

ANALIZY BEZPIECZEŃSTWA REAKTORÓW JĄDROWYCH; WYKORZYSTANIE DOŚWIADCZEŃ Z POLSKI W USA, SZWECJI I KOREI POŁUDNIOWEJ

Nuclear reactor safety analyses; Transfer of experience gained in Poland to the USA, Sweden and South Korea

Michael Z. Podowski i Stanisław Kasprzak

Streszczenie: Celem obecnego artykułu jest retrospektywne omówienie wieloletnich prac badawczych dot. bezpieczeństwa jądrowych reaktorów energetycznych prowadzonych przez współautorów i ich współpracowników, rozpoczętych w Polsce, kontynuowanych w USA i zastosowanych w Szwecji i Korei Południowej. Głównym tematem są badania eksperymentalne i teoretyczno-numeryczne modelowanie skutków poważnych awarii prowadzących do częściowego stopienia rdzenia reaktora. Pokazane wyniki badań obejmują wodne reaktory ciśnieniowe (WWER-440, amerykańskie PWR, koreański APR-1400) oraz reaktory wrzące (BWR).

Abstract: The purpose of this paper is to give a retrospective overview of multiyear studies on reactor safety, performed by the co-authors and their collaborators, first in Poland, then in the US and also in Sweden and South Korea. The focus of the studies was on the analysis of core meltdown accidents for PWRs (from WWER-440 to APR 1400) and BWRs (for both the US and Swedish designs).

Słowa kluczowe: analizy bezpieczeństwa, reaktor jądrowy, prace badawcze

Keywords: safety analyses, nuclear reactor, investigations

Wstęp

Prace badawcze dotyczące jądrowych reaktorów energetycznych rozpoczęły się w Polsce w latach 70. w związku z planami budowy elektrowni jądrowej w Żarnowcu. Szereg projektów odnoszących się do bezpieczeństwa reaktorów¹⁻¹⁶ wykonywany był na zlecenie Energoprojektu w Instytucie Techniki Ciepłej (ITC) Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa (MEiL'u) Politechniki Warszawskiej (PW). Głównym celem prac koordynowanych przez Michaela Podowskiego było przeprowadzenie analizy możliwości przewidywania przebiegu i skutków potencjalnych awarii typu LOCA w reaktorze WWER-440. Badania i analizy realizowane były przez zespół składający się z pracowników naukowych PW (dr. S. Kasprzaka, doc. dr. M. Kiełkiewicz, dr. J. Matuły, dr. J. Adamskiego, doc. dr. hab. M.Z. Podowskiego) oraz grupy studentów/doktorantów (M. Kosińskiego, W. Baltyna, M. Stępniewskiego, Z. Pietrzyka, W. Fijałkowskiego, Z. Koszela, H. Anglarta).

Wybrane wyniki są krótko omówione w dalszej części artykułu. Projekty zostały przerwane w wyniku rezygnacji rządu PRL z budowy elektrowni jądrowej w Żarnowcu. Ponadto zespół badawczy został poważnie uszczuplony w związku z wyjazdem Michaela Podowskiego do

Introduction

The investigations in Poland were conducted in the Department of Power and Aeronautical Engineering (MEiL) at Warsaw University of Technology (WUT) in the 70s. They included several projects on nuclear reactor safety. The main objective of the projects coordinated by Prof. Podowski was to study the consequences of hypothetical LOCA-type accidents in the Soviet Union-designed WWER-440 pressurized water reactors. The work was performed by a team consisting of both academic personnel (dr. S. Kasprzak, doc. dr. M. Kiełkiewicz, dr. J. Matuła, dr. J. Adamski, doc. dr. hab. M.Z. Podowski) and graduate/doctoral students (M. Kosiński, W. Baltyn, M. Stępniewski, Z. Pietrzyk, W. Fijałkowski, Z. Koszela, H. Anglart). Selected results are discussed in the first part of this paper. All projects were eventually discontinued due to the decision of the Polish government to cancel the planned construction of a nuclear power plant in Poland. Furthermore, the membership of the research group gradually started to shrink, first due to the departure of Prof. Podowski from Poland to the US, then because nearly all participating students moved to Sweden, where they were employed first by ABB

USA, a następnie wyjazdu większości studentów uczestniczących w tym projekcie do Szwecji, gdzie zostali zaangażowani przez ABB Atom i inne firmy branży atomowej, a nawet przez Królewski Instytut Technologiczny w Sztokholmie.

Odnowienie współpracy pomiędzy współautorami nastąpiło w połowie lat 80., kiedy na zaproszenie Michała Podowskiego, który był wtedy profesorem na Rensselaer Polytechnic Institute (RPI), Stanisław Kasprzak dwukrotnie dołączał do jego grupy badawczej, jako „visiting professor”. Tym razem tematyka projektów dotyczyła modelowania procesów związanych z transportem stopionych materiałów rdzenia reaktorów General Electric typu BWR w wyniku awarii podobnych do tej, która miała miejsce w Japonii (Fukushima) w 2011 r. Warto tutaj dodać, że w latach późniejszych badania prowadzone na RPI objęły również reaktory wrzące budowane w Szwecji, co było okazją do kontynuowania współpracy pomiędzy dawnymi członkami zespołu MEiL. Przegląd wyników badań jest istotnym elementem niniejszego artykułu.

Prof. Podowski powrócił w ostatnich latach do tematyki modelowania awarii reaktorów. Tym razem, przedmiotem badań były reaktory ciśnieniowe, a w szczególności nowe południowo-koreańskie reaktory APR-1400, których budowa jest planowana również w Polsce. Krótkie omówienie najnowszych wyników prac prowadzonych we współpracy z Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) jest przedstawione w ostatniej części artykułu.

Tematyka artykułu dokumentuje stosunkowo rzadki przypadek wykorzystania wiedzy w dziedzinie energetyki jądowej zdobytej w Polsce do badań w trzech różnych krajach na trzech różnych kontynentach.

Zagadnienia bezpieczeństwa związane z budową Elektrowni Jądowej w Żarnowcu

Jakkolwiek w latach 70. reaktory wodno-ciśnieniowe działały już w wielu krajach świata, problemem specyficznym dla projektowanej elektrowni jądowej w Żarnowcu było zastosowanie nietypowego rozwiązania obudowy bezpieczeństwa, której podstawowym elementem był tzw. barboter, czyli wielopoziomowy kondensator pary, pokazany na rys. 1. Analiza jego efektywności wymagała rozwinięcia metod modelowania procesów związanych z ucieczką chłodziwa reaktorowego (mieszanki wody i pary o zmiennych własnościach) najpierw do części suchej obudowy bezpieczeństwa, a następnie przepływu mieszanki woda/para/powietrze przez kondensator. Ze względu na nietypowe rozwiązanie proponowanego systemu, ważnym elementem prac były analizy porównawcze bazujące na typowym amerykańskim rozwiązaniu „containment building” zastosowanym w fińskiej elektrowni jądowej Loviisa.

Atom and then by other nuclear institutions and even the Royal Institute of Technology in Stockholm.

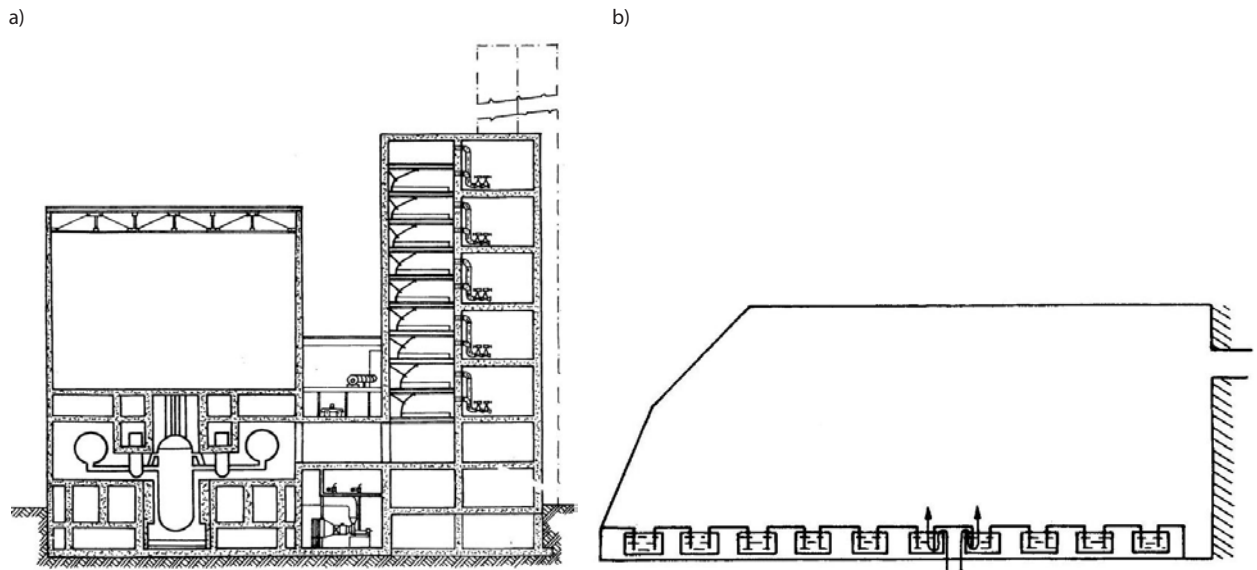
Starting in 1980s, the collaboration between the co-authors if this paper restarted, this time in the US, when Dr. Kasprzak accepted the invitation of Prof. Podowski to spend two years as a visiting professor at Rensselaer Polytechnic Institute (RPI). This time, the experience gained from the early studies in Poland was used in the analysis of core meltdown phenomena in the GE-designed boiling water reactors of the type of those installed at the Fukushima-Daiichi power plant in Japan. Later, similar studies were conducted at RPI, in collaboration with some of the former members of the MEiL group, for the Swedish-type BWRs. The results of the above studies, as well as of those performed recently for pressurized water reactors, and the Korean-design APR-1400 in particular, are discussed in the second part of the paper.

All in all, this paper documents a not-so-common example of knowledge and experience transfer in the area of nuclear power engineering, gained in Poland, to three countries on three different continents.

Safety Analysis for the Proposed Nuclear Power Plant in Żarnowiec, Poland

The main purpose of the work was the development of tools and their application to predict the response of severe accident mitigation systems to be installed in the WWR-440 power plant. The plant was supposed to be equipped with a somewhat unusual steam (or bubble) condenser which was supposed to prevent overpressurization and overheating of the tight part of the reactor building. A schematic of the bubble-condenser tower (or barboter), consisting of multiple-stage parallel shallow horizontal trays filled with water, is shown in Fig. 1. The studies carried out at WUT combined theoretical analysis, experiments and computer simulations using the proposed models. Due to a rather unusual system design, the verification of the newly-developed tools included comparisons against predictions for a standard containment building design in the Finnish Loviisa power plant.

Since the implementation of nuclear power in Poland required the involvement of a large number of qualified engineers, the faculty of the WUT MEiL Department also organized, and gave lectures at, postgraduate academic programs at Warsaw University of Technology, Gdansk University of Technology and the Offices of the Polish Society of Mechanical Engineers in Bydgoszcz.



Rys. 1. Schemat elektrowni w Żarnowcu: (a) układ chłodzenia reaktora i obudowa bezpieczeństwa, (b) układ pojedynczej półki kondensatorów pary w barboteże

Fig. 1. Schematic of planned nuclear power plant (NPP) in Żarnowiec: (a) reactor building, (b) single stage of a multistage bubble condenser (barboter)

Ponieważ wprowadzenie energetyki jądrowej w Polsce wymagało odpowiednio wyszkolonej kadry inżynierskiej, prace wykonane na Wydziale MEiL Politechniki Warszawskiej nie ograniczały się wyłącznie do badań, ale obejmowały również przekazywanie ich wyników licznym grupom inżynierów, którzy mieli kierować realizacją budowy elektrowni w Żarnowcu. Cel ten by realizowany w formie organizacji i prowadzenia wykładów na studiach podyplomowych m.in. na Wydziale MEiL, na Wydziale Elektrycznym Politechniki Gdańskiej oraz przez Stowarzyszenie Inżynierów i Techników Mechaników Polskich (SIMP) w Bydgoszczy.

Matematyczne Modelowanie Procesów Awaryjnych w Reaktorach WWER-440

Pierwszym etapem analizy zachowania barbotera w warunkach awaryjnych było modelowanie stanów nieustalonych w obiegu pierwotnym reaktora. Podstawowymi elementami modelu były: wymiana ciepła wewnątrz elementów paliwowych oraz pomiędzy koszulkami prętów paliwowych i chłodziwem, przepływ chłodziwa pomiędzy reaktorem i wytwornicami pary, dynamika stabilizatora ciśnienia, wymiana ciepła w wytwornicach pary, awaryjna ucieczka chłodziwa, oraz reakcja mocy cieplnej reaktora na zmianę temperatur materiałów rdzenia.

Schemat obiegu pierwotnego pokazany jest na rys. 2. Ponieważ rzeczywisty system składał się z sześciu równoległych pętli, każda z dwóch pętli chłodzenia w schemacie mogła reprezentować od jednej do pięciu pętli pracujących przy tych samych parametrach. Na rysunku pokazana jest również schematycznie sytuacja

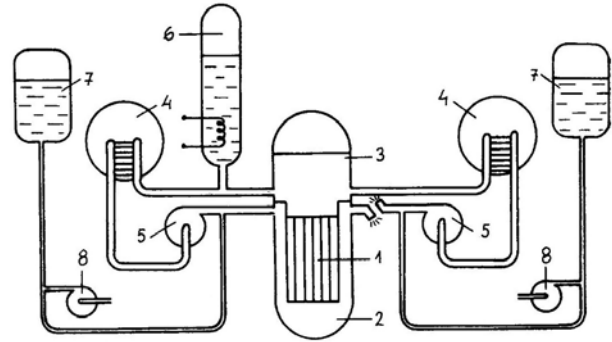
Mathematical Modeling and Computer Simulations of WWER-440 System Response to Transients and Accidents

Two groups of models have been developed, one for the in-vessel phenomena following a guillotine-type break of the cold leg of one of the six parallel recirculation loops, the other for the steam/air mixture and fission product transport inside a multicompartment reactor building. The major components of the models included: heat transfer inside fuel elements and between the fuel cladding and the coolant, fluid flow around the primary system, coolant blowdown after system failure, and reactor neutronic and thermal power evaluation at transient and accident conditions.

A schematic of the primary system is shown in Fig. 2. As can be seen, the actual six-loop primary system had been represented as a combination of five identical intact loops and one subject to a guillotine-type break. The resultant primary system model of both transients and accidents (including design-basis and large LOCA) had been numerically implemented as a flow and heat transfer code, AWAR, coupled with the neutron kinetics model, KINET. The latter model was activated only for non-shutdown transients and was replaced by a prescribed decay-heat power curve after reactor shutdown. Block diagrams of both codes are shown in Fig. 3. They were uploaded on a CYBER-73-16 computer with a CDC-6400 central processor. A typical nodalization of the primary system is shown in Fig. 4. As can be seen, the reactor core was divided into two radial zones, each subdivided

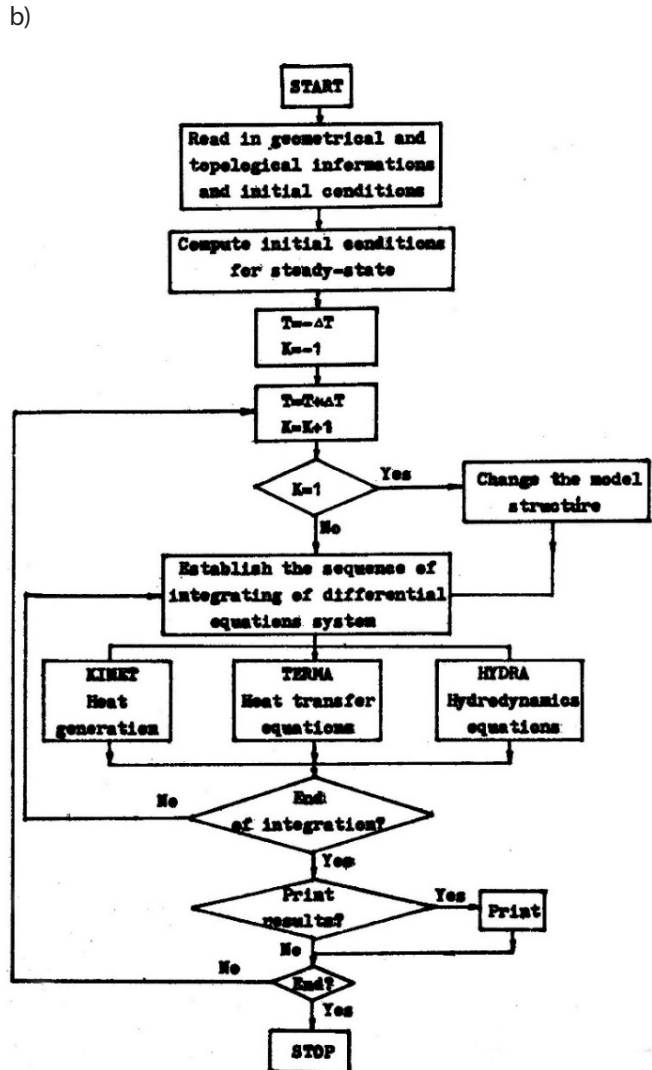
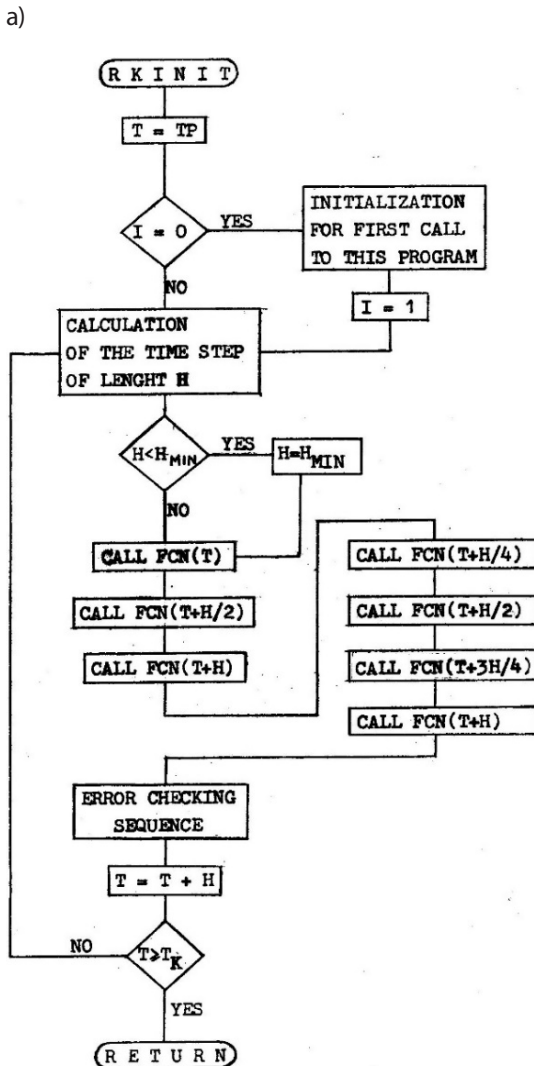
odpowiadająca rozpatrywanej przyczynie awarii, którą jest gilotynowe przecięcie rury „zimnej” gałęzi pomiędzy jedną z wytwornic pary i reaktorem (cold leg double break LOCA). Geometria pokazana na rys. 2 była podstawą numerycznej wersji nowego modelu przeznaczanego do symulacji tak nieawaryjnych stanów nieustalonych (lub „design-basis accidents” nieprowadzących do uszkodzenia systemu), jak i wymienionej wyżej awarii typu Large LOCA. Model komputerowy obiegu chłodzenia reaktora miał nazwę AWAR. Zmienna w czasie moc cieplna reaktora (tzn. energia generowana w paliwie) w sytuacjach nieawaryjnych była obliczana w sprzężonym z AWAR’em programie KINET, natomiast w przypadku awarii była określona przez standardową krzywą mocy powyłączeniowej (dacay heat power curve).

