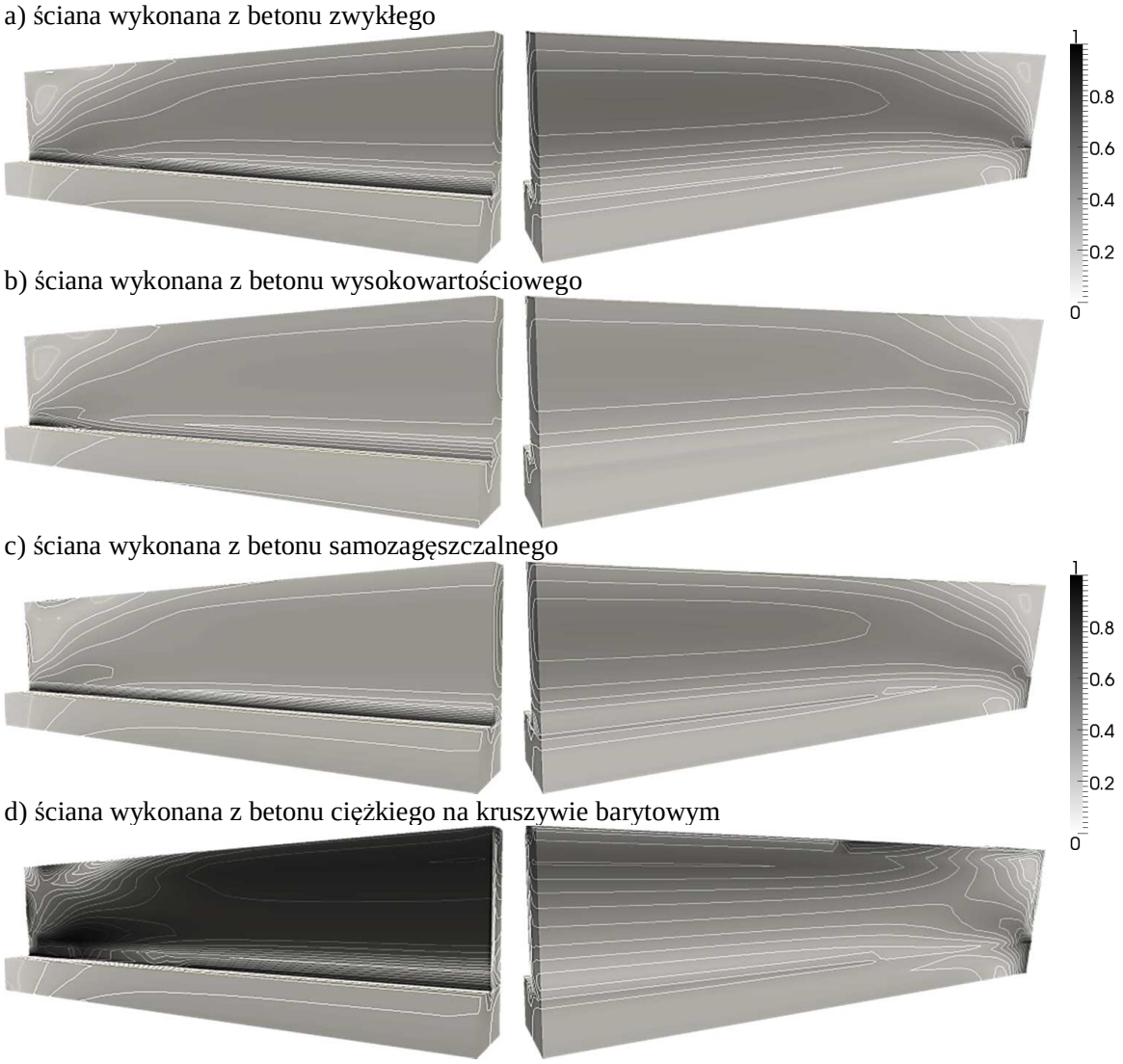


Rys. 1. Geometria ściany wraz z siatką elementów skończonych (1/4 ściany)

