

Passive Safety Systems in Modern Nuclear Power Stations

Authors

Jakub Aleksander Sierchuła
Krzysztof Sroka

Keywords

passive safety systems, AP1000 reactor, residual heat, nuclear power station safety, nuclear power engineering

Abstract

The authors present operating principles of passive safety systems used in nuclear power plants using the example of the AP1000 plant. In particular, they describe the passive residual heat removal system and the passive containment cooling system. Moreover, the paper presents an analysis of a scenario involving the failure to start of active elements (Diesel generators) in the case of a loss of off-site power. The study presents the role of passive safety systems mentioned above in residual heat removal, as well as their impact on the temperature of the working medium in the cooling circuit and the refuelling water storage tank (IRWST).

DOI: 10.12736/issn.2300-3022.2017110

Received: 01.02.2017

Accepted: 27.03.2017

Available online: 30.03.2017

1. Introduction

Reliable heat removal from core after reactor shut-down is becoming a significant problem for various accidents at nuclear power plants currently in operation. As it is commonly known, nuclear decay processes are characterised by certain inertia. Suppression of the chain reaction cannot completely terminate it; element conversions causing them to decay and release heat continue. This causes generation of so-called residual heat, which causes heat generation in a reactor even after it is shut down. Therefore, guarantee of removal of residual heat regardless of the accident type, e.g. coolant pipeline rupture, circulation pump damage or loss of electricity power supply, becomes an essential issue. Obviously, due to the negative temperature reactivity coefficient an explosion of nuclear reactor is not possible; however, failure to remove heat from the core may cause overheating and meltdown.

In order to guarantee efficient removal of residual heat and prevent excessive temperature increase in the core of the AP1000 reactor, a Passive Residual Heat Removal System (PRHR) has been developed [1]. It is designed to remove heat from the reactor in situations, when normal heat removal via steam generators would not be possible, e.g. In case of a loss of external power supply, loss of coolant from reactor vessel or damage of steam or feed water pipeline. The system consists of the following components:

- The Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger (PRHR HS), directly connected to the core coolant system, built using a set of 689 cylindrical channels with a diameter of 0.019 each. In case of a failure, the whole system creates a natural circulation loop which enables flow of coolant between the core and the exchanger. The exchanger, together with the coolant system, is isolated from the primary circuit by valves which only open in emergency. Exchanger channels, responsible for the heat transfer, are immersed in the In-containment Refuelling Water Storage Tank (IRWST), and the exchanger itself is located above the reactor cooling system. This configuration enables natural circulation of water, driven by a difference of water temperatures between the reactor vessel and IRWST [1, 2].
- *In-containment Refuelling Water Storage tank* – IRWST, with a capacity of 2100 m³, located above the reactor vessel, which is at the same time a part of the emergency core cooling system and a passive residual heat removal system. The tank is connected to the reactor's primary coolant circuit with two pipelines, and in case of coolant circulation damage or a sudden loss of coolant pressure, the water flows down driven by gravity. Moreover, the tank also acts as a heat sink for a passive heat exchanger [1, 2].

A diagram of the passive residual heat removal system is shown in Fig. 1.

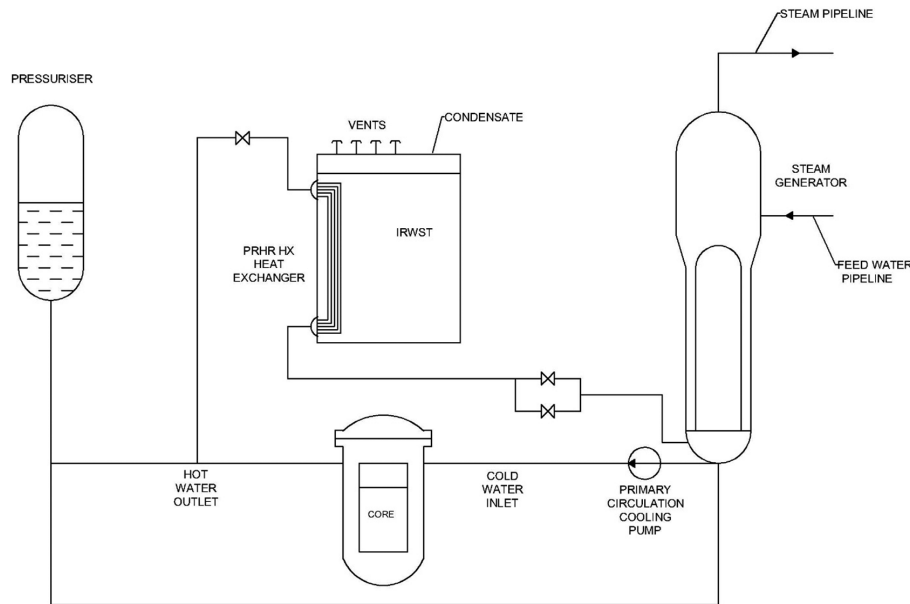


Fig. 1. Passive core cooling system

Operation of the passive heat removal system may be divided into several general stages. At first, in case of an accident, natural circulation establishes between the reactor vessel and the passive heat exchanger (PRHR HX). Then the heat from exchanger is transferred to the water contained in the refuelling water storage tank (IRWST); after some time the water starts to boil. IRWST is an open pool, therefore steam is collecting inside the containment. Steel containment, which is an integral part of the passive containment cooling system, is cooled from the outside with ambient air. Thanks to this solution it is itself a heat exchanger with a huge heat transfer area; it removes heat from the steam and causes it to condense. The condensate is then flowing by channels back to the IRWST, while the hot air is discharged back to the environment.

2. Analysis of the passive residual heat removal system in case of a loss of power supply

This chapter presents results of an analysis of passive residual heat removal system operation in case of loss of both off-site power and Diesel generators. In case of loss of off-site power, absence of a signal confirming Diesel generator start-up initiates a shut-down of the nuclear power unit. Emergency control rods, made of strong neutron absorbers, slide into the core, breaking the fission reactions. Yet due to nuclear processes occurring in fission products contained in the core, heat continues to be generated in the reactor; this is so-called residual heat, which needs to be removed. For approximately 2 minutes [1] the coolant circulation in the primary circuit is maintained thanks to the specially designed flywheel installed at the circulation pump. During that time the residual heat is transferred to the water contained in the steam generator. After some 2 minutes, water level in the steam generator reaches the minimum value, upon which the automation system triggers valves of the passive residual heat removal system. Thanks to the natural circulation, residual heat is

transferred from the reactor core to the passive heat exchanger (PRHR HX), and then to the refuelling water storage tank (IRWST). Circulation is driven by the temperature/density difference between the cold reactor coolant in the passive heat exchanger (PRHR HX), and the hot fuel contained in the reactor core. Residual heat generated in the reactor 2 minutes after loss of power supply may be described with a following relation [3]:

$$Q_{\text{res}} = Q_0 \cdot 0.066 \cdot (t^{-0,2} - (t + t_s)^{-0,2}) \quad (1)$$

where:

Q_{pow} – residual decay heat [W], Q_0 – reactor power before the shut-down [W], t – time since reactor shut-down [s], t_s – time between reactor start-up and shut-down [s].

Assuming that prior to the emergency the reactor had been operated without major interruptions, it may be assumed that $t_s \rightarrow \infty$, and therefore the relation may be simplified to:

$$Q_{\text{res}}(t) = Q_0 \cdot 0.066 \cdot (t^{-0,2}) \quad (2)$$

Fig. 2 presents change of the decay heat generation over time, from the moment of passive residual heat removal system activation (2 minutes after loss of off-site power).