Schematy blokowe obu programów pokazane są na rys. 3. Obliczenia obydwoma programami przeprowadzane były na komputerze CYBER 73-16 z centralnym procesorem CDC-6400. Struktura modelu w programie



Rys. 2. Schemat obiegu pierwotnego reaktora WVER-440: 1 – rdzeń reaktora, 2 – dolna komora zbiornika ciśnieniowego, 3 – górna komora zbiornika ciśnieniowego, 4 – poziome wytwornice pary, 5 – główne pompy cyrkulacyjne, 6 – stabilizator ciśnienia, 7 – zbiorniki awaryjnego wtrysku wody, 8- pompy systemu zalewania reaktora

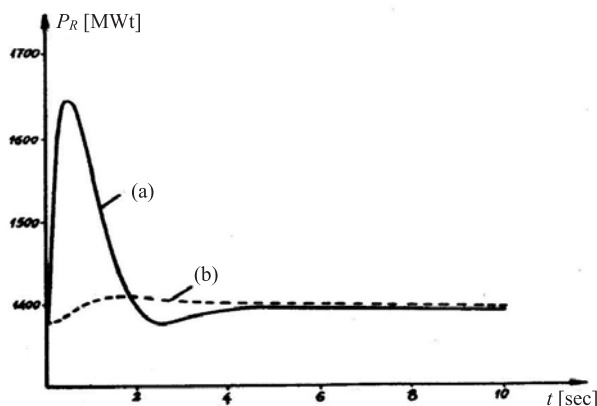
Fig. 2. Primary system of VVER-440: 1 – reactor core, 2 – lower plenum, 3 – upper plenum, 4 – horizontal steam generators, 5 – main recirculation pumps, 6 – pressurizer, 7 – ECC accumulators, 8 – emergency-cooling pumps



Rys. 3. Schematy blokowe programów komputerowych do analizy stanów nieustalonych i awaryjnych reaktora WVER-440⁵¹¹: a) KINET, b) AWAR
 Fig. 3. Block diagrams of computer codes developed for the analysis of VVER-440 primary system response during transients and accidents⁵¹¹: a) KINET, b) AWAR

AWAR jest pokazana na rys. 4. Jak widać, rdzeń reaktora był podzielony na dwie strefy promieniowe, a każda z nich na trzy do pięciu węzłów w kierunku pionowym. Zgodnie z punktowym modelem kinetyki neutronów, moc generowana w kasetach paliwowych w każdym węźle odpowiadała odpowiedniej parze współczynników promieniowego i osiowego rozkładu strumienia neutronów termicznych.

Przykładowe wyniki symulacji nieawaryjnego stanu nieustalonego reaktora WWER-440 są pokazane na rys. 5. Celem obliczeń było zademonstrowanie zastosowania połączonych programów AWAR i KINET do określenia odpowiedzi systemu na skokową zmianę reaktywności (np. w wyniku częściowego wyciągnięcia z rdzenia prętów regulacyjnych). Zgodnie z przewidywaniami, jakkolwiek średni strumień neutronów i odpowiadająca mu moc rozszczepieniowa wydzielona w paliwie gwałtownie rosną zaraz po wprowadzeniu zaburzenia, moc cieplna dostarczana do chłodziwa rośnie stosunkowo nieznacznie, a oba parametry asymptotycznie zbiegają się do tej samej stałej wartości odpowiadającej nieznacznie podwyższonym temperaturom paliwa i chłodziwa, określonym przez zadane współczynniki reaktywności.



Rys. 5. Zmiany mocy reaktora WWER-440 na zewnętrznie wymuszony nagły wzrost reaktywności o wartości $0,2\beta^{eff}$: (a) moc wydzielona w paliwie, (b) moc cieplna odebrana przez chłodziwo

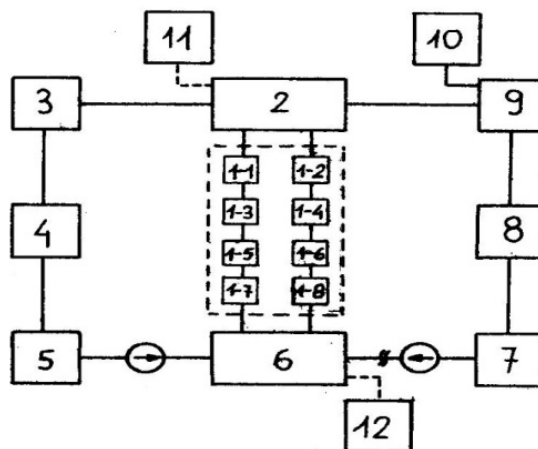
Fig. 5. Reactor power response to a step reactivity increase by $0.2\beta^{eff}$: power generated in reactor fuel, (b) thermal power removed by coolant

W symulacji przebiegu opisanych powyżej awarii typu Large LOCA, moc reaktora zmieniała się zgodnie z krzywą powyłączeniową pokazaną na rys. 6(a), a natężenie wypływów przez obie strony przerwanej rury i jednoczesny spadek ciśnienia w reaktorze pokazane są na rys. 6(b).

Jak widać, intensywny wypływ chłodziwa (tzw. blowdown), najpierw do pomieszczenia wytwornic pary, a potem do obudowy bezpieczeństwa, trwa niewiele ponad 20 s. Wpływ ucieczki chłodziwa na temperaturę koszulek elementów paliwowych i samego paliwa w tym samym okresie przedstawiony jest na rys. 7.

Przebiegi temperatur koszulek odpowiadają ich wartościom w najbardziej obciążonych kasetach pali-

into three to five axial nodes. According to the point kinetics concept, the power generated in each node corresponded to specified radial and axial neutron flux distribution coefficients.

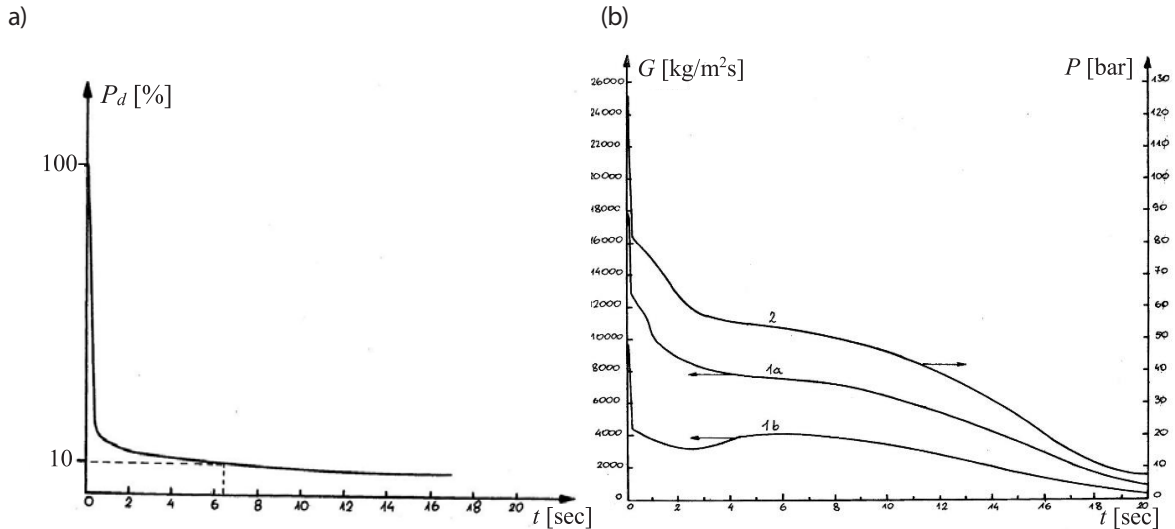


Rys. 4. Przykładowy schemat obiegu pierwotnego reaktora WWER-440 w programie AWAR⁵

Fig. 4. Typical schematic of the VVER-440 primary system model implemented in the AWAR code⁵

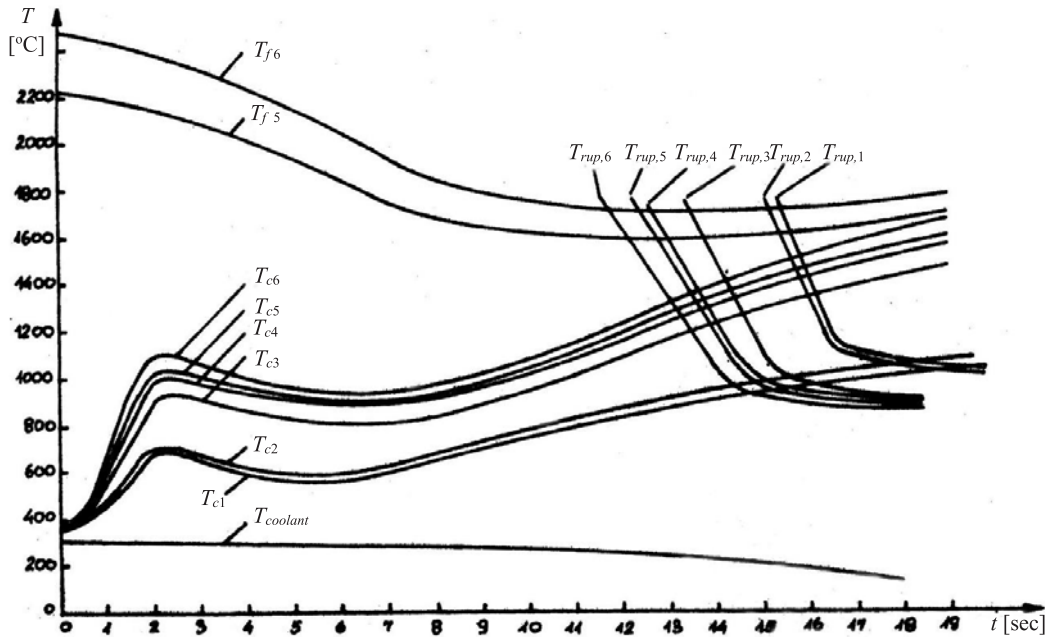
Typical results of predictions for a WWER-440 design-basis transient are presented in Fig. 5. They show the application of the combined AWAR and KINET solver to predict reactor response to a step change of reactivity due to a partial withdrawal of control rods from the core. As expected, whereas the fission power (corresponding to the average neutron flux) increased very fast, the thermal power transferred into the reactor coolant grew only slightly and then both parameters asymptotically converged to the same constant value pertaining to the slightly increased temperatures of both the fuel and the coolant.

In the case of a large LOCA accident, the reactor power followed the decay-heat power shown in Fig. 6(a), and the predicted coolant outflow rates from both sides of the broken pipe and the corresponding reactor pressure drop are given in Fig. 6(b). As can be seen, the coolant blowdown period lasted only slightly more than 20 s. The impact of the loss of coolant on the temperatures of cladding and fuel materials is illustrated in Fig. 7. The individual cladding temperatures correspond to their maximum values for two different power coefficients in two radial zones: outer (0.81 or 0.86) and central (1.57 or 1.4). The maximum fuel temperatures in each zone account for a local peaking factor of 1.15 across the highest-load fuel assembly. A sudden coolant pressure drop after pipe break, combined with the fuel element (and fission gas gap) heatup, dramatically increased the pressure difference across the cladding tubes. This effect, further augmented by the accelerated zircaloy



Rys. 6. Przebieg zmian parametrów w obiegu pierwotnym reaktora WWER-440 w warunkach awarii typu Large LOCA¹⁴: (a) względna moc powyłężeniowa (procent mocy nominalnej), (b) ucieczka chłodziwa od strony zbiornika reaktora (1a) i od strony pompy (1b) oraz spadek ciśnienia (2).

Fig. 6. VVER-440 primary system parameters during blowdown phase of Large LOCA¹⁴: (a) relative decay heat power (percentage of rated power), (b) mass flowrates on the (1a) RPV and (1b) pump sides of the break and (2) system pressure.



Rys. 7. Przebieg zmian temperatur paliwa i koszulek elementów paliwowych reaktora WWER-440 oraz krzywe temperatur uszkodzenia koszulek w funkcji czasu, w trakcie ucieczki chłodziwa z obiegu pierwotnego w wyniku Large Break LOCA¹². Poszczególne krzywe odpowiadają następującym współczynnikom nierównomierności promieniowego rozkładu mocy w elementach paliwowych reaktora: (1) $F_R=0,81$, (2) $F_R=0,86$, (3) $F_R=1,4$, (4) $F_R=1,57$, (5) $F_R=1,61$, (6) $F_R=1,81$

Fig. 7. Calculated maximum cladding and fuel temperatures, as well as characteristic time-dependent cladding failure temperature curves during blowdown phase of Large-Break LOCA in VVER-440¹². The individual transient temperatures correspond to two nodalization schemes of a two-zone reactor model. The two highest values of the coefficients, F_R account for the effect of nonuniform power distribution across individual fuel assemblies

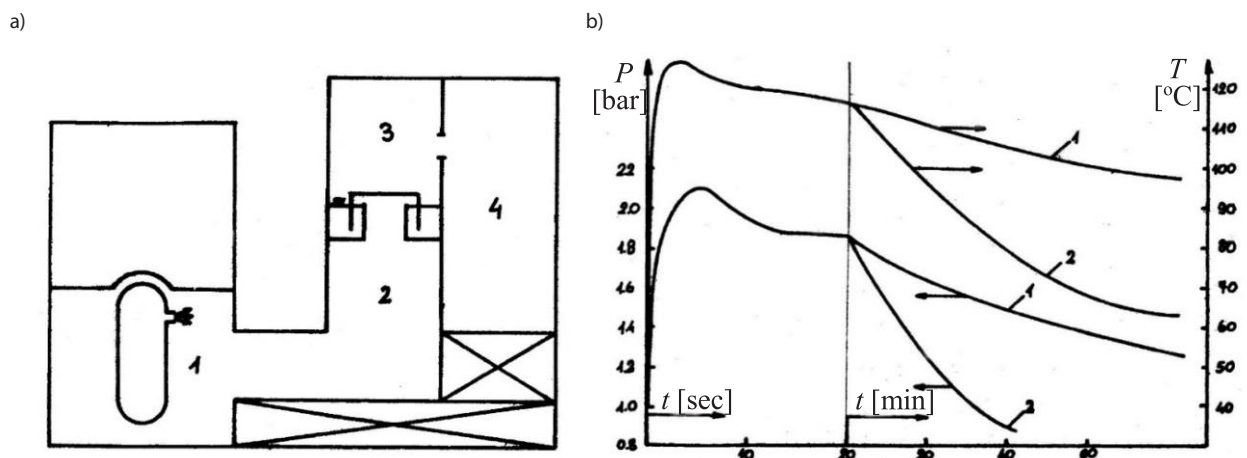
wowych w strefach o różnych współczynnikach promieniowego rozkładu mocy, tzn. w strefie zewnętrznej (0,81 lub 0,86) i centralnej (1,57 lub 1,4) rdzenia w dwóch różnych modelach dwustrefowych, oraz w najbardziej obciążonych elementach paliwowych strefy centralnej dla każdego z tych dwóch modeli. W tych ostatnich przypadkach założona wartość lokalnego współczynnika nierównomierności rozkładu mocy pomiędzy elementami paliwowymi najbardziej obciążonych kaset wy-

oxidation, dramatically deteriorated the mechanical strength of the cladding and led to a loss of their integrity and to fission product release into the coolant channels and then into the reactor containment building. The timing of cladding failure corresponded to the cross-over points between the actual cladding temperatures and the curves describing the predicted time of failure in the individual zones.

siła 1,15. Ponieważ w wyniku spadku ciśnienia chłodziwa różnica ciśnień wewnątrz (produkty rozszczepienia) i na zewnątrz koszulek gwałtownie rośnie, a jednocześnie utlenianie koszulek cyrkonowych osłabia ich wytrzymałość mechaniczną, oba te zjawiska prowadzą do utraty szczelności koszulek i wydzielania się radioaktywnych izotopów do chłodziwa, a z chłodziwem do budynku reaktora. Przewidywane przez obecny model momenty uszkodzenia koszulek odpowiadają punktom przecięcia krzywych temperatur koszulek z krzywymi temperatur uszkodzenia w funkcji czasu w poszczególnych strefach.