Według przeprowadzonych analiz numerycznych, ściana wykonana z betonu zwykłego osiągnęła maksymalną temperaturę 41,5°C po 44 h. Ze względu na identyczną ilość cementu o niewiele niższej kaloryczności trochę niższą wartość (38,6°C) zaobserwowano w ścianie wykonanej z betonu ciężkiego, jednak tę temperaturę ściana osiągnęła dopiero po 80 h. W ścianie wykonanej z betonu wysokowartościowego maksymalna temperatura była najniższa i wyniosła 36,0°C po 48 h, co wynika z ograniczenia ilości zastosowanego cementu. Najwyższa temperatura wystąpiła w ścianie z betonu samozagęszczalnego (44,8°C, 48 h) ze względu na najwyższą kaloryczność zastosowanego cementu. Różnice temperatur między wnętrzem a powierzchnią wynosiły 7,4°C, 5,5°C, 11,2°C oraz 10,4°C odpowiednio dla betonu zwykłego, wysokowartościowego, samozagęszczalnego i ciężkiego.

Ze względu na założenie utrzymania deskowania, wilgotność betonu była na podobnym poziomie w całej objętości elementów. Największy ubytek wilgoci odnotowano w ścianie z betonu ciężkiego (0,043 m^3/m^3 po 14 dniach). W pozostałych ścianach ubytek ten był na zbliżonym poziomie i wyniósł odpowiednio 0,032, 0,025 i 0,029 m^3/m^3 dla betonu zwykłego, wysokowartościowego i samozagęszczalnego. W przypadku wcześniejszego usunięcia deskowania utrata wilgoci przy powierzchni wzrosłaby znacznie, co mogłoby doprowadzić do powstania licznych, aczkolwiek płytkich rys powierzchniowych, nie mających znaczącego wpływu na szczelność elementu.

Oceny ryzyka zarysowania dokonano odnosząc się do współczynnika wytężenia. Zgodnie z założeniami przyjętego modelu współczynnik ten może przyjmować wartości od 0÷1, a w analizowanych przypadkach wartość 1 oznacza pojawienie się rysy. Rys. 2 przedstawia mapy wytężenia analizowanych ścian po 2 tygodniach. Kolorem czarnym oznaczono obszary spodziewanego pojawienia się rys. Największe ryzyko zarysowania zaobserwowano w ścianie z betonu ciężkiego, co wynika z wysokiej wartości współczynnika rozszerzalności termicznej. Rysy jednak mogą pojawić się głównie powierzchniowo, co jest efektem dużych wartości naprężeń własnych w przekroju ściany wynikających ze znacznych gradientów temperatury spowodowanych niską wartością współczynnika przewodzenia ciepła. W ścianie wykonanej z betonu zwykłego, pomimo zbliżonych do ściany wykonanej z betonu ciężkiego wartości temperatury, zaobserwowano mniejsze wytężenie na skutek niemal dwukrotnie mniejszej wartości współczynnika odkształcalności termicznej oraz mniejszych odkształceń skurczowych. Jednakże z powodu wysokiej wartości współczynnika przewodzenia ciepła wytężenie było na podobnym poziomie w całej objętości elementu, więc zarysowanie może objawiać się w postaci licznych rys skrośnych. Ograniczenie ilości cementu oraz wyższa wytrzymałość na rozciąganie betonu wysokowartościowego zaskutkowały redukcją ryzyka zarysowania; ze wszystkich analizowanych ścian wytężenie w tym elemencie było najniższe. Podobnie niewielkie ryzyko zarysowania wystąpiło w ścianie wykonanej z betonu samozagęszczalnego, mimo że w tym elemencie zanotowano najwyższe wartości temperatury twardnienia. Należy jednak zauważyć, że beton tej ściany charakteryzuje się stosunkowo wysoką wytrzymałością na rozciąganie.



Rys. 2. Mapy wytężenia ścian po 2 tyg. (336 h) od zabetonowania

5. Wnioski

Za najprostszą i najbardziej skuteczną metodę ograniczania ryzyka zarysowania w betonowych elementach masywnych, do jakich zalicza się obudowy reaktorów atomowych, uważa się właściwy dobór składników mieszanki betonowej. Jak pokazano w niniejszym artykule, projektowanie składu mieszanki betonowej w tego typu elementach powinno koncentrować się na zapewnieniu dobrych właściwości fizycznych (wysoka wartość współczynnika przewodnictwa cieplnego, niska wartość współczynnika rozszerzalności liniowej, ograniczenie skurczu, niska kaloryczność cementu) przy zapewnieniu wysokiej wytrzymałości (szczególnie wytrzymałości na rozciąganie).