Following assumptions had been made to create a mathematical model of residual heat removal from the core of an AP1000 reactor via the PRHR HX exchanger:

- 1) Working medium temperature is uniform in radial direction
- 2) Amount of heat transferred through each channel of the passive heat exchanger (PRHR HX) is identical
- 3) Working medium flow is $\dot{m} = 65 \frac{\text{kg}}{\text{s}}$ [5]
- 4) Length of a single channel is $l = 5,5 \text{ m}$, outer/inner radius of a channel $r_2/r_1 = 0,017/0,019 \text{ m}$ [5], number of channels $n = 689$ [5]
- 5) Volume of water in the refuelling water storage tank $V = 2100 \text{ m}^3$ [1, 5]

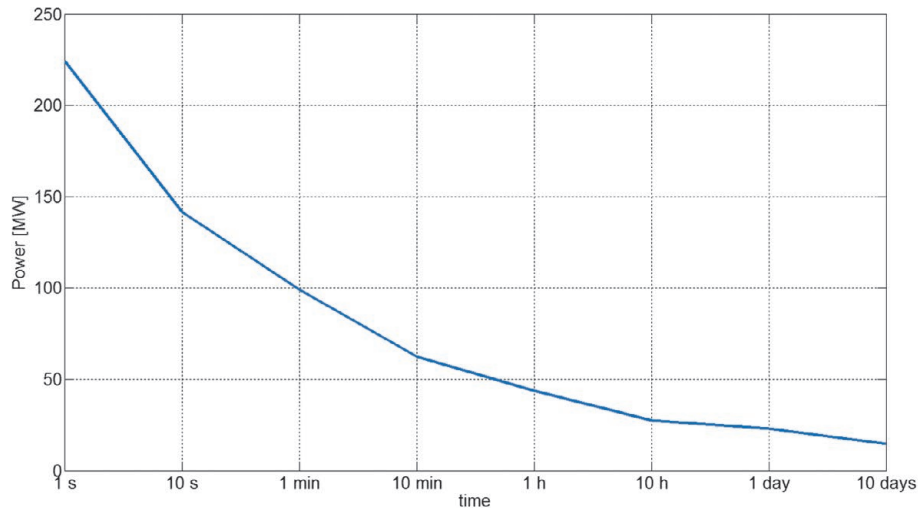


Fig. 2. Decay heat generation as a function of time

6) Material of which the passive heat exchanger (PRHR HX) is made – 690Alloy ($\lambda = 13,5 \frac{W}{mK}$) [5]

7) Primary circuit pressure $p = 15,5$ MPa [5]

8) Working medium temperature at the passive heat exchanger (PRHR HX) inlet at the moment of passive residual heat removal system activation $T_1 = 297^\circ C$ [5]

9) Temperature of water in the refuelling water storage tank (IRWST) $T_{zb} = 20^\circ C$.

Heat transfer at the PRHR HX exchanger may be split into three stages: heat transfer from the fluid into the exchanger wall, heat conduction across the wall, and heat transfer to the heated medium. Therefore, the heat flux transferred at the PRHR HX exchanger may be determined as follows [6]:

Stage 1:

$$Q_1 = \alpha_1 \cdot 2\pi \cdot r_1 \cdot l \cdot (T_1 - T_{s1}) \quad (3)$$

Stage 2 (heat transfer across a cylindrical single-layer wall)

$$Q_2 = 2 \cdot \lambda \cdot \pi \cdot l \cdot \frac{T_{s1} - T_{s2}}{\ln \frac{r_2}{r_1}} \quad (4)$$

Stage 3:

$$Q_3 = \alpha_2 \cdot 2\pi \cdot r_2 \cdot l \cdot (T_{s1} - T_{zb}) \quad (5)$$

The heat transfer is steady, therefore $Q_1 = Q_2 = Q_3$. Adding the equations listed above yields the following relation describing the heat flux transferred from n tubular elements within the exchanger.

$$Q = \left(\frac{1}{\frac{1}{\alpha_1 \cdot 2 \cdot r_1} + \frac{1}{2\lambda \ln \frac{r_2}{r_1}} + \frac{1}{\alpha_2 \cdot 2 \cdot r_2}} \right) \cdot \pi \cdot l \cdot (T_1 - T_{zb}) \cdot n \quad (6)$$

where:

l – length of the PRHR HX exchanger [m], T_1 – water temperature at the exchanger inlet [$^\circ C$], T_{zb} – water temperature at the IRWST [$^\circ C$], r_1 – inner wall radius [m], r_2 – outer wall radius [m], λ – thermal conductivity for the wall [$\frac{W}{mK}$], α_1 – heat transfer coefficient for the inner face

[$\frac{W}{m^2K}$], α_2 – heat transfer coefficient for the outer face [$\frac{W}{m^2K}$].

For flows in straight, cylindrical channels, at Reynolds number (Re) between 10,000 and 120,000 (turbulent flows) and at Prandtl number (Pr) between 0.7 and 120, the heat transfer coefficient may be calculated using the following relation [4]:

$$\alpha = 0,023 \cdot \frac{\lambda_{water}}{2r_1} \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,33} \quad (7)$$

For the considered case, both Reynolds and Prandtl number values are within the ranges discussed above.

Knowing the thermal power transferred to the IRWST, it is possible to calculate the outlet temperature of the water after the PRHR HX exchanger, using following relation [6]:

$$Q = \dot{m} \cdot c_p(p, T) \cdot (T_1 - T_2) \quad (8)$$

therefore:

$$T_2 = T_1 - \frac{Q}{\dot{m} \cdot c_p(p, T)} \quad (9)$$

Results obtained in computations based on the heat transfer model discussed above are presented in the charts below. Fig. 3 presents reduction of the residual heat and residual heat transfer at the PRHR HX exchanger as functions of time. As it could be expected, both the residual heat generation and heat transfer at the exchanger diminish over time. Theoretically, the curves presented in the Fig. 3 should be coincident; this may demonstrate certain inaccuracies of the created model. On the other hand, differences during the initial phase, most significant for the safety, are relatively small (3–4%).

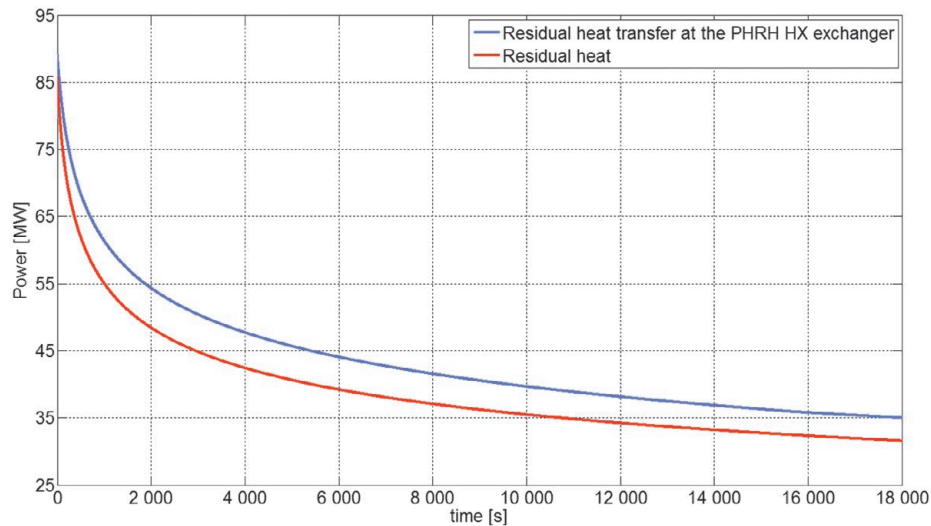


Fig. 3. Residual heat generation and heat transfer at the PHRH HX exchanger as functions of time