Parametry cieplne chłodziwa wypływającego z obiegu pierwotnego stanowiły dane wejściowe dla modelu obudowy bezpieczeństwa. Schemat geometryczny modelu pokazany jest na rys. 8(a).

The parameters of the coolant leaving the primary system have been used to determine steam/air properties in the multicompartment model of the reactor building shown in Fig. 8(a). The model consisted of four interconnected volumetric nodes, the most important of which was the tray-type water condenser (barboter). The composition of steam/air/water mixture in each node was described by a set of non-steady-state conservation equations for mass, momentum and energy, combined with several closure laws to account for barboter-induced condensation, as well as for heat transfer with the compartment walls, and for steam condensation on the walls and on water droplets injected by a sprinkler system. Sample results of parametric calculations on the size effect of water



Rys. 8. Symulacja przebiegu awarii wewnątrz szczelnej powłoki budynku reaktora WWER z barboterem¹³. (a) Schemat cztero-segmentowego modelu szczelnej powłoki: 1 – boks wytwornic pary, 2, 3 – pomieszczenia dolotowe i wylotowe półek kondensatora pary (barbotera), 4 – akumulacyjna komora końcowa, (b) przebiegi temperatury i ciśnienia w boksie wytwornic pary: 1 – bez zastosowania systemu wtrysku, 2 – przy zastosowaniu takiego systemu **Fig. 8.** Long-term accident simulation in reactor containment. (a) Four-volume model of reactor containment¹³: 1 – steam generators, 2, 3 – inlet and outlet sections of steam condenser (barboter), 4 – noncondensed-steam/air accumulation chamber, (b) temperature and pressure in steam generators' box: 1 – without sprinkler system, 2 – with sprinklers

Składał się on z czterech połączonych węzłów objętościowych, z których najważniejszym był barboter. Stan mieszaniny pary, wody i powietrza w każdym węźle był określony za pomocą niestacjonarnych równań zachowania masy, momentu i energii, z uwzględnieniem wymiany ciepła ze ścianami i kondensacji na ścianach poszczególnych pomieszczeń oraz kondensacji na wtryskiwanych kropkach wody. Typowe wyniki modelowania wpływu kondensacji na nagrzewanie się kroplek wody opadających z wysokości 20 m na posadzkę pomieszczenia wypełnionego mieszaniną parowo-powietrzną o ciśnieniu 210 kPa, temperaturze 120°C i wysokim stopniu wilgotności przedstawione są na rys. 9. Strzałkami oznaczone są momenty osiągnięcia pełnego dystansu przez krople o średnicach od 0,5 mm do 4 mm oraz ich końcowe temperatury. Jak widać, bardzo małe krople ogrzewają się zbyt szybko, a przewidywana średnica optymalna, przy której krople osiągają temperaturę mieszaniny w momencie dotarcia do posadzki, wynosi około 2 mm.

droplets injected into the steam generator room are shown in Fig. 9. As can be seen, the efficiency of condensation significantly depends on droplet size, and the optimal diameter at which droplets reached the temperature of the surrounding steam/air mixture at the compartment floor was about 2 mm.

Since the multiple-level multiple-element barboter was modeled as a single node, the built-in implicit assumption was a uniform condensation rate for all individual segments. This assumption was consistent with the tech specs received from system designers in the Soviet Union, but due to the complex system structure, its experimental verification deemed important. The interesting, and quite surprising, results of such experiments performed in parallel with the computational studies are discussed in the next section.

The overall containment model was numerically implemented as another computer code, BOTER¹⁶. The predicted pressure and temperature distributions are

Ponieważ wielopoziomowy, wieloelementowy barboter był modelowany, jako pojedynczy węzeł, naturalnym lub wewnętrznym/ukrytym (implicit) założeniem modelowym był równomierny rozptyw mieszaniny parowo-powietrznej pomiędzy półkami i identyczna efektywność kondensacji na poszczególnych półkach. Było to założenie zgodne ze specyfikacjami konstruktorów ze Związku Radzieckiego, ale skomplikowana struktura barbotera sugerowała konieczność jego eksperymentalnego sprawdzenia. Ciekawe, a nawet zaskakujące, wyniki pomiarów przeprowadzonych w ITC PW i ich konsekwencje omówione są w dalszej części artykułu. Te same eksperymenty były wykorzystane do określenia niektórych współczynników użytych w modelu.

Kompletny model matematyczny został przetworzony na program komputerowy, BOTER¹⁶. Podczas gdy głównym celem symulacji programem AWAR były zjawiska zachodzące w obiegu pierwotnym w trakcie krótkotrwałej fazy „blowdown”, obliczenia programem BOTER obejmowały procesy o dużo dłuższej skali czasowej, pozwalające ocenić wpływ urządzeń takich jak barboter i wtrysk zimnej wody na zapobieżenie uszkodzeniu obudowy bezpieczeństwa. Model budynku szczelnego i typowe wyniki przewidywanych spadków temperatury i ciśnienia w pomieszczeniu wytwornicy pary w przypadku równomiernej kondensacji pokazane są na rys. 8(b).

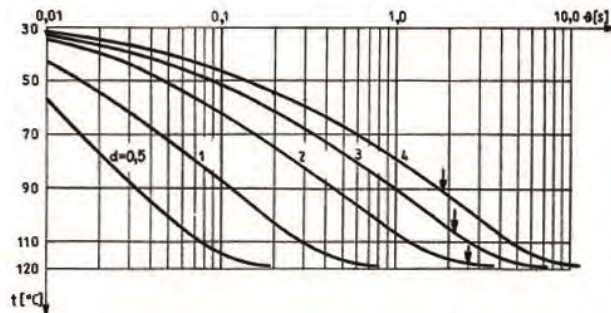
Interesującą obserwacją jest fakt, że chociaż ww. modele sformułowane były około 45 lat temu, jednak nigdy nie straciły swojej aktualności. Podobne modele są ciągle elementami programów takich jak RELAP-5, TRACE, CONTAIN i innych, a podstawowe ulepszenia związane są z wykorzystaniem nowych danych doświadczalnych w modelowaniu poszczególnych zjawisk, zwiększeniem szybkości obliczeń komputerowych i usprawnieniami dotyczącymi tzw. „computer-user interface”.

Badania Eksperymentalne Awaryjnego Kondensatora Pary (Barbotera)

Eksperymentalne badania barbotera realizowane w ITC miały trzy podstawowe cele:

- ocenę efektywności procesu kondensacji pary z mieszaniny parowo-powietrznej podczas barbotażu,
- badanie charakterystyki hydrodynamicznej elementu półki kondensatora,
- badanie reakcji półki kondensatora na falę uderzeniową.

Badania efektywności procesu kondensacji przeprowadzone były na stanowisku pomiarowym przedstawionym na rys. 10. Całość eksperymentów obejmowała 8 serii pomiarowych z dziewięcioma pomiarami w każdej serii. Parametry wejściowe w każdym pomiarze to: ciśnienie, zawartość pary wodnej w mieszaninie parowo-powietrznej, wydatek masowy mieszaniny oraz tempe-



Rys. 9. Efekt kondensacji pary z mieszaniny parowo-powietrznej na wzrost temperatury opadających kroplek wody o średnicach początkowych (d) od 0,5 mm do 4 mm¹⁵

Fig. 9. Effect of steam condensation on the temperature of falling water droplets of different initial diameters (d), from 0.5 to 4 mm¹⁵

shown in Fig. 8(b). The corresponding time scale was this time much longer and extended well over one hour period, which allowed one to assess the effectiveness of various accident mitigation systems as means of assuring the integrity or reactor containment.

It is interesting to notice that although the models discussed in this section were developed about 45 years ago, similar modeling concepts are still being used today. The evolution of codes such as RELAP (more recently, TRACE), CONTAIN, and others has been focused on using updated experimental evidence, capitalizing on accelerating the speed and size of processors, and on improving the computer-user interface, but the fundamental modeling principles, similar to those used in AWAR and BOTER, are still valid.

Experimental Studies of Emergency Steam Condenser

Three series of experiments were performed. They were focused on:

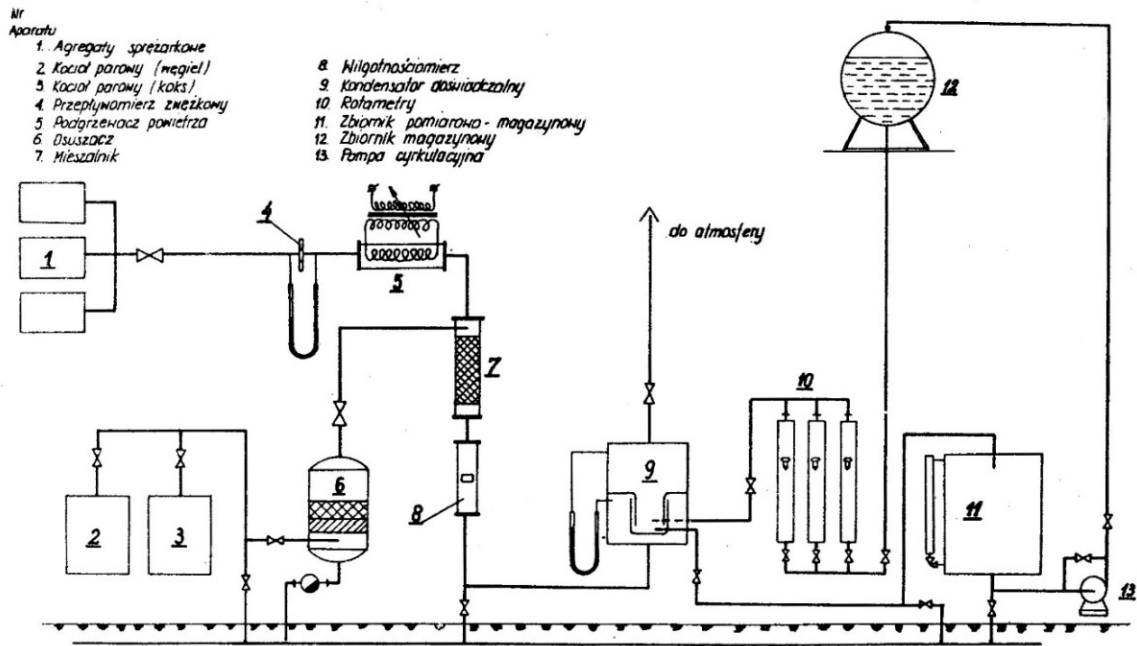
- assessment of the efficiency of steam removal from steam/air mixture using the tray-type condenser system,
- investigation of dynamic characteristics of a single element of the condenser system,
- analysis of the impact of shock wave on system response.

The experimental facility used in the first series is shown in Fig. 10. The experiments included 8 series of measurements with 5 data points in each series. The following parameters were used as input in each measurement: steam/air composition, mass flowrate and tray water temperature. They corresponded to different time instants during the predicted accident progression. In general, the results confirmed that as long as uniform mixing occurred between the gaseous steam/air flow and liquid water, the effectiveness

ratura wody na półce. Wartości większości parametrów odpowiadały wynikom obliczeń w określonych momentach czasu od rozpoczęcia awarii. Ogólnym wnioskiem ze wszystkich pomiarów było to, że jak długo intensywne mieszanie istnieje w obrębie całego przekroju półki, a barbotaż jest równomierny, efektywność kondensacji, zdefiniowana jako względny spadek entalpii mieszaniny pomiędzy wlotem i wylotem, była wysoka, a odpowiadająca jej sprawność kondensacji osiągała wartości bliskie 100%.

of condensation was high and the corresponding efficiency was close to 100%. This, in turn, was in agreement with the modeling assumptions.

To verify the assumption of uniform steam/air flow distribution in the actual multiple-stage condenser, a second series of experiments was carried out to quantify the hydrodynamic features of the condenser trays and to determine the relationship between pressure drop and mass flowrate for a varying amount of water on the tray. A schematic of the test



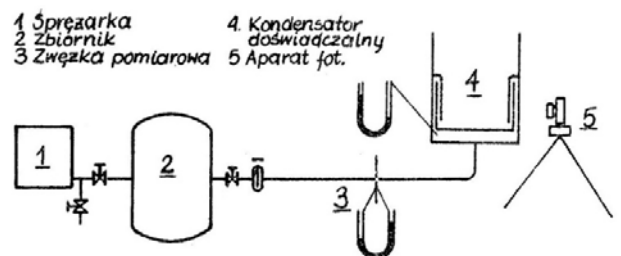
Rys. 10. Schemat stanowiska badawczego do badania efektywności kondensacji w barbotażu¹⁷

Fig. 10. Experimental facility used to study efficiency of condensation in the bubble condenser (barboter)¹⁷

Ponieważ warunkiem osiągnięcia wysokiej efektywności kondensacji w rzeczywistym wielopółkowym systemie jest równomierny przepływ mieszaniny przez poszczególne półki oraz w obrębie indywidualnych półek, celem kolejnych eksperymentów było przebadanie właściwości hydrodynamicznych elementu półki i określenie spadku ciśnienia w funkcji wydatku przepływu i ilości wody na półce kondensatora. Z uwagi na to, że we wczesnym stadium awarii zawartość pary w powietrzu jest znikoma i ma niewielki wpływ na dynamikę przepływu, czynnikiem przepływającym przez kondensator doświadczalny było tym razem czyste powietrze. Schemat stanowiska pomiarowego jest pokazany na rys. 11.

Spadki ciśnienia dla różnych natężeń przepływu wyznaczone były dla kondensatora napełnionego wodą (do wysokości 500 mm) oraz dla suchej półki bez wody. Dodatkowo mierzoną wielkością była wysokość słupa piany. Wybrane wyniki pomiarów przedstawione są na rys. 12. Analiza wyników pokazała, że w zakresie małych prędkości (0 – 0,7 m/s) wystąpiło kilka niespodziewanych

section used for this purpose is shown in Fig. 11. The experiments included two different settings. In one of the condenser tray was filled with a 500 mm high layer of water, in the other it was dry. In the former case, the measured parameters include the height of the foam layer above the liquid water surface. Selected results of the measurements are shown in Fig. 12. They



Rys. 11. Stanowisko do badania własności hydrodynamicznych półki kondensatora¹⁷

Fig. 11. Experimental facility used to study hydrodynamic response of the bubble condenser to different loads¹⁷

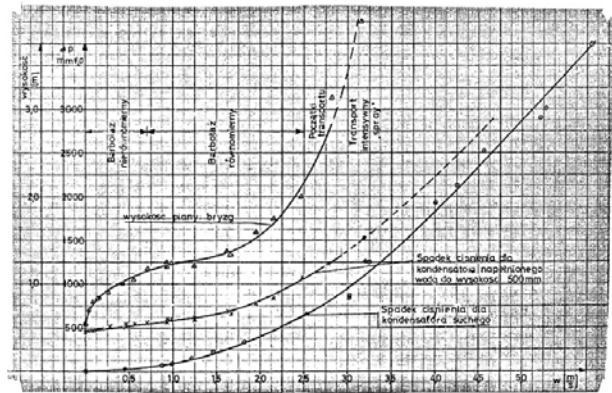
niekorzystnych zjawisk, takich jak: nieznaczny wzrost oporu przepływu przez kondensator suchy i jego niewielki udział w oporze całkowitym, oraz gwałtowny lokalny wzrost wysokości słupa piany, który miał tendencję przemieszczania się w poprzek półki, powodując jej nierównomierne obciążenie cieplne i możliwość znacznego obniżenia ogólnej efektywności kondensacji całego systemu.

Odrębnym zagadnieniem było badanie reakcji półki kondensatora na falę uderzeniową, która mogła powstać w wyniku gwałtownego wycieku chłodziwa z obiegu pierwotnego na początku awarii. Porównanie wyników pomiarów czasu usuwania wody po skokowej zmianie (wzroście) ciśnienia w eksperymencie z teoretycznie przewidywanym skokiem w warunkach rzeczywistych wykazało, że kondensator skutecznie spełniał funkcję urządzenia tłumiącego, a znaczące wypchniecie wody z półek, było praktycznie niemożliwe. Jednocześnie okazało się jednak, że ze względu na możliwość odkształceń pojedynczych półek, ich konstrukcja powinna być wzmocniona.

Wyniki eksperymentów były pierwszym zaskakującym dowodem fundamentalnych braków proponowanej konstrukcji barbotera, które stawiały pod znakiem zapytania jego użyteczność w przypadku awarii. Po zakończeniu badań wszystkie ich rezultaty zostały przekazane odpowiedniemu wydziałowi sponsora, czyli Energoprojektu. Jak wynikało z dostępnych informacji, spowodowały one trochę zamieszania w biurach projektantów barbotera w Związku Radzieckim i spowodowały zmiany konstrukcyjne w systemie barbotera w elektrowni atomowej Paks na Węgrzech i innych podobnych instalacjach. Ostatecznie jednak wszystkie elektrownie jądrowe z tym typem kondensatora, które działały w krajach Unii Europejskiej, zostały zamknięte.