Artykuł powstał w ramach projektu badawczego nr N N506 043440 p.t. „Numeryczna ocena ryzyka zarysowania oraz metod jego ograniczania w żelbetowych konstrukcjach masywnych i średniomasywnych”, finansowanego przez Narodowe Centrum Nauki. Współautorka A Knoppik-Wróbel jest Stypendystką w Projekcie „SWIFT (Stypendia Wspomagające Innowacyjne Forum Technologii)” POKL.08.02.01-24-005/10 współfinansowanym ze środków Unii Europejskiej w ramach Europejskiego Funduszu Społecznego.

Literatura

1. Ministerstwo Gospodarki: Program Polskiej Energetyki Jądrowej, projekt, 2010.
2. Brandt A. M.: Beton jako materiał osłon w budownictwie związanym z energetyką jądrową, Materiały VII Konferencji Dni Betonu, Wisła, 2012.
3. Benboudjema F., Torrenti J. M.: Early-age behaviour of concrete nuclear containments, Nuclear Engineering and Design, 2008.
4. http://www.iaea.org – Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej. Baza informacji o reaktorach energetycznych z dnia 31.12.2012 r.
5. de Larrard L., Ithurralde G., Acker P., Chauvel D.: High-performance Concrete for a Nuclear Containment, ACI Materials Journal, 1990.
6. de Larrard T., Colliat J. B., Benboudjema F., Torrenti J. M., Nahas G.: Effect of the Young modulus variability on the mechanical behaviour of a nuclear containment vessel, Nuclear Engineering and Design, 2010.
7. Craeya B., de Schutter G., van Humbeeck H., van Cotthem A.: Early age behaviour of concrete supercontainers for radioactive waste disposal, Nuclear Eng. and Design, 2009.
8. de Schutter G., Vuylsteke M.: Minimisation of early age thermal cracking in a J-shaped non-reinforced massive concrete quay wall, Engineering Structures, 2004.
9. Kiernożycki W., Kurzawa J.: Badania ciepła twardnienia mieszanek betonowych przeznaczonych do wykonywania konstrukcji masywnych, Cement, Wapno, Gips, 1983.
10. Kiernożycki W., Kurzawa J.: Rysy i naprężenia wywołane wpływami technologicznymi w masywnych płytach fundamentowych, Prace Naukowe Politechniki Szczecińskiej, 1986.
11. ACI 349 – Code Requirements for Nuclear Safety-related Concrete Structures, 2012
12. ACI 359 – Code for Concrete Reactor Vessels and Containments, 1992.
13. ASME BPVC-III-2-2010 – ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III: Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components, Division 2: Code for Concrete Reactor Vessels and Containments, 2010.
14. CSA-N287.1-93, N287.2-08, N287.3-93, N287.4.-09, N287.5-11, N287.6-11, N287.7-08 – Standards for concrete containment structures.
15. AFCEN RCC-G – Règles de Conception et de Construction du Génie Civil des Îlots Nucléaires REP, 1989.
16. DIN 25453 – Prüfverfahren für Abschirmungen in Kernkraftwerken, 1991.
17. fib bulletin 13: Nuclear containments. State-of-the-art report, 2001.
18. IAEA Safety Standard NS-G-1.10: Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants. Safety Guide, 2004.
19. ACI 207.1R: Guide to Mass Concrete, 2011.
20. RILEM report 25: Early Age Cracking in Cementitous Systems, 2002.
21. IAEA Report INSAG-10: Defence in Depth in Nuclear Safety, 1996.
22. ASME: Companion Guide to the ASME Boiler & Pressure Vessel Code, 3rd Ed. Vol. 1, Chapter 14, 2009.
23. Topçu I. B.: Properties of heavyweight concrete produced with barite, Cement & Concrete Research, 2008.
24. Esen Y., Yilmazer B.: Investigation of some physical and mechanical properties of concrete produced with barite aggregate, Scientific Research and Essays, 2010.
25. Klemczak B., Knoppik-Wróbel A.: Early age thermal and shrinkage cracks in concrete strcutures – description of the problem, ACEE, nr 4/2011.
26. Klemczak B.: Prediction of Coupled Heat and Moisture Transfer in Early-Age Massive Concrete Structures, Numerical Heat Transfer. Part A: Applications, nr 3/2011.