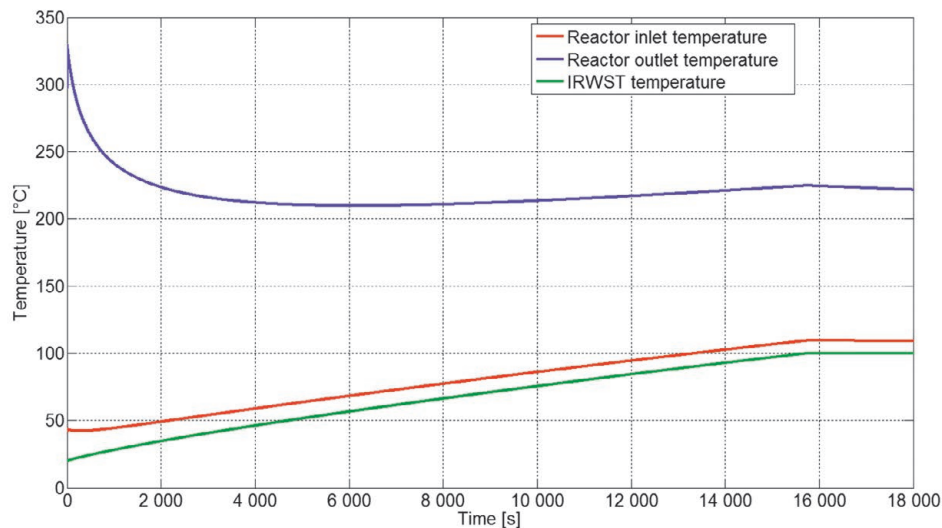


Fig. 4. Variation of working medium temperature in the cooling circuit and in the IRWST over time

Fig. 4 shows relations between the time and the working fluid temperature at the inlet/outlet of the PHRH HX exchanger (reactor outlet/inlet), and the temperature in the IRWST tank. It can be seen, that the PHRH inlet temperature drops considerably during the initial stage. This is due to both initial, lowest IRWST temperature, which guarantees more effective heat transfer, and rapid reduction of residual heat generation in the reactor. Very rapid reaction of the PHRH exchanger inlet temperature also causes a small reduction of the working medium temperature at the reactor inlet during the first phase. This situation of course is only temporary, and already from the 7th minute core inlet temperature growth is observed. It can be seen that the temperature of the IRWST water grows steadily from the initial value up to 100°C, whereupon water boiling occurs. Steam generated in this process is contained inside the containment and gradually heats it up. In a nuclear power station with the AP1000 reactor, the containment consists of a steel pressure vessel, which is continuously cooled with a flow of air supplied from the atmosphere via

inlet ducts (Fig. 5). The air circulates naturally, recovering heat from the containment and through this causing steam condensation. Condensed steam falls under gravity to specially designed gutters, which direct it back to the IRWST. Basing on this system it was assumed that the volume of water in the IRWST pool is constant in time. Basing on the performed analysis it may be noted that water boiling at the IRWST occurred some 4.4 hours after the loss of power supply. From that moment, certain small reduction of both PHRH HX inlet and outlet temperatures can be observed.

Fig. 5 presents the *Passive Containment Cooling System* – PCCS, as described above. If the heat recovery by air is insufficient, valves of PCCS water tanks located above the steel containment open. Water is released from those tanks and falls under forces of gravity, thus guaranteeing heat removal. Entire containment is installed inside a thick concrete envelope, and the space between the envelope and the containment is filled by the above-mentioned air, which flows additionally boosting cooling process [1].

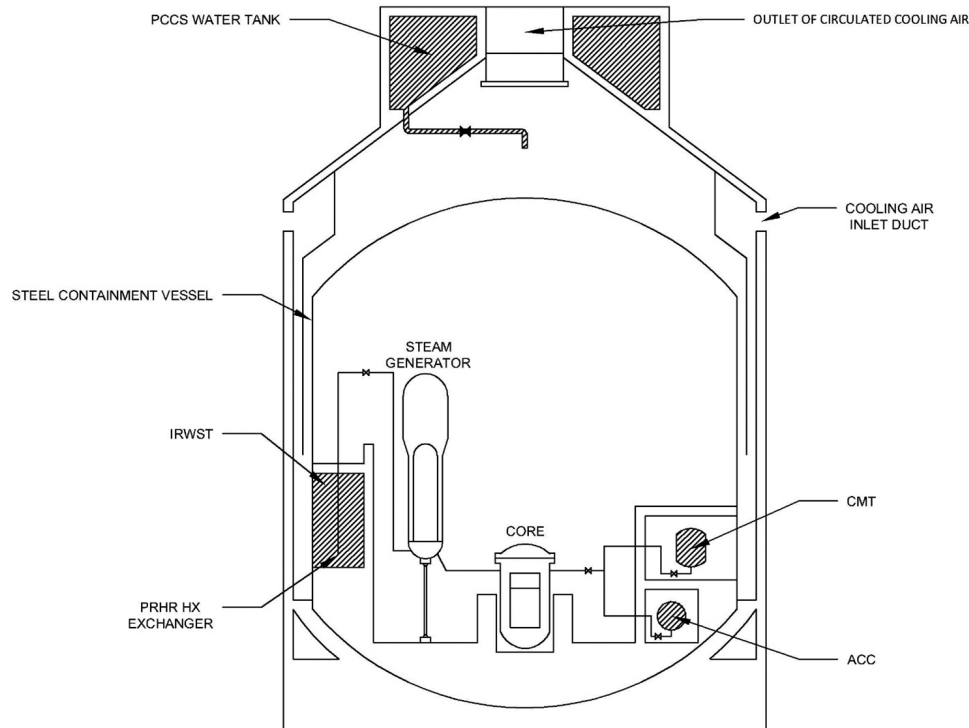


Fig. 5. Passive Containment Cooling System

IRWST water temperature [°C]	Time after which IRWST water boiling occurs [hrs]	Maximum temperature in the core cooling circuit [°C]
20	4.41	329.61
25	4.05	332.53
30	3.77	335.34
35	3.46	338.03
40	3.16	340.58
45	2.92	343.00

Tab. 1. Calculation results

Time elapsed before IRWST boiling occurs, mainly depends on the initial temperature. The analysis above assumed that the initial level of 20°C. However, additional analysis was made for other values of that temperature. The results are presented in Tab. 1.

Upon the results presented in Tab. 1 it may be observed, that increasing IRWST initial water temperature obviously leads to shorter time after which boiling occurs, but also to higher maximum temperature at the core cooling circuit. Maximum permissible temperature at which PRHR HX exchanger may operate is 343.30°C [5], therefore the initial IRWST water temperature should not exceed 45°C.

3. Conclusions

The purpose of the model created for this paper was analysing possibilities of residual heat removal in a nuclear power station with the AP1000 reactor, using the passive residual heat removal system. Basing on the relation (2) and the data provided by the

reactor vendor – Westinghouse company [1], distribution of residual heat over time was created. Parameters describing the passive heat removal system were used to determine not only the thermal power recovered by the coolant in the reactor core, but also working medium temperatures at the reactor inlet and outlet, and the temperature in the refuelling water storage tank (IRWST), which acts as the heat sink for the heat generated in the core. Fig. 3 leads to a conclusion that certain simplifications introduced in the developed model lead to discrepancies between the residual heat generation and heat transfer into IRWST at the PRHR HX. As is shown in Fig. 3, initially the differences are insignificant (3-4%), but they keep growing until the time of ca. 3600 s, when the difference between the residual heat generation and heat recovery at the IRWST reaches some 12.45%. After that time the difference reduces and at the end is around 10.50%. The model took into account changes of density and specific heat of the coolant as functions of temperature and pressure, but for the sake of simplicity constant flow value was assumed, which directly affects accuracy at this point. It is obvious, that as the temperature difference between the reactor and water tank diminishes, mass flow of water will also be reduced. Preliminary tests have demonstrated that reduction of the flow value in time considerably reduces differences shown in Fig. 3. The next research step will involve defining the mass flow as a function of temperature difference between the heat source and heat sink, and improvement of the created model. Nonetheless, despite certain simplifications it was successfully demonstrated that the recovery of residual heat from the core in case of loss of off-site power and no power supply from Diesel generators is possible without any operator intervention. It is worth pointing out, that the passive residual heat removal system and the passive

containment cooling system are based on natural phenomena based on fundamental laws of nature, which require practically no intervention, especially at the first moments after the emergency occurs. Fig. 4 presents the relations between the working medium temperature at different points of the cooling circuit and IRWST water temperature on one hand, and time on the other, as discussed above. As it has already been mentioned, rapid drop of the PHRH HX water inlet temperature at the early stage is attributable to the quickly diminishing residual heat generation, as well as the low heat sink temperature. Of course, due to the continuous growth of IRWST temperature, conditions for heat recovery from the coolant are gradually deteriorated, and after some 1.85 hours certain subtle growth of the reactor inlet water temperature may be observed. After onset of boiling at the IRWST, at some 4.41 hours, again certain small drop of water temperature at both reactor inlet and outlet, which persists until the end of the analysis, may be observed. From that moment onwards, heat transferred to the IRWST is fully used for evaporation of water contained in the tank. Some 36 hours after the onset of emergency, the reactor reaches a safe shut-down condition with no need for human intervention. After that time

thermal power generated at the reactor does not exceed 0.6% of the nominal power rating.