Wydzielanie Radioaktywnych Produktów Rozszczepienia

Wyniki obliczeń parametrów ciepło-przepływowych w wyniku awarii reaktora zostały wykorzystane, jako dane wejściowe do oceny koncentracji izotopów promieniotwórczych wydzielonych z uszkodzonych elementów paliwowych do obudowy bezpieczeństwa. Zbudowany w tym celu model oparty był na podziale podstawowych produktów rozszczepienia powstających w rdzeniu reaktora na sześć grup, każda z określoną stałą rozpadu, współczynnikami określającymi przemiany (produkcje lub ubytek) pomiędzy różnymi grupami, przekroje czynne, współczynniki dyfuzji itp. Koncentracje początkowe były określone dla warunków równowagi osiągniętych po dostatecznie długim okresie bezawaryjnej pracy reaktora. Momenty wydzielania odpowiadały momentom uszkodzenia koszulek paliwowych w strefach o zadanych współczynnikach promie-



Rys. 12. Oryginalny graficzny zapis hydrodynamicznych pomiarów półki barbotera¹⁷

Fig. 12. Original chart documenting measured hydrodynamic properties of barboter's unit segment¹⁷

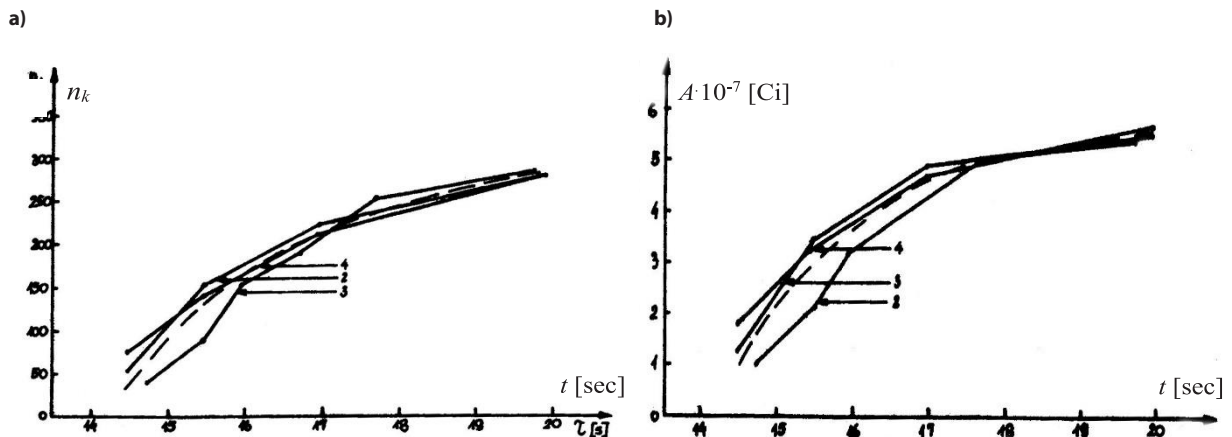
revealed that random local flow fluctuations and foam formation would likely cause a nonuniform thermal load and could considerably deteriorate the overall effectiveness of the barboter.

Another issue included in the study dealt with the condenser response to a possible shock wave occurring during the violent blowdown phase of loss of coolant from the primary system. The experimental results indicated that whereas the condenser could effectively contribute to wave dumping, it was also noticed that to withstand the corresponding dynamic load of such waves, the condenser tray units should be mechanically reinforced.

Interestingly, the overall results of the experiments described above provided the original evidence of design deficiencies of the bubble condense system (barboter). They led to several design modifications which were implemented by the Soviet Union supplier (or vendor) in the subsequently built WWER-440 power plants, first in the Paks nuclear power plant in Hungary and later also in other similar installations. Eventually, all nuclear power plants with the bubble condenser system operated in the European Union member countries were shut down.

Fission Product Release into Reactor Building

The calculated thermal parameters of steam/air mixture released into the multicompartment reactor building were used as the input to a model of fission product release from damaged fuel elements and their transport and deposition between the individual compartments. The total population of radioactive isotopes was divided into six groups, each characterized by different nuclear and chemico-physical properties, such as nuclear reaction cross-sections, diffusion coefficients, etc. Their initial concentrations were determined assuming equilibrium conditions after



Rys. 13. Postęp procesu wydzielania substancji radioaktywnych z rdzenia reaktora: (a) tempo powiększania się ilości uszkodzonych kaset paliwowych dla różnych promieniowych rozkładów mocy, (b) aktywność wydzielonych halogenów¹². Linia przerywana odpowiada średniej wartości dla podanych rozkładów mocy

Fig. 13. Progress of the release of radioactive isotopes for reactor core: (a) temporal increase of the number of damaged fuel assemblies for different radial power distributions, (b) total released activity of halogens¹². The dotted line refers to the average value for three different radial power distributions

niowego rozkładu mocy w reaktorze, zilustrowanymi na rys. 7.

Przykładowe wyniki obliczeń przewidywanych sekwencji wzrostu ilości uszkodzonych elementów paliwowych i odpowiadającej im wydzielonej aktywności promieniotwórczej pierwiastków halogenowych dla różnych rozkładów mocy pokazane są na rys. 13.

Jak można łatwo zauważyć, całkowita aktywność wydzielona po uszkodzeniu wszystkich elementów była praktycznie niezależna od rozkładu mocy, co potwierdziło prawidłowość tak modelu, jak i algorytmu obliczeniowego. Policzona w ten sposób wartość była użyta do oszacowania stopniowego spadku aktywności rozproszonych w powietrzu produktów rozszczepienia w poszczególnych strefach obudowy bezpieczeństwa. Przykładowe wyniki dla jodu-131 pokazane są na rys. 14. Potwierdzają one znaczenie systemu wtrysku wody i różnych rozwiązań filtrów.

Prace Badawcze w USA

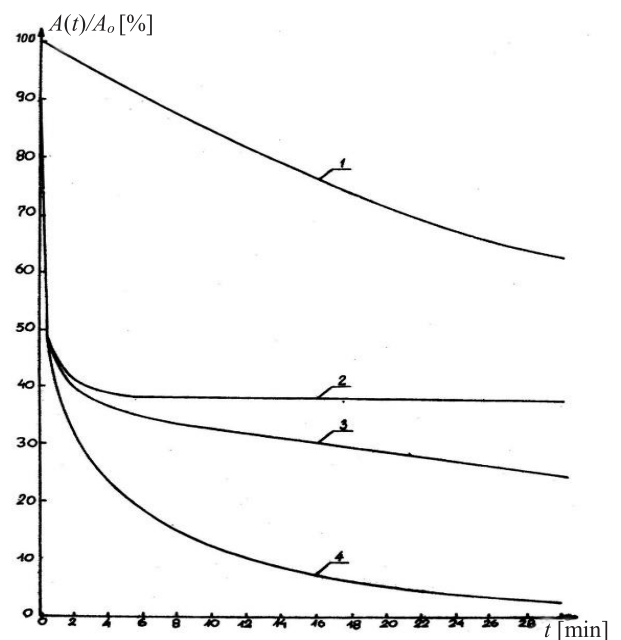
- Badania Eksperymentalne Poważnych Awarii Reaktorów Wrzących (BWR),
- Modelowanie Teoretyczne i Symulacje Komputerowe Poważnych Awarii Reaktorów Wrzących (BWR),
- Modelowanie i Symulacje Komputerowe Awarii Reaktorów Ciśnieniowych (PWR),
- Zastosowanie Modelu COMPASS do Analizy Procesów Awaryjnych w Reaktorze TMI-2.

Badania Eksperymentalne Poważnych Awarii Reaktorów Wrzących (BWR)

Ponieważ badania eksperymentalne związane z topnieniem materiałów rdzenia reaktora są bardzo pracochłonne, a ich zakres jest zwykle ograniczony, niskotemperaturowe eksperymenty laboratoryjne wykonane

a sufficiently long reactor operation time prior to the accident. Their release instants corresponded to the cladding failure time in specific core zones, shown in Fig. 7.

The temporal history of the number of damaged fuel pins and the corresponding levels of released radioactivity of halogens as functions of radial peaking factors are shown in Fig. 13. As can be seen, the total activity released after the failure of all fuel elements was practically independent of the details of power spatial distribution, thus confirming the consistency of the model. The calculated quantity was



Rys. 14. Zmiana względnej aktywności jodu-131 wydzielonego z rdzenia¹³: 1 – bez systemu zraszania, 2 – z udziałem systemu zraszania, 3, 4 – z uwzględnieniem systemu zraszania oraz dwóch rozwiązań filtrów
Fig. 14. Rate of change in the activity of Iodine-131 released from the reactor core¹³: 1 – without sprinklers, 2 – with sprinklers, 3, 4 – with sprinklers and one of two different filter systems

z użyciem materiałów zastępczych (tzw. simulant materials) stanowią bardzo pożyteczną alternatywę. Wybrane wyniki badań prowadzonych na RPI, a dotyczących zakresu i prawidłowości skalowania wyników tego typu eksperymentów i ich wykorzystania dla przewidzenia podobnych procesów w warunkach rzeczywistych, są omówione poniżej.

Ważnym zagadnieniem w studiach konsekwencji poważnych awarii reaktorów jest analiza procesów zachodzących pomiędzy ciekłymi materiałami rdzenia (tzw. „corium”), które przedostały się na dno dolnej komory zbiornika ciśnieniowego i ścianą zbiornika. W obecnym przypadku takimi materiałami zastępczymi były tzw. metal Wood’a (corium) i parafina (ściana dna zbiornika). Dla potwierdzenia stosowności tych materiałów dla analizy rzeczywistych awarii eksperymenty poprzedzone były skalowaniem przebiegu procesów wymiany ciepła i zmiany fazy z użyciem rzeczywistych (odpowiednio UO_2 i stal) i zastępczych materiałów. Przykładowe wyniki pozwalające na określenie stałych (w czasie) współczynników skalowania, takich jak stosunek rosnących grubości zestalonych warstw początkowo-stopionych materiałów i podobny stosunek stopionych warstw materiałów reprezentujących ścianę zbiornika reaktora, podane są na rys. 15.

Jak widać, parametry materiałów użytych w eksperymentach mogą być dobrane tak, że szybkości procesów zmian fazy (krzepnięcia lub topnienia) w obu przypadkach są prawie identyczne w miarę szerokim zakresie temperatur. Ponieważ odpowiednie współczynniki podobieństwa utrzymują praktycznie stałe wartości niezależnie od warunków początkowych, przewidywanie procesów rzeczywistych na bazie danych eksperymentalnych (czyli skalowanie) jest zawsze możliwe.

subsequently used to assess the rate of gradual decay of the fission products dispersed in the atmosphere of the individual compartments of the containment building. Typical results of the total predicted radioactivity of I-131 is shown in Fig. 14. They also include the impact of water spray and the effect of different filter designs.

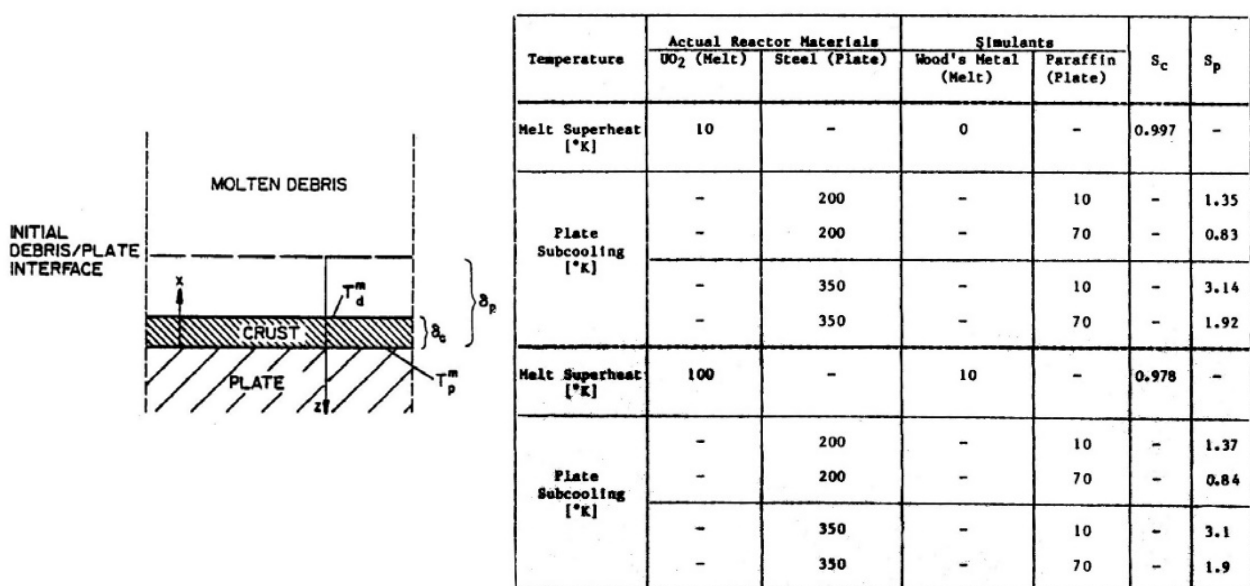
Research Investigations in the USA

- Experimental Investigations of Severe Accidents in BWRs
- Theoretical Modeling and Computer Simulations of Severe Accidents in BWRs
- Modeling and Computer Simulations of Severe Accidents in Pressurized Water Reactors (PWR)
- COMPASS analysis of TMI-2 Accident

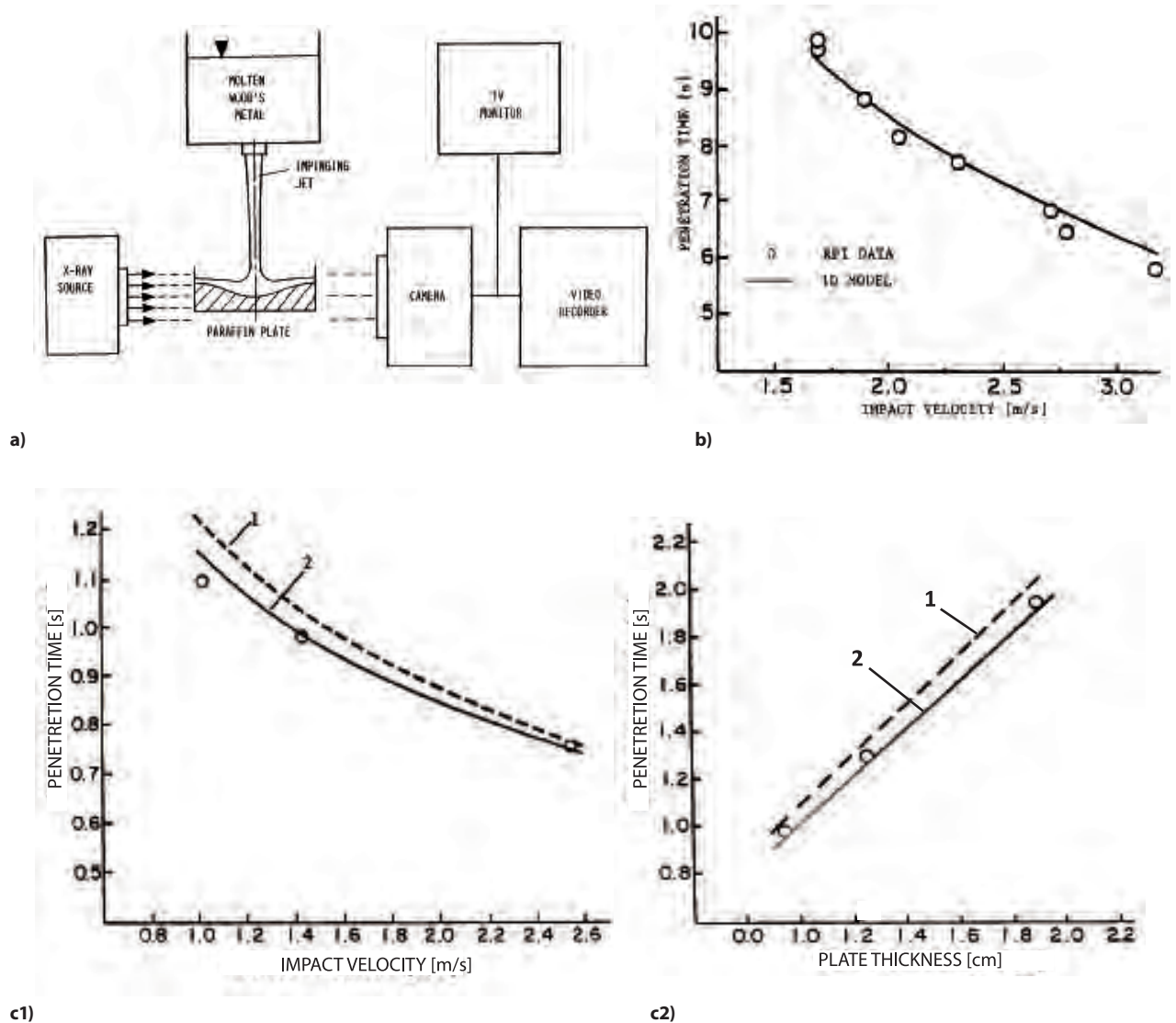
Experimental Investigations of Severe Accidents in BWRs

Any experiments dealing with using actual reactor materials to study core meltdown phenomena at extremely high temperatures require very elaborate preparations and their scope and experimental matrices are normally very limited. Thus, a very important practical issue is concerned with the possibility of using simulant materials to conduct lab-scale measurements at much lower temperatures. The results of selected studies aimed at the scalability of results performed using simulant materials to the actual reactor accident conditions are discussed next.