REFERENCES

1. <http://www.westinghousenuclear.com/> [accessed on: 18.01.2017].
2. Status report 81 – “Advanced Passive PWR (AP 1000)” [online], <https://aris.iaea.org/PDF/AP1000.pdf> [accessed on: 18.01.2017].
3. L.K. Kim et al., “Potential Signatures and the Means of Detecting a Hypothetical Ground Source Cooled Nuclear Reactor”, *Science & Global Security*, Vol. 24, No. 2, 2016, pp. 92–113.
4. Q.M. Men et al., “Calculation Method of Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger and Numerical Simulation”, *Journal of Power and Energy Engineering*, No. 2, 2014, pp. 8–14.
5. B. Jia et al., “Numerical Simulation of PRHR System Based on CFD”, *Journal of Applied Mathematics and Physics*, No. 1, 2013, pp. 74–81.
6. W. Pudlik, “Wymiana i wymienniki ciepła” [*Heat transfer and heat exchangers*], GUT Publishing House, Gdańsk 2012.

Jakub Aleksander Sierchuła

Poznań University of Technology

e-mail: jakub.sierchula@put.poznan.pl

Obtained a degree in Electrical Power Engineering, with a specialisation in Electrical Power Systems, at the Faculty of Electrical Engineering, Poznań University of Technology. Since 2015 employed at the Institute of Electrical Power Engineering at the Faculty of Electrical Engineering, Poznań University of Technology. His scientific interests include power generation at nuclear power plants and high-temperature reactors.

Krzysztof Sroka

Poznań University of Technology

e-mail: krzysztof.sroka@put.poznan.pl

Graduated from the Faculty of Electrical Engineering in Poznań University of Technology (1976). He gained his PhD in engineering at the same faculty (1986). Now an assistant professor in the Institute of Electrical Power Engineering at the Faculty of Electrical Engineering of Poznań University of Technology. His research interests include issues related to power plant operation in a power system, issues of defence and recovery of a power plant's or co-generation plant's generating capability in states of catastrophic failure, and combined generation of electricity and heat.

This is a supporting translation of the original text published in this issue of "Acta Energetica" on pages 112–117. When referring to the article please refer to the original text.

PL

Pasywne systemy bezpieczeństwa w nowoczesnych elektrowniach jądrowych

Autorzy

Jakub Aleksander Sierchuła
Krzysztof Sroka

Słowa kluczowe

pasywne systemy bezpieczeństwa, reaktor AP1000, ciepło powyłaczeniowe, bezpieczeństwo elektrowni jądrowych, energetyka jądrowa

Streszczenie

Autorzy przedstawiają zasadę działania pasywnych systemów bezpieczeństwa stosowanych w elektrowniach jądrowych na przykładzie elektrowni z reaktorem AP1000. W szczególności opisują pasywny układ odprowadzania ciepła powyłaczeniowego oraz pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa. Ponadto w artykule zaprezentowano analizę scenariusza zakładającego niezłączenie się elementów systemów aktywnych (generatory Diesla) w przypadku awarii polegającej na utracie zasilania zewnętrznego. W pracy przedstawiono rolę wyżej wymienionych systemów pasywnych w odbiorze ciepła powyłaczeniowego oraz ich wpływ na temperaturę czynnika roboczego w obiegu chłodzenia oraz w basenie magazynowym wody przeładunkowej (IRWST).

Data wpływu do redakcji: 01.02.2017

Data akceptacji artykułu: 27.03.2017

Data publikacji online: 30.03.2017

1. Wstęp

W przypadku różnego typu awarii w obecnie eksploatowanych elektrowniach jądrowych istotnym problemem staje się niezawodny i skuteczny odbiór ciepła od rdzenia już po wyłączeniu samego reaktora. Jak powszechnie wiadomo, procesy związane z rozpadem jąder atomowych cechują się pewną bezwładnością. Samo wygaszenie reakcji łańcuchowej nie może jej całkowicie przerwać, w związku z czym przemiany pierwiastków, doprowadzające do ich rozpadu i uwalniania ciepła, przebiegają dalej. Powoduje to generację tak zwanego ciepła powyłaczeniowego, które doprowadza do nagrzewania się reaktora, nawet po jego wyłączeniu. W związku z tym bardzo istotnym problemem jest zagwarantowanie odbioru ciepła powyłaczeniowego bez względu na rodzaj awarii, jak np. rozerwanie rurociągów obiegu chłodzenia, zniszczenie pomp cyrkulacyjnych czy brak zasilania elektrycznego. Rzecz jasna wybuch reaktora jądrowego, ze względu na ujemny temperaturowy współczynnik reaktywności, jest niemożliwy, aczkolwiek brak odbioru ciepła z rdzenia może doprowadzić do jego przegrzania i stopienia.

W celu zagwarantowania skutecznego odbioru ciepła powyłaczeniowego i przeciwdziałania nadmiernemu wzrostowi temperatury w rdzeniu reaktora AP1000 opracowany został pasywny układ odprowadzania ciepła powyłaczeniowego (ang. *Passive Residual Heat Removal* – PRHR) [1], którego celem jest odbiór ciepła z reaktora w sytuacjach, w których normalny odbiór ciepła za pomocą wytwornicy pary byłby niemożliwy, np. podczas utraty zasilania zewnętrznego, utraty chłodziwa ze zbiornika reaktora czy w przypadku uszkodzenia rurociągu z wodą zasilającą lub parą. W skład wyżej wymienionego systemu wchodzi następujące elementy:

- Pasywny wymiennik ciepła (ang. *Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger* – PRHR HX), połączony bezpośrednio

z układem chłodzenia rdzenia, który zbudowany jest z zestawu 689 cylindrycznych kanałów o średnicy 0,019 m. W przypadku wystąpienia awarii całość tworzy naturalny ciąg cyrkulacyjny umożliwiający przepływ chłodziwa pomiędzy rdzeniem a wymiennikiem. Wymiennik razem z układem chłodzenia jest odseparowany od obiegu pierwotnego zaworami, które otwierają się jedynie w przypadku awarii. Kanały wymiennika, odpowiadające za wymianę ciepła, zanurzone są w basenie magazynowym wody przeładunkowej (IRWST), natomiast sam wymiennik umieszczony jest ponad układem chłodzenia reaktora. Dzięki takiej konfiguracji możliwa jest naturalna cyrkulacja wody, spowodowana różnicą temperatur wody w zbiorniku reaktora i IRWST [1,2].

- Basen magazynowy wody przeładunkowej (ang. *Incontainment Refueling Water Storage Tank* – IRWST) o pojemności 2100 m³, znajdujący się nad zbiornikiem reaktora, który stanowi część zarówno układu awaryjnego chłodzenia rdzenia, jak i pasywnego układu odprowadzania ciepła powyłaczeniowego. Zbiornik połączony jest dwoma rurociągami z obiegiem pierwotnym reaktora, do którego, w razie uszkodzenia obiegu chłodziwa lub gwałtownego spadku ciśnienia, woda opada pod wpływem siły grawitacji. Ponadto pełni również rolę źródła odbioru ciepła dla pasywnego wymiennika ciepła [1, 2].

Schemat pasywnego układu odprowadzania ciepła powyłaczeniowego przedstawiono na rys. 1.

Działanie pasywnego układu odprowadzania ciepła można podzielić na kilka podstawowych etapów. Najpierw w razie wystąpienia awarii następuje naturalna cyrkulacja ciepła pomiędzy zbiornikiem reaktora a pasywnym wymiennikiem ciepła (PRHR HX). Następnie ciepło z wymiennika odbierane jest przez wodę zgromadzoną w basenie magazynowym wody

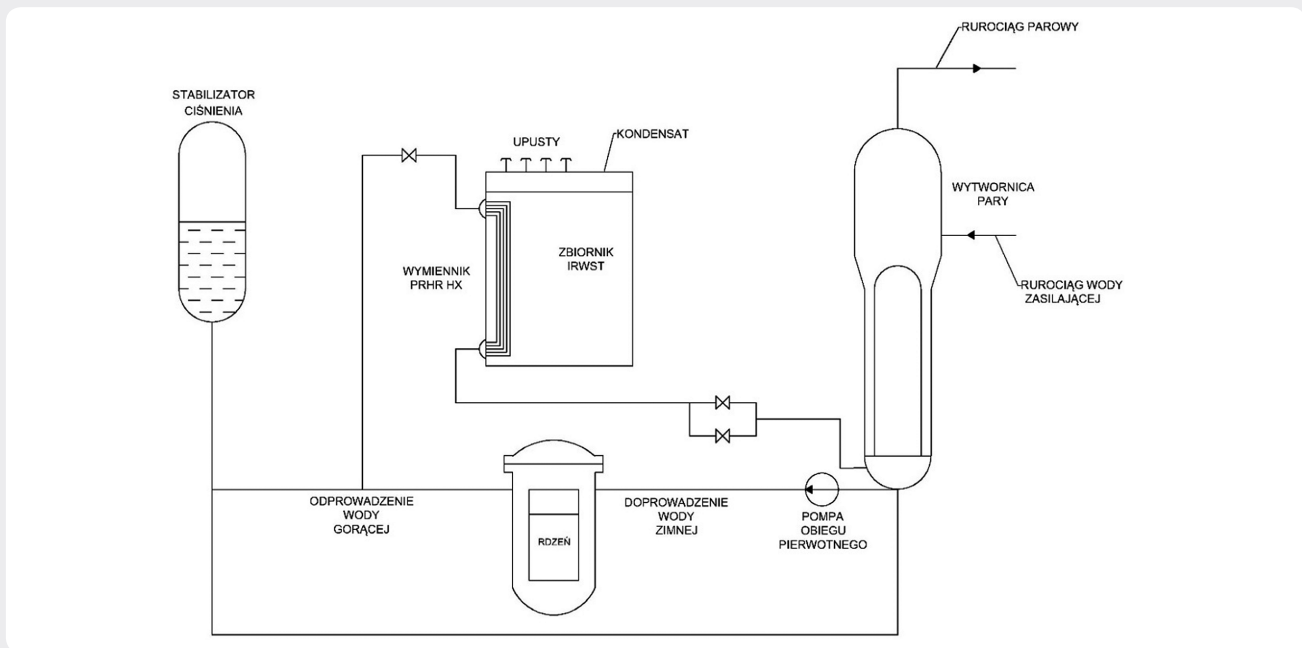
przeładunkowej (IRWST), która po pewnym czasie zaczyna wrzeć. Zbiornik IRWST jest otwarty, w związku z tym powstała para gromadzi się wewnątrz obudowy bezpieczeństwa. Wykonana ze stali obudowa, będąca integralną częścią pasywnego systemu chłodzenia obudowy bezpieczeństwa, chłodzona jest z zewnątrz powietrzem atmosferycznym. Dzięki takiemu rozwiązaniu stanowi ona wymiennik ciepła o ogromnej powierzchni, odbierając przy tym ciepło od pary i doprowadzając do jej skroplenia. Tak skroplona woda trafia z powrotem kanałami do zbiornika IRWST, natomiast gorące powietrze kierowane jest ponownie do otoczenia.

2. Analiza pasywnego układu odprowadzania ciepła powyłaczeniowego w przypadku utraty zasilania elektrycznego

W poniższym rozdziale przedstawiono wyniki przeprowadzonej analizy działania pasywnego układu odprowadzania ciepła powyłaczeniowego w przypadku utraty zarówno zasilania zewnętrznego, jak i generatorów Diesla. W przypadku utraty zasilania zewnętrznego brak sygnału potwierdzającego zadziałanie generatorów Diesla inicjuje proces wyłączenia bloku jądrowego. Pręty awaryjne, wykonane z materiałów silnie pochłaniających neutrony, zostają wprowadzone do rdzenia reaktora, natychmiastowo zatrzymując reakcje jądrowe rozszczepienia. Jednak w wyniku przemian jądrowych, zachodzących w produktach rozszczepienia znajdujących się w rdzeniu, w reaktorze nadal generowane jest ciepło, tzw. ciepło powyłaczeniowe, które musi zostać odebrane. Przez ok. 2 minuty [1] obieg chłodziwa w obiegu pierwotnym jest możliwy dzięki zastosowaniu specjalnie zaprojektowanego koła zamachowego w pompie cyrkulacyjnej. Przez ten czas ciepło powyłaczeniowe oddawane jest wodzie znajdującej się w wytwornicy pary. Po ok. 2 minutach poziom wody w wytwornicy pary osiąga

This is a supporting translation of the original text published in this issue of "Acta Energetica" on pages 112–117. When referring to the article please refer to the original text.

PL



Rys. 1. Pasywny system chłodzenia rdzenia

minimalną wartość graniczną, po czym system automatyki zabezpieczeniowej inicjuje otwarcie zaworów pasywnego układu odprowadzania ciepła powyłączeniowego. Na skutek naturalnej cyrkulacji chłodziwa ciepło powyłączeniowe transportowane jest z rdzenia reaktora do pasywnego wymiennika ciepła (PRHR HX), a następnie oddawane do basenu magazynowego wody przeładunkowej (IRWST). Cyrkulacja wynika z różnicy gęstości/temperatury pomiędzy zimnym chłodziwem reaktorowym w pasywnym wymienniku ciepła (PRHR HX) a gorącym paliwem znajdującym się w rdzeniu reaktora.

Ciepło powyłączeniowe generowane w reaktorze 2 minuty po utracie zasilania można opisać następującą zależnością [3]:

$$Q_{res} = Q_0 \cdot 0.066 \cdot (t^{-0.2} - (t + t_s)^{-0.2}) \quad (1)$$

gdzie:

Q_{pow} – ciepło powyłączeniowe [W], Q_0 – moc reaktora przed wyłączeniem [W], t – czas od momentu wyłączenia reaktora [s], t_s – czas pomiędzy uruchomieniem a wyłączeniem reaktora [s].