An important issue in the analysis of in-vessel accident progression is the interaction between



Rys. 15. Skale czasowe podobieństwa procesów topnienia poziomych płyt w kontakcie z ciekłymi/krzepnącymi materiałami uszkodzonego reaktora¹⁹
 Fig. 15. Scaling analysis for horizontal plate melting in contact with molten/solidifying corium¹⁹



Rys. 16. Efekt strumienia ciekłego materiału rdzenia na szybkość topnienia poziomej płyty¹⁹: (a) eksperymenty laboratoryjne z użyciem materiałów symulacyjnych, (b) porównanie wyników obliczeń z eksperymentami laboratoryjnymi, (c) porównanie wyników obliczeń i pomiarów przy wtrysku strumienia ciekłego stopu żelaza z aluminium na powierzchnię stalowej płyty: 1 – model skupiony, 2 – model jedno-wymiarowy

Fig. 16. Impact of molten jet injection on solid plate melting¹⁹: (a) experimental apparatus using simulant materials, (b) validation of distributed-parameter model against RPI data, (c1), (c2) model validation against experimental data using iron-alumina jet impinging on steel plate. 1 – lumped-parameter model, 2 – 1D model

Zweryfikowane w ten sposób materiały zastępcze były wykorzystane w całej serii eksperymentów. Schemat jednego ze stanowisk badawczych pokazany jest na rys. 16(a). Porównanie pomiędzy zmierzonym czasem kompletnego przetopienia „płyty” parafiny przez spadający strumień ciekłego metalu Wood’a i wynikami obliczeń modelem teoretycznym pokazane jest na rys. 16(b). Ten sam model był również wykorzystany dla odtworzenia wyników pomiarów z użyciem materiałów (prawie) rzeczywistych, przeprowadzonych w SANDIA National Laboratory. Jak widać na rys. 16(c), ten sam przestrzennie-zależny model wykazał zgodność z danymi pomiarowymi dla dwóch eksperymentów z materiałami o zupełnie różnych własnościach cieplnych.

molten/solidifying corium discharged from the reactor core onto the lower head. The simulant materials used in the RPI experiments were: molten Woods metal (for corium) and paraffin (for solid/ablating plate). A comparison between the predicted progression of simultaneous freezing and melting against actual materials (UO_2 and steel, respectively) has been performed using a complete time-dependent one-dimensional model of heat transfer with phase change. The model schematic and the calculates scaling constants, i.e., the simulant-to-actual ratio of time-dependent solid crust thickness, S_c , and a similar ratio of the layers, of molten plate materials (percolating upwards due to buoyancy), S_p , are shown

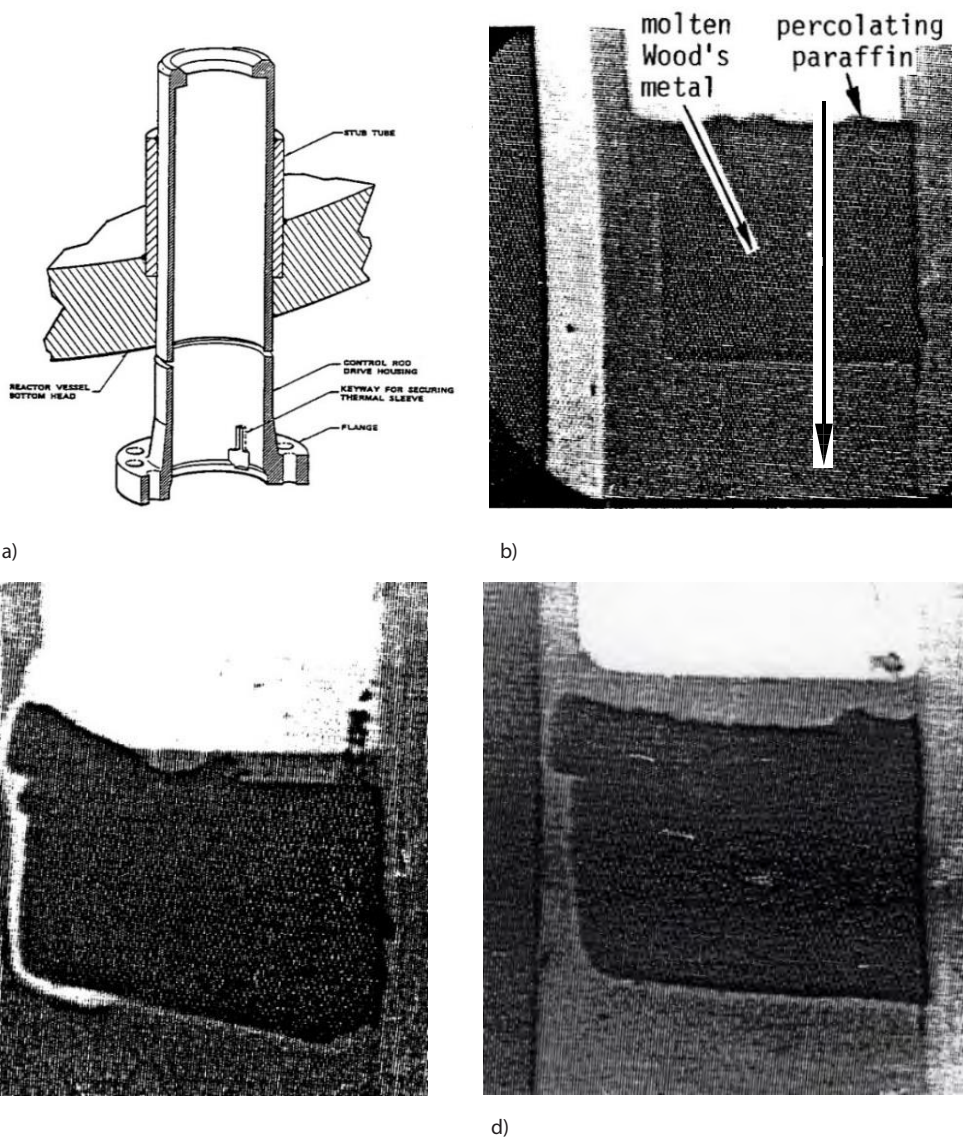
Podobne eksperymenty były prowadzone dla oceny procesów topnienia stalowej osłony prętów regulacyjnych reaktora, jak również pionowych ścian zbiornika, w kontakcie z płynnym, ale stopniowo krzepnącym „corium”. Zdjęcia z użyciem aparatu rentgenowskiego pokazane są na rys. 17 i rys. 18.

Rys. 17 przedstawia jakościowe wyniki eksperymentów z materiałami zastępczymi w kontekście postępującego procesu topnienia osłony prętów regulacyjnych oraz dolnej części ściany zbiornika reaktora. Rys. 17(c) pokazuje stan końcowy bez chłodzenia wewnętrznej strony osłony, a rys 17(d) ilustruje efekt chłodzenia wnętrza osłony.

Rys. 18(a) prezentuje uproszczoną geometrię eksperymentalną zastosowaną do walidacji modelu. W tym przypadku określona ilość stopionego metalu Wood'a została

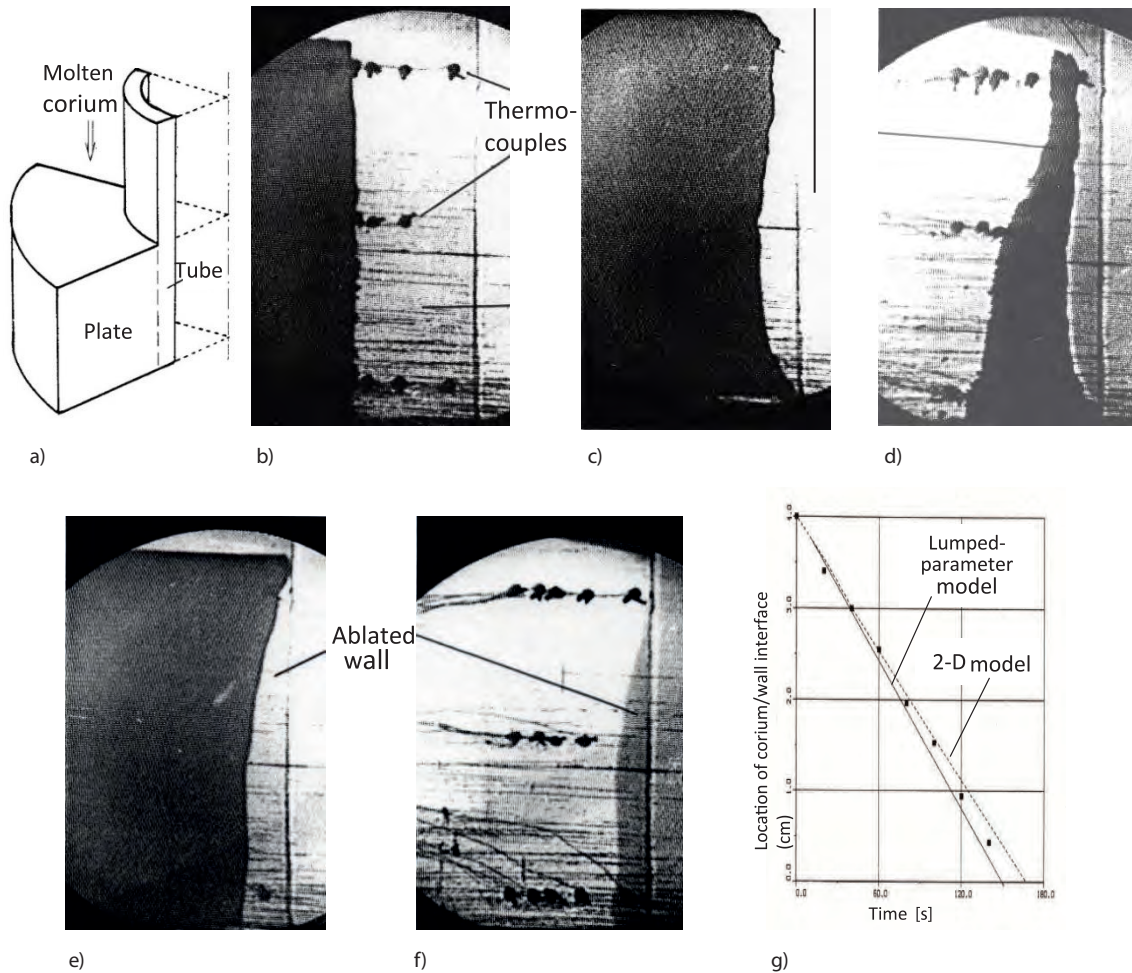
in Fig. 15. As it can be seen, for a considerable range of UO_2 superheats and steel subcoolings, the respective parameters of the simulant materials can be selected in such a way. Leading to the nearly real-time response. In other cases, although the progression time is different, the evaluated scaling constants can still be used to estimate the actual timing of accident progression based on the experimental observations.

After their validity has been verified, both above-mentioned simulant materials have been used to study a dynamic interaction between a jet of molten corium impinging on solid plate representing the bottom section of the RPV wall. A schematic of the experimental results apparatus using simulant materials is shown in Fig. 16(a), and comparisons between experimental



Rys. 17. Eksperymentalna wizualizacja topnienia ścian osłonowych prętów regulacyjnych w dolnej komorze zbiornika reaktora w kontakcie z roztopionymi materiałami rdzenia²¹: (a) schemat połączenia osłony ze zbiornikiem, (b) stan początkowy, (c) stan końcowy bez chłodzenia wewnętrznej części osłony, (d) stan końcowy w warunkach chłodzenia

Fig. 17. Experimental visualization of CRD tube wall and lower head ablation in contact with molten corium²¹: (a) schematic of CRD-tube/RPV-wall penetration, (b) geometry at the beginning of experiment, (c) final configuration w/o tube wall cooling, (d) final configuration with tube wall cooling



Rys. 18. Symulacje eksperymentalne i modelowanie teoretyczne procesu topnienia pionowej ściany w kontakcie z roztopionymi materiałami rdzenia²¹: (a) stanowisko badawcze, (b) stan początkowy, (c) stan po upływie 7min. 50s., odpowiadający przegrzaniu materiałów rdzenia o 30K, (c) stan(c) po usunięciu pozostałej ciekłej części tych materiałów, (e) stan po upływie 2min. 20s., odpowiadający przegrzaniu materiałów rdzenia o 73K, (f) odpowiednik stanu (c) przy wyższym przegrzaniu, (g) porównanie wyników dwóch modeli z danymi eksperymentalnymi

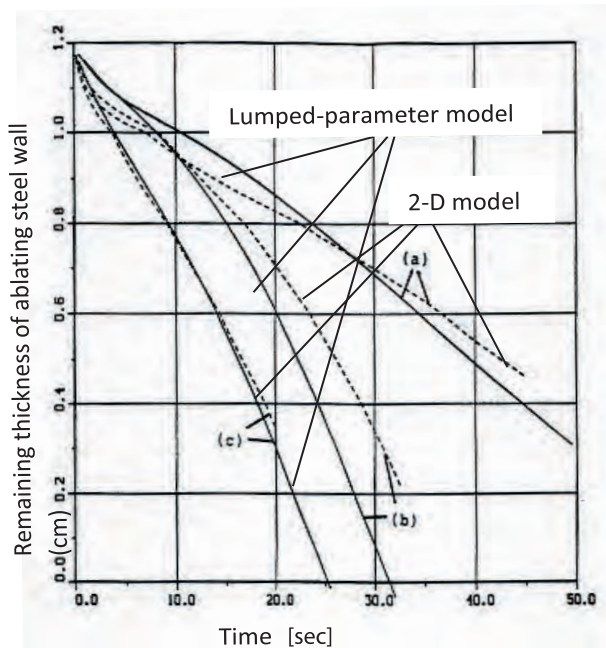
Fig. 18. Experimental investigations and modeling of solid wall ablation using simulant materials and X-ray imaging²¹: (a) schematic of experimental setup, (b) initial geometry of corium melt (dark) and ablating wall (light/grayish), (c) corium/wall interface at 7min. 50s. for the initial corium superheat of 23K, (d) same as case (c) but after removing the remaining corium melt, (e) corium/wall interface at 2min 20s for the initial corium superheat of 73K, (f) same as case (e) but after removing the remaining corium melt, (g) validation of two models against experimental data (dots)

wylana na poziomą płytę w kontakcie z pionową ścianą parafiny o grubości 4 cm. Zdjęcie rentgenowskie początkowej geometrii pokazane jest na rys. 18(b), a zdjęcia zrobione w różnych momentach czasowych dla dwóch eksperymentów odpowiadających różnym warunkom początkowym są przedstawione na rys. 18((c)-(f)). Dane eksperymentalne były porównane z wynikami obliczeń przy pomocy dwóch teoretycznych i uprzednio przeskalowanych modeli: dwuwymiarowego (2-D) i uproszczonego modelu o parametrach skupionych. Rys. 18(g) pokazuje wyniki tego porównania. Obydwa modele były następnie użyte do analizy procesu topnienia osłony elementów kontrolnych rzeczywistego reaktora. Wyniki pokazane na rys. 19 wskazują, że skala czasowa procesu w rzeczywistych warunkach awaryjnych byłaby podobna to tej w eksperymentach z niskotemperaturowymi materiałami zastępczymi.

data and theoretical predictions are shown in: Fig 16(b) for simulant materials and in Fig. 16(c) for (nearly) actual materials (highly-superheated iron alumina and steel). As can be seen, the same 1D model agree well against both experimental data sets.

One of the major concerns in the analysis of core meltdown accidents in BWRs is the possibility of early corium release into the primary containment as a result of failure of relatively large RPV penetrations which accommodate control rod drive (CRD) tubes²⁰. The underlying physical phenomena can be captured by combining experiments using simulant materials with a scaling analysis needed to properly convert the low-temperature experimental data into mechanistic models applicable to high-temperature accident conditions. Selected results of two experimental setups aimed at computational

Innym ważnym zagadnieniem w analizie konsekwencji awaryjnego topnienia rdzenia w systemach BWR są potencjalne skutki wydzielenia stopionych materiałów rdzenia (corium) z uszkodzonego zbiornika reaktora na betonową podłogę „suchej” części obudowy bezpieczeństwa. Podstawowe procesy fizyczne decydujące o stopniu zniszczenia betonu to szybkość rozprzestrzeniania się corium na powierzchni podłogi i wpływ gazu wydzielającego się z uszkodzonego betonu na konwekcyjną wymianę ciepła z corium i na jego szybkość krzepnięcia.



Rys. 19. Wyniki obliczeń przy modelowaniu topnienia stalowej osłony elementu kontrolnego w kontakcie z ciekłym/krzepnącym UO_2 dla różnych temperatur obu materiałów²¹

Fig. 19. The results of numerical simulations of stainless steel CRD tube wall ablation by UO_2 corium using two different models²¹: (a) $\Delta T_{UO_2}^{sup} \Delta 100K$, $\Delta T_{SS}^{sub} \Delta 300K$, $\Delta T_{UO_2}^{sup} \Delta 300K$, $\Delta T_{SS}^{sub} \Delta 500K$, (c) $\Delta T_{UO_2}^{sup} \Delta 300K$, $\Delta T_{SS}^{sub} \Delta 300K$

Rys. 20(a) pokazuje porównanie zmierzonego dwufazowego współczynnika przyjmowania ciepła, w eksperymentach z użyciem różnych materiałów. Jednym z nich był klasyczny eksperyment Kutateladze i Malenkowa dotyczący „basenowego” wrzenia wody. Jak widać, jego wyniki były bliskie tym z argonem i ciekłą wodą, natomiast różniły się bardzo od wyników pomiarów z użyciem ciekłego metalu Wood’a lub glikolu etylenowego. Ponadto, wyniki tych dwóch ostatnich eksperymentów różniły się bardzo od siebie. Okazało się jednak, że po wprowadzeniu dwóch bezwymiarowych parametrów:

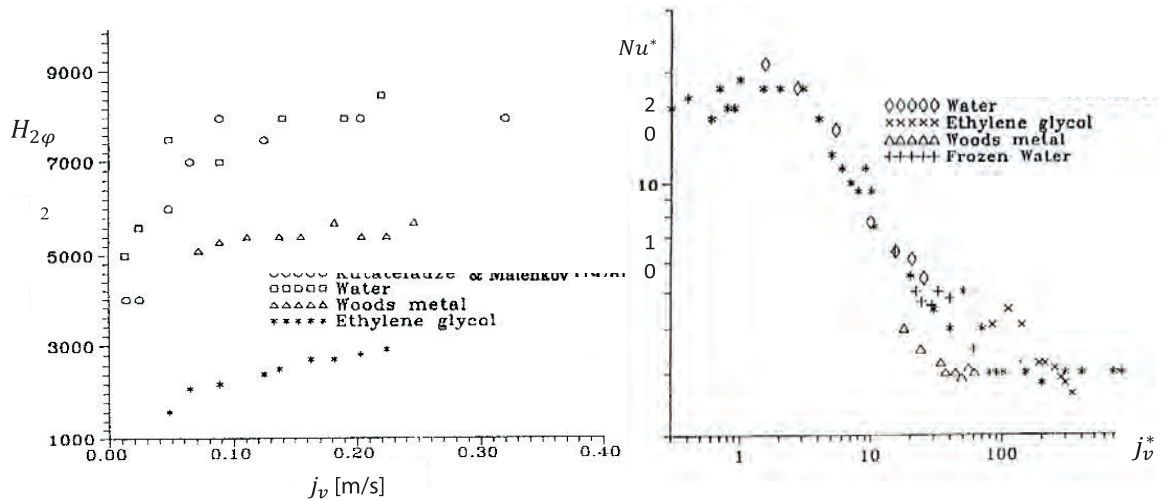
$$Nu^* = Nu / \left(\frac{\rho_v j_v c_{p,l}}{k_l g} \right)^{2/3} \quad \text{i} \quad j_v^* = \frac{j_v \mu_l}{\sigma}$$

gdzie: $Nu = H_{2\phi} d_b / k_l$ jest klasyczną liczbą Nuselta, d_b jest średnicą pęcherzyków gazu, a j_v jest wydatkiem objętościowym gazu na jednostkę powierzchni przepływu,

model development are shown in Fig. 17 and Fig. 18. In both cases, the X-ray radiography technique was used to track the time-dependent interface between the molten/solidifying corium and the ablating wall. Fig. 17 presents qualitative results of experiments using simulant materials to monitor molten-corium induced CRD tube and lower head ablation progression. Two final states are shown, one without, the other with, cooling of the inner surface of tube wall. Fig. 18(a) refers to a simplified experimental geometry used in model validation. In this series of experiments, a specified amount of melt was poured on a horizontal plate section in contact with a solid 4 cm thick wall. An X-ray image of the initial melt/wall configuration is shown in Fig. 18(b). The snapshots of the material configurations for two experiments, each corresponding to different initial conditions, are shown in Figs. 18(c)-(f). The experimental data were then used to test and validate two theoretical and carefully scaled models: a 2-D model and a simplified lumped-parameter model. The results of predictions are shown in Fig. 18(g). Both models were later used to study the ablation progression of a CRD tube using actual reactor materials. Typical results shown in Fig. 19 indicate that the anticipated timing of the actual CRD tube wall would be similar to that observed in the experiments using low-temperature simulant materials.