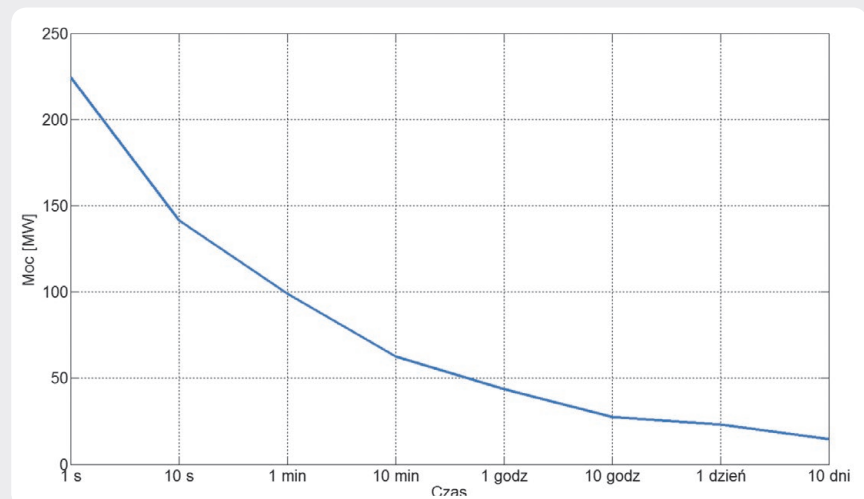
Zakładając, że reaktor przed awarią był eksploatowany bez większych przerw, można założyć, że $t_s \rightarrow \infty$, w związku z czym powyższe wyrażenie można uprościć do następującej formy:

$$Q_{res}(t) = Q_0 \cdot 0.066 \cdot (t^{-0.2}) \quad (2)$$

Na rys. 2 przedstawiono zmianę wartości ciepła powyłączeniowego w czasie od momentu zadziałania pasywnego układu odprowadzania ciepła powyłączeniowego (2 minuty od utraty zasilania zewnętrznego). Podczas tworzenia modelu matematycznego dla odbioru ciepła powyłączeniowego z rdzenia reaktora AP1000 przez wymiennik PRHR HX poczyniono następujące założenia:

1. Temperatura czynnika roboczego jest jednorodna w kierunku promieniowym
2. Wartość ciepła oddawanego przez każdy kanał pasywnego wymiennika ciepła (PRHR HX) jest taka sama
3. Przepływ czynnika roboczego wynosi $\dot{m} = 65 \frac{\text{kg}}{\text{s}}$ [5]
4. Długość pojedynczego kanału wynosi $l = 5,5 \text{ m}$, promień zewnętrzny/wewnętrzny kanał $r_2/r_1 = 0,017/0,019 \text{ m}$ [5], liczba kanałów $n = 689$ [5]
5. Objętość wody w basenie magazynowym wody przeładunkowej $V = 2100 \text{ m}^3$ [1,5]
6. Materiał, z którego wykonany jest pasywny wymiennik ciepła (PRHR HX) – 690Alloy ($\lambda = 13,5 \frac{\text{W}}{\text{mK}}$) [5]
7. Ciśnienie w obiegu pierwotnym $p = 15,5 \text{ MPa}$ [5]
8. Temperatura czynnika roboczego na wlocie do pasywnego wymiennika ciepła (PRHR HX) w momencie zadziałania pasywnego układu odprowadzania ciepła powyłączeniowego $T_1 = 297^\circ\text{C}$ [5]

Temperatura wody w basenie magazynowym wody przeładunkowej (IRWST) $T_{zb} = 20^\circ\text{C}$.
Odbiór ciepła w wymienniku PRHR HX może zostać podzielony na trzy etapy: wnikanie ciepła od ośrodka do ścianki wymiennika, przewodzenie ciepła przez ściankę oraz wnikanie ciepła od ścianki wymiennika do ośrodka ogrzewanego. Strumień ciepła oddawanego w wymienniku PRHR HX może być zatem wyznaczony w następujący sposób [6]:



Rys. 2. Wartość ciepła powyłączeniowego w funkcji czasu

This is a supporting translation of the original text published in this issue of "Acta Energetica" on pages 112–117. When referring to the article please refer to the original text.

PL

Etap 1:

$$Q_1 = \alpha_1 \cdot 2\pi \cdot r_1 \cdot l \cdot (T_1 - T_{s1}) \quad (3)$$

Etap 2 (przenikanie ciepła przez ściankę cylindryczną jednowarstwową):

$$Q_2 = 2 \cdot \lambda \cdot \pi \cdot l \cdot \frac{T_{s1} - T_{s2}}{\ln \frac{r_2}{r_1}} \quad (4)$$

Etap 3:

$$Q_3 = \alpha_2 \cdot 2\pi \cdot r_2 \cdot l \cdot (T_{s1} - T_{zb}) \quad (5)$$

Ruch ciepła jest ustalony, w związku z czym $Q_1 = Q_2 = Q_3$. Dodając stronami powyższe równania, uzyskuje się następującą zależność na strumień ciepła oddawanego z n -elementów rurkowych w wymienniku:

$$Q = \left(\frac{1}{\frac{1}{\alpha_1 \cdot 2 \cdot r_1} + \frac{1}{2\lambda \ln \frac{r_2}{r_1}} + \frac{1}{\alpha_2 \cdot 2 \cdot r_2}} \right) \cdot \pi \cdot l \cdot (T_1 - T_{zb}) \cdot n \quad (6)$$

gdzie:

l – długość wymiennika PRHR HX [m], T_1 – temperatura wody wpływającej do wymiennika [°C], T_{zb} – temperatura wody w zbiorniku IRWST [°C], r_1 – wewnętrzny promień ścianki [m], r_2 – zewnętrzny promień ścianki [m], λ – współczynnik przewodzenia ciepła dla

ścianki [$\frac{W}{m \cdot K}$], α_1 – współczynnik przenikania

ciepła dla wewnętrznej powierzchni ścianki

[$\frac{W}{m^2 \cdot K}$], α_2 – współczynnik przenikania ciepła

dla zewnętrznej powierzchni ścianki [$\frac{W}{m^2 \cdot K}$].

Dla przepływu w prostych, cylindrycznych kanałach przy liczbie Reynoldsa (Re) pomiędzy 10 000 a 120 000 (przepływ turbulentny) oraz dla liczby Prandla (Pr) pomiędzy 0,7 a 120, współczynnik przenikania ciepła można wyznaczyć z następującej zależności [4]:

$$\alpha = 0,023 \cdot \frac{\lambda_{wody}}{2r_1} \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,33} \quad (7)$$

Dla rozpatrywanego przypadku zarówno liczba Reynoldsa, jak i Prandla mieszczą się w wyżej podanych przedziałach.

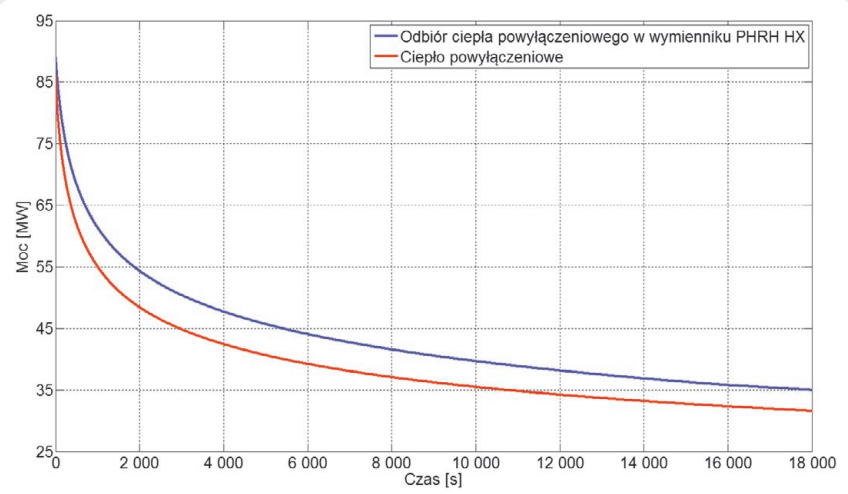
Znając moc cieplną oddawaną do zbiornika IRWST, można obliczyć temperaturę wylotową wody opuszczającej wymiennik PRHR HX, korzystając z poniższej zależności [6]:

$$Q = \dot{m} \cdot c_p(p, T) \cdot (T_1 - T_2) \quad (8)$$

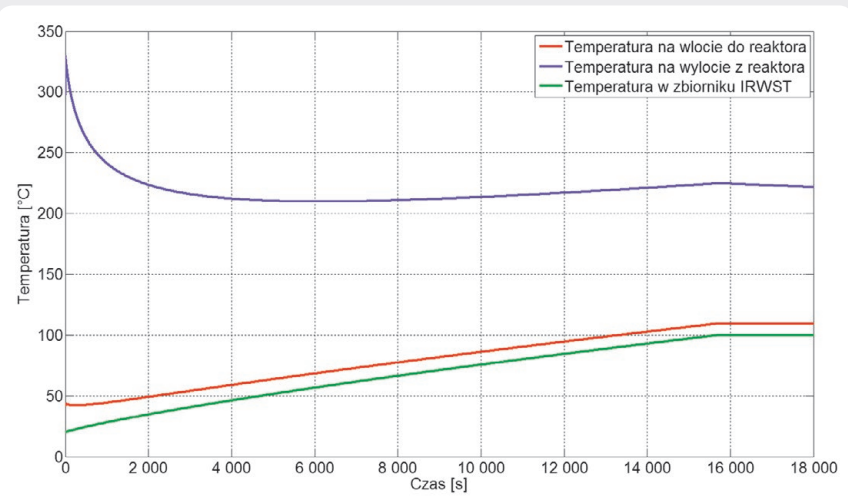
zatem:

$$T_2 = T_1 - \frac{Q}{\dot{m} \cdot c_p(p, T)} \quad (9)$$

Uzyskane w wyniku obliczeń, przeprowadzonych na podstawie przedstawionego powyżej modelu wymiany ciepła, rezultaty zostały zaprezentowane na zamieszczonych wykresach. Na rys. 3 przedstawia spadek wartości ciepła powyłaczeniowego oraz odbiór ciepła powyłaczeniowego w wymienniku PRHR HX w funkcji czasu. Jak można się było spodziewać, zarówno ciepło powyłaczeniowe, jak i odbierane w wymienniku maleje w czasie.



Rys. 3. Ciepło powyłaczeniowe i oddawane w wymienniku PRHR HX w funkcji czasu



Rys. 4. Zależność temperatury czynnika roboczego w obiegu pierwotnym oraz temperatury w zbiorniku IRWST w czasie

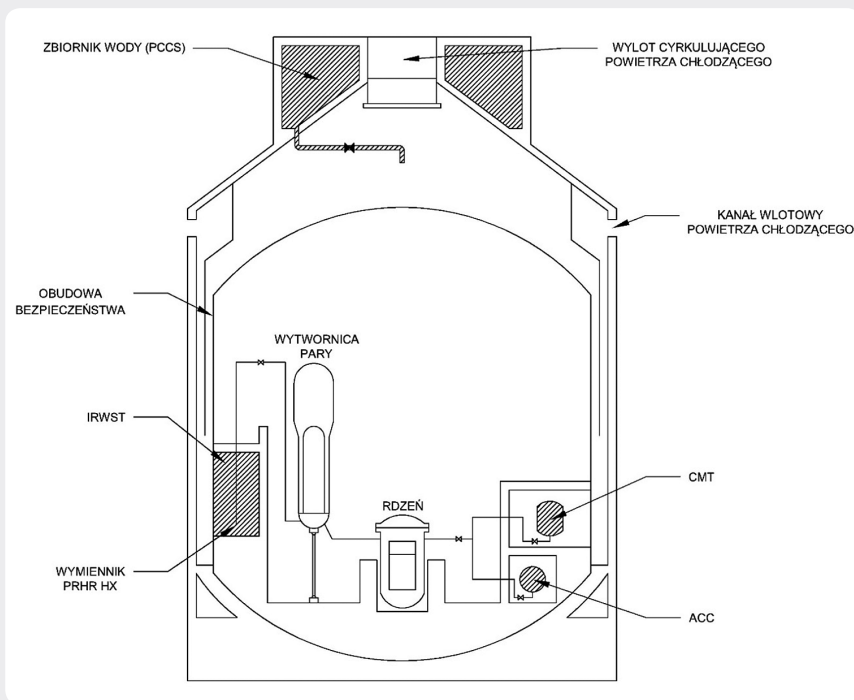
Teoretycznie krzywe przedstawione na rys. 3 powinny się pokrywać, co może świadczyć o pewnej niedokładności stworzonego modelu. Z drugiej jednak strony różnice w początkowej, najistotniejszej z punktu widzenia bezpieczeństwa fazy, są stosunkowo niewielkie (3–4%).

Na rys. 4 przedstawiono zależności pomiędzy czasem a temperaturą czynnika roboczego na wlocie/wylocie z wymiennika PRHR HX (wylocie/wlocie do reaktora) oraz temperaturą w zbiorniku IRWST. Jak widać, temperatura wlotowa do wymiennika PRHR w początkowej fazie mocno maleje. Jest to związane zarówno z początkową, najniższą temperaturą w zbiorniku IRWST, gwarantującą skuteczniejszy odbiór ciepła, jak i z gwałtownym spadkiem wartości ciepła powyłaczeniowego, generowanego w reaktorze. Bardzo szybki spadek temperatury wlotowej do wymiennika PRHR powoduje, że w początkowej fazie obserwowany jest również niewielki spadek temperatury czynnika roboczego dopływającego do reaktora. Sytuacja ta oczywiście jest chwilowym

stanem przejściowym, gdyż już od 7 minuty obserwujemy wzrost temperatury na wlocie do rdzenia. Jak widać, temperatura w zbiorniku IRWST wzrasta stabilnie od swojej temperatury początkowej do 100°C, kiedy to następuje wrzenie wody. Powstała w tym procesie para znajduje się wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, z czasem ją nagrzewając. Obudowę bezpieczeństwa w elektrowni jądrowej z reaktorem AP1000 stanowi wykonany ze stali zbiornik ciśnieniowy, który w sposób ciągły chłodzony jest strumieniem powietrza doprowadzanym z otoczenia kanałami wlotowymi (rys. 5). Powietrze cyrkuluje w sposób naturalny, odbierając ciepło z obudowy, jednocześnie doprowadzając do kondensacji pary wodnej. Skroplona para wodna opada następnie pod wpływem grawitacji do specjalnie przygotowanych rynien, którymi doprowadzana jest z powrotem do zbiornika IRWST. Wykorzystując wyżej opisany system, założono, że objętość wody w zbiorniku IRWST jest stała w czasie. Na podstawie przeprowadzonej analizy można zauważyć, że wrzenie

This is a supporting translation of the original text published in this issue of "Acta Energetica" on pages 112–117. When referring to the article please refer to the original text.

PL



Rys. 5. Pasywny układ chłodzenia obudowy bezpieczeństwa

Temperatura wody w zbiorniku IRWST [°C]	Czas, po którym następuje wrzenie wody w zbiorniku IRWST [godz.]	Temperatura maksymalna w obiegu chłodzenia rdzenia [°C]
20	4,41	329,61
25	4,05	332,53
30	3,77	335,34
35	3,46	338,03
40	3,16	340,58
45	2,92	343,00

Tab. 1. Wyniki obliczeń

wody w zbiorniku IRWST nastąpiło ok. 4,4 godziny po utracie zasilania. Od tego momentu można zaobserwować niewielki spadek zarówno temperatury na wlocie, jak i na wylocie z wymiennika PHRH HX.

Na rys. 5 przedstawiono wyżej wymieniony pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa (ang. *Passive Containment Cooling System* – PCCS). Jeżeli odbiór ciepła przez powietrze jest niewystarczający, zostają otwarte zawory zbiorników wody (PCCS), które zostały umieszczone nad stalową obudową bezpieczeństwa. Woda opada ze zbiorników pod wpływem siły grawitacji i gwarantuje odbiór ciepła. Całą obudowę osłania gruba, betonowa powłoka, a przestrzeń między powłoką a zbiornikiem wypełnia wcześniej wspomniane powietrze, którego przepływ dodatkowo uzupełnia i intensyfikuje chłodzenie [1].