The modeling challenges inside the RPV are mainly concerned with the effects of core degradation and melting. At the same time, the ex-vessel phenomena following corium release onto the pedestal room of BWR drywell, which affect containment integrity, include a wide spectrum of new challenging issues. One such issue deals with molten corium spreading on the drywell floor and the possibility of steel liner failure. Problem complexity is due to the multiple couplings between a variety of phenomena governing corium spreading, such as: concrete ablation and the associated gas release, three-phase (gas/liquid/solid) heat transfer, and fluid mechanics of solidifying corium.

An illustration of the combined experimental studies aimed at quantifying the effect of gas generation and flow on heat transfer during the concrete ablation process is shown in Fig. 20(a). The measured two-phase flow heat transfer coefficient, $H_{2\phi}$, for Woods metal was compared against earlier results for water and ethylene glycol subject to the flow of argon injected through a porous horizontal substrate, as well as against the classic results of Kutateladze & Malenkov for pool boiling of water. As can be seen in Fig. 20(a), whereas the heat transfer coefficient for water/argon mixture and boiling water are quite similar, the corresponding values for liquid Woods metal and ethylene glycol are much lower and



Rys. 20. Eksperymentalne wartości dwufazowego współczynnika przejmowania ciepła przy przepływie gazu przez warstwy różnych ciekłych materiałów²²: (a) zmierzona liczba Nusselta, (b) bezwymiarowe parametry po przeskalowaniu wyników

Fig. 20. The measured two-phase flow heat transfer coefficient for various fluids subject to gas cross-flow²²: (a) actual Nusselt number as function of gas superficial velocity, (b) using corresponding nondimensional parameters

otrzymana w ten sposób zależność pomiędzy bezwymiarowym współczynnikiem przejmowania ciepła i również bezwymiarowym objętościowym wydatkiem gazu, pokazana na rys. 20(b), może być aproksymowana przez pojedynczą krzywą.

Ten ostatni rezultat demonstruje po raz kolejny jak ważną rolę w interpretacji pozornie różnych danych odgrywa właściwe skalowanie.

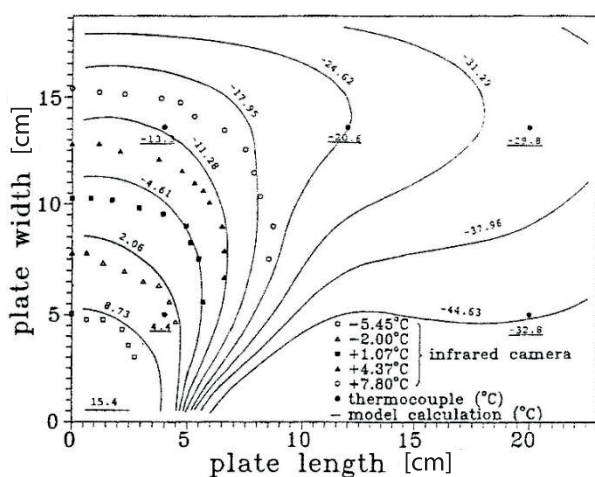
Tego typu aproksymacja była następnie użyta do przeskalowania danych z eksperymentów przeprowadzonych na RPI z materiałami zastępczymi na materiały rzeczywiste. Wyniki pokazane są na rys. 21. Rys. 21(a) ilustruje porównanie pomiędzy wynikami pomiarowymi i obliczeniowymi dla eksperymentów przeprowa-

significantly different from each other. However, it turns out that replotting the same experimental data using the following nondimensional numbers:

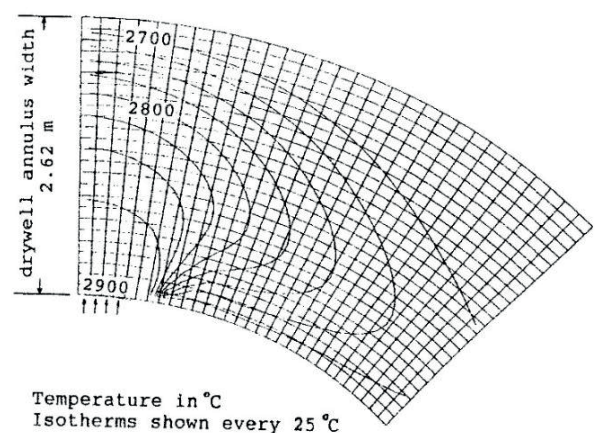
$$Nu^* = Nu / \left(\frac{\rho_v j_v c_{p,l}}{k_{lg}} \right)^{2/3} \quad \text{and} \quad j_v^* = \frac{j_v \mu_l}{\sigma},$$

where $Nu = H_{2\phi} d_b / k$ and d_b is the gas bubble diameter, the outcomes for the various materials follow similar trends and they can be approximated by a single nondimensional curve.

The results shown in Fig. 20(b) demonstrate that careful scaling allows to capture similarities between



a)



b)

Rys. 21. Eksperymentalne i numeryczne symulacje efektu rozprzestrzeniania się ciekłych materiałów uszkodzonego rdzenia reaktora na poziomych płytach²³: (a) ciekły freon na warstwie suchego lodu, (b) ciekłe materiały rdzenia na betonowej podłodze "suchej" części obudowy bezpieczeństwa reaktora wrzącego

Fig. 21. Experimental and numerical simulations of melt spreading on ablating substrates²³: (a) liquid freon spreading on dry ice; (b) corium spreading on the flow of concrete floor of BWR drywell

dzonych z użyciem ciekłego freonu wylanego na powierzchnię sublimującego suchego lodu. Dwie różne techniki pomiarowe były tutaj użyte równolegle: kamera na promienie podczerwone oraz termopary rozmieszczone w różnych punktach. Jak widać, wyniki obliczeń były zgodne z pomiarami termoparami, jakkolwiek różnice między nimi stopniowo zwiększały się ze wzrostem odległości. Ponieważ kamera podczerwona praktycznie mierzyła nieco wyższą temperaturę powierzchni warstwy freonu, wyniki były tutaj nieco zawyżone. Ten sam model został później użyty w komputerowych symulacjach efektu rozptywu ciekłego „corium” reaktora na podłodze „suchej” części obudowy bezpieczeństwa typu MARK-I. Przykładowe wyniki są pokazane na rys. 21(b). Pozwoliły one wykazać, że jak długo temperatura corium nie przekracza temperatury topnienia o więcej niż 200K, jego pełne skrzepnięcie powinno nastąpić przed dotarciem do wewnętrznej stalowej wykładziny obudowy bezpieczeństwa. Warto tu wspomnieć, że wyniki badań eksperymentalnych i teoretyczno-obliczeniowych przeprowadzonych na RPI były jednym z istotnych elementów decyzji USNRC o pozytywnym rozwiązaniu (closure) kwestii zachowania szczelności obudowy bezpieczeństwa typu MARK-1 w przypadku awarii prowadzących do stopienia rdzenia reaktora²⁶ (również takiej, jaka miała miejsce w Japonii).

Modelowanie Teoretyczne i Symulacje Komputerowe Poważnych Awarii Reaktorów Wrzących (BWR)

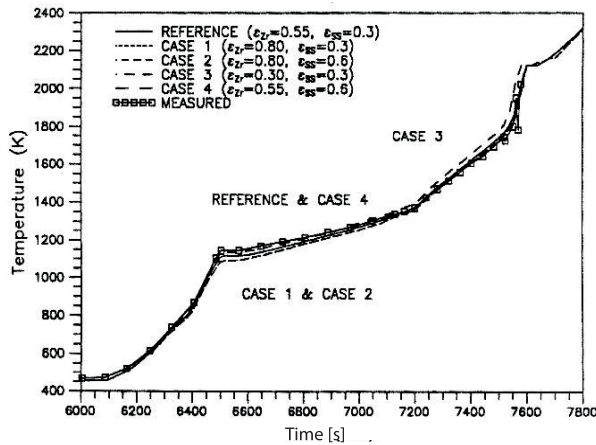
Wyniki różnego typu eksperymentów, włącznie z omówionymi powyżej, były wykorzystane do sformułowania teoretyczno-obliczeniowych modeli wymiany ciepła i reakcji chemicznych w rdzeniu reaktora, zmiany fazy i transportu materiałów rdzenia, najpierw na płytę podtrzymującą reaktor, następnie kolejno do dolnej komory zbiornika ciśnieniowego i na podłogę obudowy bezpieczeństwa (drywell) oraz reakcji z betonem. Zostały one użyte, jako warunki brzegowe dla modelu rozprzestrzeniania się mieszaniny parowo-powietrznej i produktów rozszczepienia w obudowie bezpieczeństwa. Połączone modele zostały zaprogramowane w formie kodu komputerowego APRIL^{27,28,29}. Dwa przykłady walidacji eksperymentalnej modeli zjawisk zachodzących wewnątrz rdzenia pokazane są na rys. 22. Rys. 22(a) przedstawia porównanie wyników obliczeń z pomiarami szybko rosnących temperatur w eksperymencie DF-4, natomiast rys. 22(b) pokazuje porównanie zmierzonych i obliczonych temperatur ogrzewanych i nieogrzewanych prętów symulacyjnej wiązki paliwowej w eksperymencie CORA-17. Jak widać, wyniki obliczeń były w obu przypadkach zgodne z pomiarami, a różnice widoczne na rys. 22(b) były głównie związane z przemieszczaniem się termopar spowodowanym topnieniem zircaloy'u, czyli materiału, do którego były przymocowane. Istotnym jest również fakt, że dobra zgodność obejmowała

materials of completely different properties, which in turn plays a major role in models development.

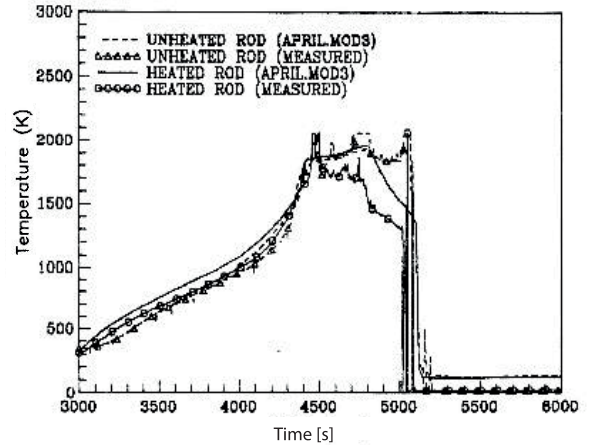
The results of calculations performed using a complete coupled model of freezing melt spreading and gas generation at substrate/melt interface are shown in Fig. 21. Fig. 21(a) presents a comparison between data and model's predictions for an experiment in which liquid freon was spread over the surface of sublimating dry ice. Two temperature measurement techniques had been used: an infrared camera and thermocouples located at different positions. As can be seen, the model predictions agreed quite well with the thermocouple readings, although the errors of predictions gradually increased with the spreading distance. Since the infrared camera captured the free surface temperature of the relatively warm freon, its readings overestimated the ablating surface temperature. The same model was then used to simulate the spreading of actual corium over the floor of Mark-I drywell. The results are shown in Fig. 21(b). One of several lessons learned from the simulations was the observation that for corium superheats not exceeding 200K, its complete solidification was likely to occur prior to reaching the drywell liner. Such an outcome of RPI studies has become a major factor leading to the closure of MARK-1 liner failure issue by the US Nuclear Regulatory Commission²⁶.

Theoretical Modeling and Computer Simulations of Severe Accidents in BWRs

The experimental data discussed above, as well as those collected at several other facilities have been used to develop theoretical and numerical multi-material models of BWR core degradation and melting, chemical reactions, corium relocation into the RPV lower plenum, RPV failure, melt discharge on the containment (drywell) floor, concrete ablation in contact with molten corium, steam/air mixture and fission product transport inside the containment, and others. All such models have been integrated into a comprehensive BWR severe accident simulation package, numerically implemented as the APRIL code. Two examples illustrating the work on April model validation are given in Fig. 22. Fig. 22(a) presents a comparison between the predictions and data of fuel element heatup in the DF-4 experiments, whereas Fig. 22(b) shows the heated and unheated rod temperatures during heatup, melting/slumping and quenching measured in the CORA-17 experiment. As can be seen the agreement between the calculations and data is very good and small discrepancies in the latter case can be attributed to thermocouple relocation following Zircaloy melting. Furthermore, the calculated and measured hydrogen production



a)



b)

Rys. 22. Porównania wyników obliczeń modelem APRIL²⁸ z wynikami pomiarów dwóch eksperymentów: (a) DF-4²⁹, (b) CORA-17³⁰

Fig. 22. A comparison between APRIL predictions²⁸ and: (a) DF-4 experiment²⁹, (b) CORA-17 experiment³⁰

nie tylko temperatury, ale również ilość wodoru wydzielonego w obu eksperymentach w wyniku gwałtownego utleniania Zircaloy'u.

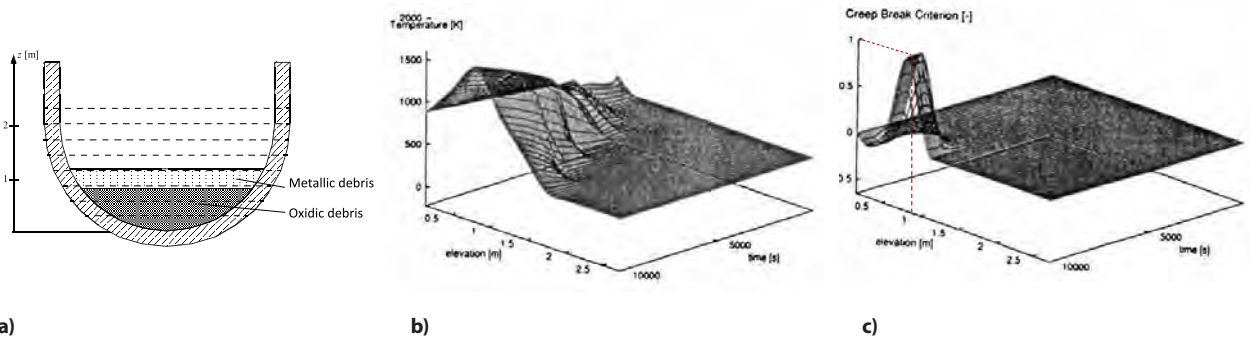
Jednym z przykładów rozszerzania zastosowań programu APRIL poza amerykańskie reaktory wrzące był projekt prowadzony we współpracy pomiędzy RPI i instytucjami szwedzkimi, ABB Atom (reprezentowanej przez jednego z członków pierwotnego zespołu MEIL/PW, W. Bałtyna) i Szwedzkim Inspektorem Jądrowym. Jego przedmiotem było modelowanie możliwości uszkodzenia zbiornika w reaktorach wrzących konstrukcji szwedzkiej^{32,33}. Przewidywane warunki uszkodzenia dolnej komory zbiornika w wyniku osłabienia lokalnej wytrzymałości materiału ściany pokazane są na rys. 23.

Rezultaty obliczeń całościowych programem APRIL oraz porównanie z analogicznymi symulacjami programem MELCOR, odtwarzające przebieg procesów awaryjnych w jednym z reaktorów elektrowni Fukushima Daiichi, pokazane są na rys. 24. Jakkolwiek szczegóły dotyczące założeń modelowych i metod obliczeniowych były w każdym przypadku inne, otrzymane wyniki ilustrują korzyści tego typu analiz porównawczych.

rates also agreed quite well with each other in both cases.

In addition to the GE-designed BWRs, another study performed at RPI in collaboration with ABB Atom (represented by a former member of the WUT team, W. Bałtyn) and Swedish government agency dealt with the development of a new model of the interaction between corium in the lower plenum and the RPV walls and internal structures, for application in the analysis of accident progression in Swedish BWRs^{32,33}. An interesting result of the predicted time and location of lower head failure (occurring if the dynamic creep break criterion function reached the value of one) is shown in Fig. 23.