Czas, po jakim nastąpi wrzenie wody w zbiorniku IRWST, zależy w głównej mierze od temperatury początkowej. W powyższej analizie założono, że wynosi ona 20°C. Niemniej wykonana została również analiza dla innych wartości tej temperatury. Wyniki zostały przedstawione w tab. 1.

Na podstawie wyników zawartych w tab. 1 można zauważyć, że im wyższa początkowa wartość temperatury wody w zbiorniku IRWST, tym oczywiście krótszy czas, po którym nastąpi proces wrzenia, ale również wyższa temperatura maksymalna w obiegu chłodzenia rdzenia. Maksymalna dopuszczalna temperatura, z jaką bezpiecznie może pracować wymiennik PHRH HX, wynosi 343,30°C [5], w związku z czym początkowa temperatura wody w zbiorniku IRWST nie powinna przekraczać 45°C.

3. Podsumowanie

Model stworzony na potrzeby powyższego artykułu miał na celu przeanalizowanie możliwości odbioru ciepła powyłaczeniowego w elektrowni jądrowej z reaktorem AP1000 za pomocą pasywnego układu odprowadzania ciepła powyłaczeniowego. Na podstawie zależności (2) oraz danych udostępnionych przez producenta reaktora – firmę Westinghouse [1], wyznaczono rozkład ciepła powyłaczeniowego w czasie. Korzystając z danych odnoszących się do pasywnego układu odprowadzania ciepła, wyznaczono nie tylko moc cieplną

odbieraną przez chłodziwo w rdzeniu reaktora, ale również wartości temperatury czynnika roboczego na wlocie i wylocie z reaktora oraz temperaturę w basenie magazynowym wody przeładunkowej (IRWST), będącym źródłem odbioru ciepła generowanego w rdzeniu. Na podstawie rys. 3 można wyciągnąć wniosek, że niektóre uproszczenia wprowadzone w opracowanym modelu są powodem niezgodności wyznaczonych strumieni ciepła powyłaczeniowego i odbieranego w wymienniku PHRH HX do zbiornika IRWST. Jak widać na rys. 3, różnice w początkowej fazie są nieznaczne (3–4%), jednak wzrastają do czasu ok. 3600 s, kiedy to różnica pomiędzy ciepłem powyłaczeniowym a odbieranym przez zbiornik IRWST osiąga ok. 12,45%. Po tym czasie różnica ta się zmniejsza i pod koniec wynosi ok. 10,50%. W modelu uwzględniono zmianę gęstości i ciepła właściwego chłodziwa w funkcji temperatury i ciśnienia, jednak dla uproszczenia przyjęto jego stały przepływ, co w sposób bezpośredni przyczynia się do niedokładności w tym punkcie. Oczywiście jest, że wraz ze zmniejszeniem różnicy temperatur pomiędzy reaktorem a zbiornikiem strumień masy wody zmaleje. Pierwsze próby potwierdziły, że wraz ze zmniejszeniem przepływu w czasie różnice obserwowalne na rys. 3 znacząco się zmniejszają. Kolejnym krokiem badawczym będzie uzależnienie strumienia masy od różnicy temperatur pomiędzy górnym a dolnym źródłem i dopracowanie stworzonego modelu. Mimo pewnych uproszczeń udało się jednak potwierdzić, że odbiór ciepła powyłaczeniowego z rdzenia w przypadku utraty zasilania elektrycznego i braku załączenia generatorów Diesla jest możliwy bez konieczności przeprowadzania jakichkolwiek operacji przez operatora. Warto zauważyć, że przedstawiony pasywny system odbioru ciepła powyłaczeniowego oraz pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa wykorzystują procesy przebiegające w sposób naturalny, opierające się na podstawowych siłach natury, które nie wymagają praktycznie żadnej interwencji, w szczególności w pierwszych chwilach po wystąpieniu sytuacji awaryjnej. Na rys. 4 przedstawiono wspomniane wyżej zależności pomiędzy temperaturą czynnika roboczego w różnych punktach obiegu chłodzenia oraz temperaturą wody w zbiorniku IRWST a czasem. Jak już zostało wspomniane, gwałtowny spadek temperatury wody wlotowej do wymiennika PHRH HX w początkowej fazie jest spowodowany szybko malejącą mocą powyłaczeniową oraz niską temperaturą dolnego źródła. Oczywiście ze względu na stały wzrost temperatury w zbiorniku IRWST warunki odbioru ciepła od chłodziwa ulegają stopniowemu pogorszeniu, a po ok. 1,85 godziny można zaobserwować ponowny, subtelny wzrost temperatury wody na wylocie z rdzenia reaktora. Po wystąpieniu wrzenia wody w zbiorniku IRWST po ok. 4,41 godziny można zaobserwować kolejny niewielki i utrzymujący się do końca analizy spadek temperatury na wylocie i wlocie do reaktora. Ciepło przekazywane do zbiornika IRWST od tego momentu jest zużywane tylko na proces parowania znajdującej się w nim wody. Po ok. 36 godzinach od wystąpienia awarii

This is a supporting translation of the original text published in this issue of "Acta Energetica" on pages 112–117. When referring to the article please refer to the original text.

PL

reaktor uzyskuje bezpieczne warunki wyłączeniowe bez konieczności żadnej ingerencji człowieka. Po tym czasie moc cieplna generowana w reaktorze nie przekracza 0,6% mocy znamionowej.

Bibliografia

1. <http://www.westinghousenuclear.com/> [dostęp: 18.01.2017].
2. Status report 81 – Advanced Passive PWR (AP 1000) [online], <https://aris.iaea.org/>
3. Kim L.K. i in., Potential Signatures and the Means of Detecting a Hypothetical Ground Source Cooled Nuclear Reactor, *Science & Global Security* 2016, Vol. 24, No. 2, s. 92–113.
4. Men Q.M. i in., Calculation Method of Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger and Numerical Simulation, *Journal of Power and Energy Engineering* 2014, No. 2, s. 8–14.
5. Jia B. i in., Numerical Simulation of PRHR System Based on CFD, *Journal of Applied Mathematics and Physics* 2013, No. 1, s. 74–81.
6. Pudlik W., Wymiana i wymienniki ciepła, Wydawnictwo Politechniki Gdańskiej, Gdańsk 2012.

Jakub Aleksander Sierchuła

mgr inż.

Politechnika Poznańska

e-mail: jakub.sierchula@put.poznan.pl

Ukończył studia na Wydziale Elektrycznym Politechniki Poznańskiej na kierunku elektrotechnika, specjalność: systemy elektroenergetyczne. Od 2015 roku pracuje w Instytucie Elektroenergetyki Wydziału Elektrycznego Politechniki Poznańskiej na stanowisku asystenta. Jego zainteresowania naukowe dotyczą zagadnień wytwarzania energii elektrycznej w elektrowniach jądrowych oraz reaktorów wysokotemperaturowych.

Krzysztof Sroka

dr inż.

Politechnika Poznańska

e-mail: krzysztof.sroka@put.poznan.pl

Ukończył studia na Wydziale Elektrycznym Politechniki Poznańskiej (1976). Stopień naukowy doktora nauk technicznych uzyskał na swoim macierzystym wydziale (1986). Obecnie pracuje w Instytucie Elektroenergetyki Wydziału Elektrycznego Politechniki Poznańskiej na stanowisku adiunkta. Jego zainteresowania naukowe obejmują: zagadnienia związane z pracą elektrowni w systemie elektroenergetycznym, problematykę obrony i odbudowy zdolności wytwórczych elektrowni oraz elektrociepłowni w stanach awarii katastrofalnych, skojarzone wytwarzanie energii elektrycznej i ciepła.