To demonstrate the predictive capabilities of the individual models integrated into the APRIL code, calculations have been performed for the accident scenario corresponding to the Fukushima Unit-1 conditions. The results have been compared against those of the MELCOR code, as shown in Fig. 24. Although the comparison is partly qualitative, the overall outcomes are very similar, demonstrating the



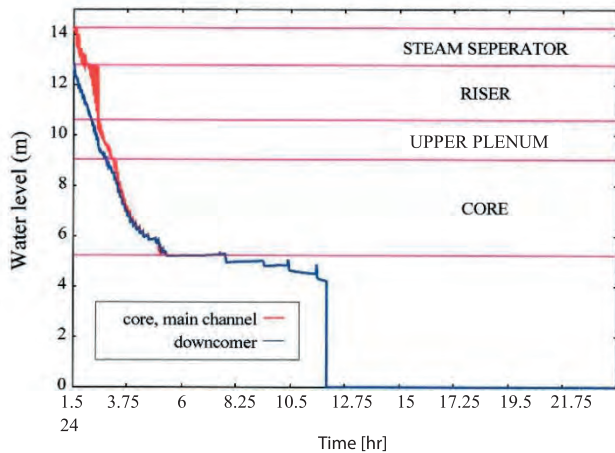
a)

b)

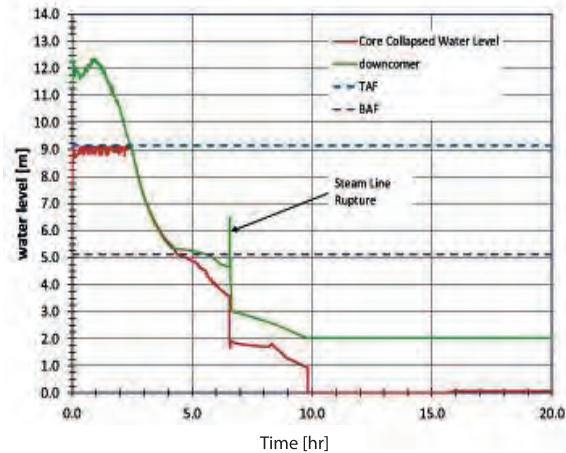
c)

Rys. 23. Przewidywane warunki pęknięcia ściany dolnej komory zbiornika szwedzkiego reaktora wrzącego³²: pozycja stopionych/krzepnących materiałów rdzenia reaktora w dolnej komorze zbiornika w momencie pęknięcia, (b) temperatura ściany komory w funkcji czasu i pozycji, (c) czas i pozycja pęknięcia

Fig. 23. Prediction of lower head failure in Swedish BWR³²: corium debris location at the time of lower head failure, (b) time-dependent wall temperature at different elevations, (c) predicted lower head breakup time and location



a)



b)

Rys. 24. Porównanie symulacji komputerowych awarii w Fukushima z użyciem dwóch modeli obliczeniowych: (a) APRIL³³, (b) MELCOR³⁴

Fig. 24. A comparison between the simulations of station blackout accident corresponding to the Fukushima Unit 1 reactor operating conditions using two computer codes: (a) APRIL³³, (b) MELCOR³⁴

Modelowanie i Symulacje Komputerowe Awarii Reaktorów Ciśnieniowych (PWR)

Doświadczenia wyniesione z analizy awarii reaktorów wrzących zostały po upływie kilkunastu lat wykorzystane do sformułowania nowego „state-of-the-art” komputerowego modelu ciężkich awarii w najnowszym typie reaktorów ciśnieniowych, zaprojektowanym w Korei Południowej. Całościowy model zjawisk zachodzących w zbiorniku ciśnieniowym reaktora, z uszkodzeniem zbiornika włącznie, ma postać niezależnego kodu komputerowego, COMPASS³¹, jak również jest elementem składowym rozległego systemu CINEMA³² przeznaczonego do kompleksowych symulacji stanów nieustalonych i awarii elektrowni z reaktorami APR-1400.

Program COMPASS, napisany w języku PYTHON, był przedmiotem intensywnych testów parametrycznych i porównawczych, jak również obiektem walidacji opartej na różnego typu eksperymentach. Podstawowym kryterium przy formułowaniu modeli było zachowanie właściwych proporcji pomiędzy stopniem ich złożoności i obecnym stanem wiedzy dotyczącym podstaw fizycznych opisywanych zjawisk. Równie ważne było uwzględnienie inherentnych ograniczeń deterministycznego modelowania zjawisk, których stopień przypadkowości lub niepewności szybko rośnie z rosnącym stopniem deformacji rdzenia reaktora i topnieniem jego poszczególnych materiałów. Inne krytyczne czynniki brane pod uwagę to stworzenie i zastosowanie spójnych i jasnych metod sprawdzania (lub testowania) prawidłowości i dokładności rozwiązań numerycznych oraz możliwie pełna analiza stopnia niepewności wyników.

Dwa przykłady tego typu testów są pokazane na rys. 25 i rys. 26. Pierwszy z nich dotyczy porównania z wynikami eksperymentów CORA-13³⁷, przeprowadzonych z użyciem wiązki elektrycznie ogrzewanych prętów. Dru-

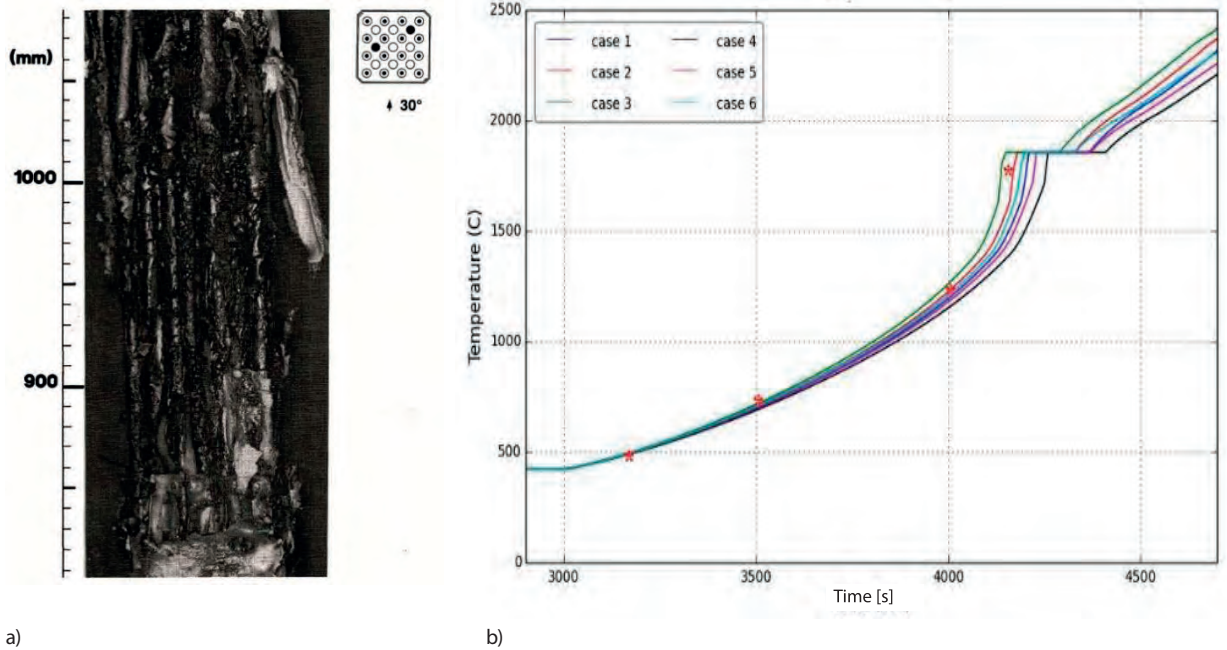
usefulness and advantages of direct code-to-code verification studies.

Modeling and Computer Simulations of Severe Accidents in Pressurized Water Reactors (PWR)

The purpose of this section is to present the results illustrating the predictive capabilities and promising future applications of a recently formulated models for the analysis of severe accidents in PWRs. The combined models of in-vessel phenomena, RPV failure and debris discharge into reactor containment have been implemented both as the stand-alone severe accident simulation code, COMPASS³¹, and as a component of the integrated simulation package, CINEMA³², developed in South Korea for the analysis of transients and accidents in the APR-1400 reactor.

The assessment, verification and validation of COMPASS as a stand-alone PYTHON-based computational solver have been conducted both for the individual models and in a coupled fashion. The main emphasis in models' formulation was on the fact that their level of complexity must be compatible with our understanding of underlying physics. In particular, it has been important to account for the inherent limitations of the deterministic modeling of phenomena, the randomness of which quickly grows with the progression of core degradation and meltdown. Other critical issues included the use of mathematically/numerically sound verification methods of solution consistency and accuracy, and a thorough analysis of uncertainties.

Selected examples of COMPASS model testing and applications of are shown in Fig. 25 and Fig. 26. The former case deals with a PWR-related CORA-13³⁷ test (also known as OECD International Standard



a)

b)

Rys. 25. Porównanie wyników modelu obliczeniowego COMPASS³⁵ i pomiarów dla eksperymentu CORA-13³⁷: (a) obraz X-ray końcowego stanu eksperymentu, (b) porównanie parametrycznych wyników obliczeń i pomiarów (*) temperatury na wysokości 0,75 m od wlotu do wiązki paliwowej o długości 1 m

Fig. 25. A comparison between COMPASS predictions³⁵ and data for CORA-13 experiment³⁷: (a) X-ray image of damaged fuel at the final stage of experiment, (b) comparison between parametric calculations and data (*) for cladding surface temperature at 0.75 m from the bottom of the approximately 1 m long heated section

gi przykład ilustruje porównanie przewidywań modelowych z wynikami eksperymentu PHEBUS-FPT3^{38,39}, przeprowadzonego na rzeczywistym działającym reaktorze (in-pile test).

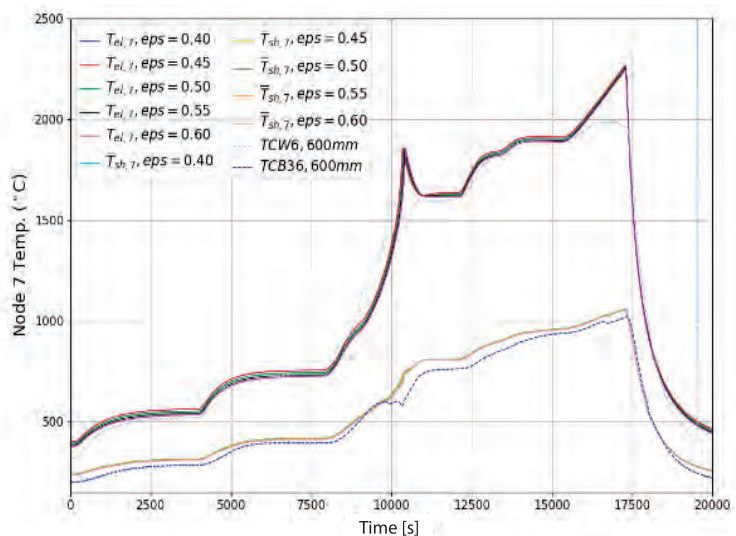
Zdjęcie rentgenowskie częściowo stopionej wiązki paliwowej w eksperymencie CORA-17, jak również prze-

Problem 31), and the latter with the PHEBUS-FPT3^{38,39} experiment.

An X-ray image of the partially melted CORA-13 rod bundle, as well as the calculated cladding surface temperature in upper half of the test section are shown in Fig. 25. To illustrate the importance of uncertainty



a)



b)

Rys. 26. Porównanie wyników modelu obliczeniowego COMPASS³⁵ i pomiarów dla eksperymentu PHEBUS-FPT3^{38,39}: (a) obraz X-ray końcowego stanu eksperymentalnej wiązki paliwowej, (b) porównanie parametrycznych wyników obliczeń (linie ciągłe) i pomiarów (linie przerywane) temperatury elementów paliwowych dla różnych wartości współczynnika emisji radiacyjnej ciepła.

Fig. 26. A comparison between COMPASS predictions³⁵ and data for PHEBUS-FPT3 experiment^{38,39}: (a) X-ray images of damaged fuel at the final stage of experiment, (b) parametric calculations showing the effect of material emissivity of the shroud on heated rods' temperature. The results of calculations are shown as solid lines and the measured values as dashed lines

biegi temperatury w górnej części wiązki pokazane są na rys. 25. Dla zilustrowania wpływu parametrów, które nie mogły być precyzyjnie określone w modelu, wyniki obliczeń obejmują sześć wersji obliczeniowych, różniących się od siebie przyjętą wartością oporu elektrycznego grzejników lub też efektywną wielkością upływu ciepła na zewnątrz izolacyjnej obudowy wykonanej z ZrO_2 . Jak widać, wyniki pomiarów eksperymentalnych są położone wewnątrz zespołu krzywych obliczeniowych odpowiadających wszystkim przypadkom parametrycznym. Innym ważnym zagadnieniem dla walidacji był wpływ osiowej (tzn. wzdłuż prętów paliwowych) nodalizacji/dyskretyzacji modelu na przewidywaną produkcję wodoru w wyniku utleniania zircaloy'u. Wyniki pokazały, że całkowita policzona masa wodoru była bliska wartości eksperymentalnej, niezależnie od parametryzacji modelu.

W porównaniu z eksperymentem CORA-13, sformułowanie pełnej i spójnej koncepcji modelowej dla eksperymentu PHEBUS-FPT3 było dużo bardziej skomplikowane, ponieważ tym razem sekcja pomiarowa była częścią pracującego reaktora. Tego typu rozwiązanie wprowadziło szereg dodatkowych źródeł niepewności dotyczących niektórych parametrów oraz warunków brzegowych. Zwiększyło to zakres możliwych założeń modelowych. Przykładowe wyniki symulacji modelem COMPASS, porównane z danymi eksperymentalnymi, pokazane są na rys. 26. Jak widać, wyniki obliczeń temperatur na wysokości 600 mm powyżej wlotu były bliskie zmierzonym wartościom przez większość okresu ich wzrostu. Na podstawie innych wyników pomiarów można wnioskować, że różnice, które pojawiły się po upływie około 4,5 godz., były prawdopodobnie spowodowane z jednej strony osiągnięciem temperatury topnienia zircaloy'u i jego przemieszczaniem w dół, a z drugiej intensywnym utlenianiem koszulek paliwowych na niższych poziomach. Co z kolei spowodowało całkowite wyczerpanie przepływu pary i wstrzymanie utleniania w wyższych partiach. Ponadto, zmierzone fluktuacje temperatury miały najwyraźniej charakter stochastyczny (lub przypadkowy) i są nie do przewidzenia przez modele deterministyczne. Podkreśla to wagę obliczeń parametrycznych dla określenia wpływu stopnia niepewności związanego z procesami przemieszczania materiałów i zmianami geometrii. Dotyczy to m.in. wielkości takich jak współczynnik przejmowania ciepła i współczynnik emisji radiacyjnej. Wpływ założonej wartości tego ostatniego jest widoczny na rys. 26. Inne wyniki obliczeń wykazały, że przewidziana szybkość produkcji wodoru była także zgodna z danymi pomiarowymi, a wpływ lokalnego wyczerpania pary na całkowitą masę wydzielonego wodoru był niewielki.

assessment for major modeling assumptions, the predicted temperatures are shown for six cases, each corresponding to either a different electric resistivity of the electric tungsten heater (since it was an out-of-pile experiment) or to a different effective heat loss outside the ZrO_2 insulation wall. As it can be seen, the measured temperatures lie inside the family of curves corresponding to all parametric runs. Another important investigated issue was concerned with the effect of axial nodalization on Hydrogen generation in the model. It has been shown that the total predicted Hydrogen mass was very close to the measured value over the entire range of parametric runs.

Compared to CORA-13, the formulation of a consistent modeling framework for the PHEBUS-FPT3 experiment was significantly more complicated, since it was performed using an in-pile test section of an operating reactor. Such an arrangement introduced additional inherent uncertainties regarding selected experimental details and boundary conditions, thus leaving room for different modeling assumptions. The results of calculations at two axial locations are shown in Fig. 26, as compared against the corresponding experimental thermocouple readings. As can be seen, the predicted fuel temperatures at 600 mm were close to the measured value over most of the heatup phase, except after about 4.5 hrs. (or 16,000s), when the predicted increase to about 2,250K has not been observed in the experiment. As it can be deduced from other results, possible reasons for that include slumping of the already melting zircaloy, and steam exhaustion in the lower nodes shutting down oxidation in the nodes above. Furthermore, the observed fluctuating thermocouple readings were clearly of a random nature, impossible to predict using deterministic models. This, in turn demonstrates the importance of quantifying/assessing major uncertainties associated with selected modeling parameters, such as the coefficient of thermal conductance or material emissivity. The effect of the latter is documented in Fig. 26. It should be mentioned here that the temperature-dependent rate of Hydrogen production was also in good agreement with the measurements, and the overall effect of occasional starvation had a small effect on the predicted total accumulated mass of Hydrogen.

COMPASS analysis of TMI-2 Accident

An illustration of COMPASS ability to both capture the progression of core meltdown accidents and account for the effect of passive safety systems is shown in Fig. 27 using the Three Mile Island Unit-2 (TMI2) reactor as a reference⁴¹. The boundary conditions for the commonly accepted accident scenario⁴⁰ leading to core degradation and partial

Zastosowanie Modelu COMPASS do Analizy Proce- sów Awaryjnych w Reaktorze TMI-2

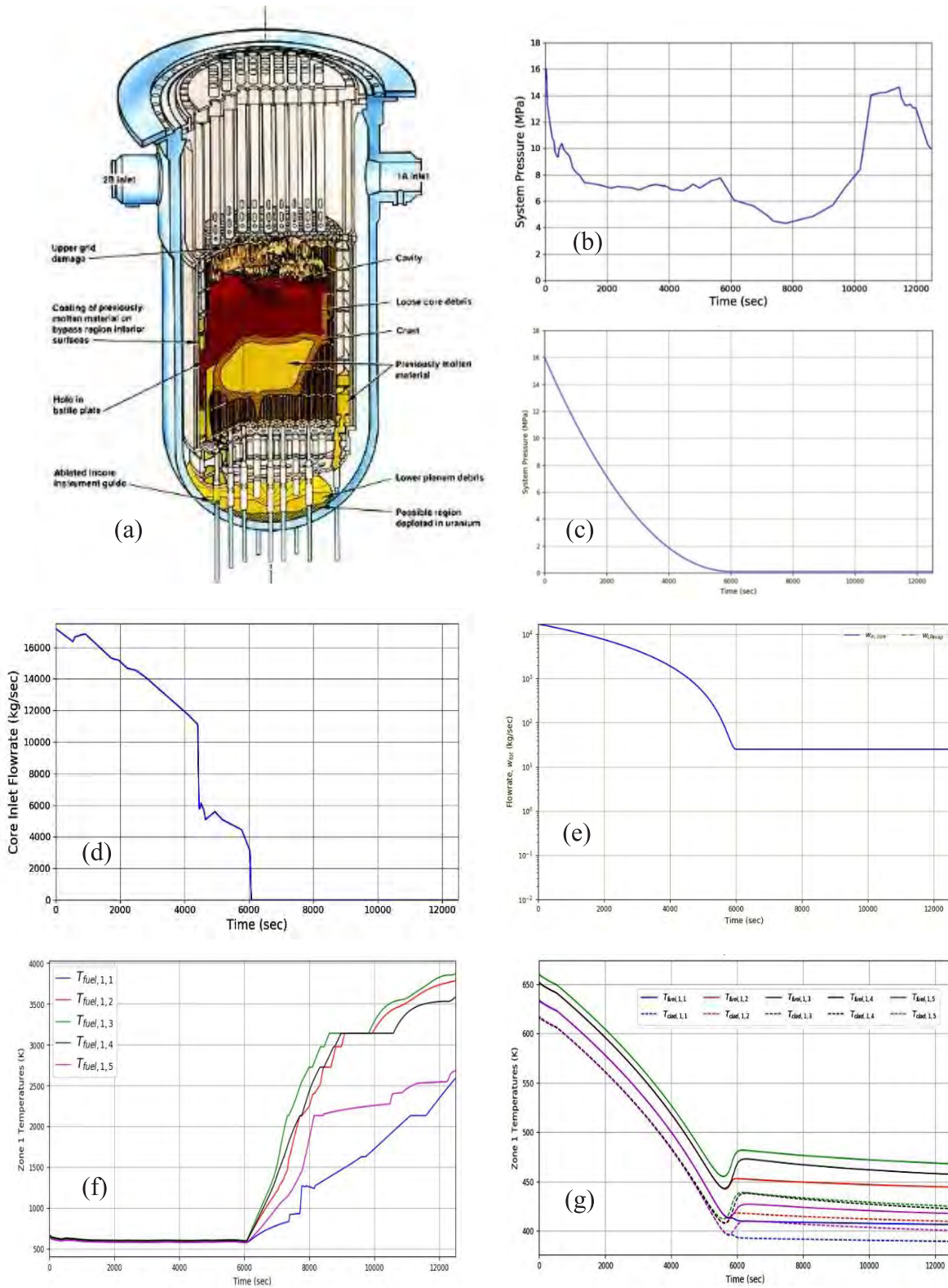
Jako przykład zastosowania modułu COMPASS do całościowej analizy awarii reaktorów ciśnieniowych mogą służyć wyniki symulacji dla reaktora Three Mile Island-2 (TMI-2). Popularny schemat stanu końcowego wewnątrz zbiornika reaktora pokazany jest na rys. 27(a). Warunki brzegowe dotyczące czasowych zmian ciśnienia i natężenia przepływu na wlocie do reaktora, przedstawione odpowiednio na rys. 27(b) i rys. 27(d), oparte były na udokumentowanych i ogólnie zaakceptowanych oryginalnych danych. Policzone przebiegi temperatur paliwa na różnych (rosnących) poziomach centralnej strefy rdzenia są widoczne na rys. 27(f). Uwzględniają one efekt postępującego stopnia deformacji rdzenia i topnienia materiałów na zmniejszenie tak grubości poszczególnych węzłów osiowych, jak i pełnej wysokości stref radialnych. Blokada niższych części rdzenia i formowanie warstw ciekłego paliwa są również elementami modelu reaktora. Jak widać, maksymalne temperatury w zablokowanych centralnych rejonach reaktora osiągnęły, a nawet przewyższyły, temperaturę topnienia dwutlenku uranu (UO_2). Pozwoliło to na przemieszczenie części stopionych materiałów (głównie koszulek i elementów kontrolnych, ale również paliwa) do dolnych rejonów rdzenia, gdzie materiały te albo częściowo ponownie się zestaliły, albo przedostały się do dolnej komory zbiornika i zestaliły się dopiero na jego dolnej sferycznej ścianie. Symulowany przebieg transportu stopionych materiałów był jakościowo zgodny ze schematem na rys. 27(a).

Symulacja rzeczywistej awarii reaktora TMI2 została uzupełniona wykorzystaniem tego samego modelu i kodu COMPASS do analizy hipotetycznego scenariusza zakładającego, że reaktor był wyekwipowany w dwa pasywne systemy bezpieczeństwa: automatyczny system obniżenia ciśnienia (ADS) i pasywny system wtrysku zimnej wody do obiegu pierwotnego (podobny do tego zainstalowanego w elektrowniach z reaktorami AP-1000). Jednym z warunków brzegowych był założony stopniowy spadek ciśnienia do poziomu 0,1 MPa, po około 6000s (czyli po okresie czasu odpowiadającym całkowitej utracie chłodziwa w rzeczywistej awarii). Jest to widoczne na rys. 27(e). Masowe natężenie przepływu chłodziwa, pokazane na rys. 27(c), zmieniło się podobnie jak przedtem, ale jego stała (nie-zero) wartość, 25 kg/s, była utrzymana po upływie 6000s dzięki założonemu działaniu pasywnego systemu wtrysku wody. Warto tu wspomnieć, że jego założony wydatek masowy odpowiadał zaledwie ułomkowi jednego procenta (a dokładnie, 0,15%) nominalnej wartości operacyjnej, jakkolwiek moc powyłaczeniowa w tym samym czasie stanowiła około 1% pełnej mocy. Odpowiadające założonym warunkom przebiegi temperatur paliwa i koszulek są przedstawione na rys. 27(g). Interesującą obserwacją jest fakt, że jakkolwiek stosunek mocy reaktora do wydatku maso-

meltdown shown in Fig. 27(a) included the prescribed temporal distributions of pressure and mass flow rate at core inlet, given in Figs. 27(b) and 27(d), respectively. The fuel temperature histories at five axial nodes (starting from the bottom) in the central zone of a three-zone core model are presented in Figs. 27(f). Core degradation and slumping were reflected in the model as gradual shrinking of the individual nodes and of the total height of each radial zone. As can be seen, the maximum temperatures in the blocked central core region reached, and even exceeded, the UO_2 melting temperature. As a result, all materials there, including cladding, control rods and fuel pellets, gradually melted, relocated downward, partially refroze in the lower portions of the core and partially got discharged into the lower plenum and onto the RPV lower head. The corresponding in-vessel relocation of core material was qualitatively similar to what is schematically shown in Fig. 27(a).

In addition to the simulation of actual TMI-2 accident scenario, the same model has also been used to test an alternative scenario of events, assuming that the reactor was equipped with two passive safety features: automatic depressurization system (ADS) and passive cold water injection system (somewhat similar to that used in AP-1000 power plants). Specifically, it has been assumed that system pressure gradually decreased to about 0.1 MPa at the time of a complete loss of flow in the actual accident around 6000s. This is shown in Fig. 27(e). As it is shown in Fig. 27(c), the mass flowrate decreased at an approximately the same rate as before, but a constant injection rate of 25 kg/s was maintained from that time on. This flow rate was equivalent to only about 0.15% of the rated core flow rate, whereas the corresponding decay heat power at that time was close to 1% of the operating power. The calculated time-dependent fuel and cladding temperatures are shown in Fig 27(g). As can be seen, although the power to flow ratio increased from 0.16 MJ/kg during normal operation to 1.2 MJ/kg after 6000s, the maximum cladding and fuel temperatures were about 200 K lower than their rated values and then kept decreasing with decreasing power. The above results imply that if passive safety systems were available to provide a relatively small, but steady inflow of water, the core heatup would be avoided. It is important to realize that various design concepts of passive water injection systems have already been proposed (or even built), to mention only those for the AP-1000 and ESBWR reactors.

The above discussion illustrates the fact that whereas COMPASS has originally been developed for the safety analysis of APR-1400, future applications of the models used by this core extend over a large spectrum of reactor designs and types.



Rys. 27. Symulacje rzeczywistego przebiegu awarii reaktora TMI2 przy pomocy programu COMPASS: (a) ilustracja stanu częściowo stopionego reaktora, (b) spadek ciśnienia chłodziwa w czasie wypadku, (c) hipotetyczny przebieg ciśnienia w przypadku użycia systemu ADS, (d) natężenie przepływu w trakcie wypadku, (e) uproszczony scenariusz natężenia przepływu z zastosowaniem pasywnego systemu awaryjnego wtrysku chłodziwa, (f) policzone temperatury paliwa w trakcie wypadku na różnych poziomach centralnej strefy reaktora, (g) hipotetyczne przebiegi temperatur paliwa i koszulek w przypadku użycia pasywnego systemu awaryjnego wtrysku chłodziwa

Fig. 27. TMI-2 accident progression predicted by the COMPASS code: (a) illustration of partially-melted reactor, (b) system pressure during actual accident, (c) hypothetical system pressure with ADS, (d) actual core inlet flow rate, (e) simplified flow rate scenario with passive water injection system, (f) nodal fuel temperatures in the central zone of the core during accident progression, (g) effect of passive safety systems on fuel and cladding temperatures in the central zone of the core

wego chłodziwa wzrósł z 0,16 MJ/kg w normalnych warunkach operacyjnych do 1,2 MJ/kg po 6000s od czasu wyłączenia reaktora, maksymalne temperatury koszulek i paliwa były niższe o co najmniej 200 K od ich nominalnych wartości operacyjnych. Obecne wyniki symulacji bezpośrednio wskazują, że gdyby w reaktorze TMI-2 był zainstalowany pasywny system dostarczania niewielkiego (ale stałego) dopływu wody do obiegu chłodzenia, nie nastąpiłoby przegrzanie ani uszkodzenie reaktora. Podkreśla to wagę pasywnych systemów awaryjnego dostarczania wody, takich, jakie są zainstalowane (lub przewidziane) w reaktorach AP-1000 i ESBWR.

Obecny przykład ilustruje również fakt, że jakkolwiek COMPASS był oryginalnie przeznaczony wyłącznie do analizy reaktora APR-1400, przyszłe zastosowania modelu, na których jest oparty, obejmują dużo szerszą klasę reaktorów.

Wnioski Końcowe

Głównym celem artykułu było omówienie wyników długoletnich badań eksperymentalnych oraz modelowania i symulacji komputerowych zjawisk decydujących o przebiegu i konsekwencjach ciężkich awarii reaktorów ciśnieniowych i wrzących. Pierwsza faza badań reaktorów PWR prowadzona była na Politechnice Warszawskiej i dotyczyła skutków awarii reaktorów WWER-440 z nietypowym rozwiązaniem systemu kondensacji pary w obudowie bezpieczeństwa. Druga faza, tym razem w USA, związana była ze zbudowaniem modelu procesów awaryjnych w najnowszym typie reaktora APR-1400. Model ten stał się częścią kompleksowego koreańskiego systemu obliczeniowego dla tego typu reaktorów. Analizy reaktorów wrzących, prowadzone również w USA, były głównie ukierunkowane na konstrukcję amerykańską (GE), ale również były rozszerzone na reaktory szwedzkie. Doświadczenia w modelowaniu różnych typów reaktorów były wykorzystane w najnowszym modelu obliczeniowym, COMPASS, którego koncepcja jest na tyle ogólna, że umożliwiła jego przyszłe zastosowania do analizy skutków i systemów ograniczania konsekwencji różnego typu możliwych awarii w obecnej i przyszłych generacjach reaktorów, takich jak AP-1000, BWR-300 i SMR. Praktyczne konsekwencje prac dla niedosłej elektrowni w Żarnowcu ilustrują wagę niezależnej weryfikacji obliczeń i analiz wykonanych przez firmy dostarczające reaktory dla bezpieczeństwa przyszłych elektrowni jądrowych w Polsce.

*prof. Michael Z. Podowski,
doc. dr hab. prof. Emeritus,
Politechnika Warszawska,
Rensselaer Polytechnic Institute
Podowski Engineering Consulting (PEC) - obecnie*

Final Conclusions

A multiple-year chain of studies has been presented, aimed at improving our understanding of, and developing experimental data base and computational predictive capabilities for the analysis of severe accident progression and mitigation in both PWRs and BWRs. The original investigations for PWRs were carried out at WUT for VVER-400 power plants with a somewhat unusual emergency bubble condenser system. They were later followed in the US by the modeling and analysis of potential core degradation and meltdown phenomena in the new APR-1400 reactor. The resultant computational model, COMPASS, has been implemented in an integrated Korean computational package for the operational and safety analyses of this type of reactors. Experimental and computational studies for BWRs were carried out in the US mainly for the GE-designs, but they also included the Swedish reactor type. The overall past experience has been used to develop a new computational model, COMPASS, which emphasizes first-principle physics and practically does not rely on correlations or arbitrary assumptions. The proposed modeling concept should facilitate its future applications to a variety of recent and future generation reactors, such as AP-1000, BWR-300 and SMRs in general. It is worthwhile to mention here that the outcome of the work for the cancelled Żarnowiec power plant illustrates the importance of an independent verification of the results of any vendor's analyses to assure safe operation of future nuclear power plants in Poland.

*prof. Michael Z. Podowski,
doc. dr hab. professor Emeritus,
Warsaw University of Technology,
Rensselaer Polytechnic Institute
Podowski Engineering Consulting (PEC) - currently*

In the 70-ties of the last century, Prof. Michael Podowski directed and coordinated research at Warsaw University of Technology focused on the development of methods and their application for the analysis of the consequences of hypothetical accidents in the proposed nuclear power plant in Żarnowiec. Between 1980 and 2020 he was a faculty member at Rensselaer Polytechnic Institute, where he served as Head of the Department of Nuclear Engineering and Engineering Physics, Director of Center for Multiphase Research and also coordinated research projects dealing with the safety analysis of pressurized (PWR) and boiling (BWR) water reactors. He also served as expert for the International Atomic Energy Agency (IAEA) and various US federal agencies, as well as a consultant for several industrial organization worldwide. He

W latach 70. prof. Michael Podowski kierował pracami badawczymi na Politechnice Warszawskiej dotyczącymi opracowania metod i ich zastosowania do analizy skutków potencjalnych ciężkich awarii reaktora w projektowanej elektrowni jądrowej w Żarnowcu. W latach 1980-2020 zajmował szereg pozycji akademickich w Rensselaer Polytechnic Institute, m.in. był dziekanem Wydziału Inżynierii Jądrowej i Fizyki Stosowanej (lub Inżynierskiej) (Department of Nuclear Engineering and Engineering Physics), dyrektorem Centrum Badań Wielofazowych oraz kierował zespołem badawczym zajmującym się analizą bezpieczeństwa reaktorów typu BWR and PWR. Pracował również jako ekspert dla Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) i amerykańskich agencji federalnych, oraz jako konsultant dla wielu firm przemysłowych w różnych krajach. Jest autorem ponad 360 publikacji oraz laureatem szeregu nagród naukowych, takich jak Seaborg Medal, Compton Award, Technical Achievement Award, Kościuszko Foundation Collegium of Eminent Scientists i innych.

*dr Stanisław Kasprzak,
Politechnika Warszawska,
Rensselaer Polytechnic Institute*

Dr Stanisław Kasprzak jest specjalistą w dziedzinie metod eksperymentalnych dotyczących przepływów różnego typu płynów, w tym gazów i mieszanin dwufazowych. Zakres ich zastosowań obejmował m. in. chłodnictwo, energetykę jądrową i systemy gazownicze. W Instytucie Techniki Ciepłej Politechniki Warszawskiej prowadził badania dla projektowanej elektrowni jądrowej w Żarnowcu, dotyczące zagadnień takich jak efektywność awaryjnego kondensatora pary, efekt wtrysku kropeł zimnej wody na spadek ciśnienia w szczelnej powłoce reaktora, oraz destylacja kwasu borowego. W czasie dwuletniego pobytu w USA jako „visiting professor” w Rensselaer Polytechnic Institute, był członkiem zespołu badawczego zajmującego się opracowaniem i zastosowaniem metod oceny prawidłowości eksperymentów prowadzonych z użyciem niskotemperaturowych materiałów symulacyjnych do przewidywania skutków ciężkich awarii reaktorów wrzących (BWR).

Literature:

- [1] M.Z. Podowski, M. Kiełkiewicz and M. Kosiński. “LOCA Modeling for VVER Reactors”, with Proceedings of the Seminar on Loss-of-Coolant Accidents in VVER Nuclear Power Plants, Pilsen-Prague, Czechoslovakia, 1974 (in Russian).
- [2] M.Z. Podowski. “Thermal-Hydraulic Analysis of PWR Primary System and Containment Building During LOCA”, Proceedings of the Conference on Design and Operation of Reactor Containment Buildings, Bydgoszcz, Poland, 1975.

authored/co-authored over 360 technical publications and is the recipient of various scientific awards such as the Seaborg Medal, Compton Award, Technical Achievement Awards, Kościuszko Foundation Collegium of Eminent Scientists, and others.

*dr Stanisław Kasprzak,
Warsaw University of Technology,
Rensselaer Polytechnic Institute*

Dr Stanisław Kasprzak is an expert in the development of experimental methods of fluid flow measurements in gas systems, two-phase systems, and others. The range of applications included refrigeration installations, nuclear power and natural gas transport. At the Institute of Thermal Engineering of Warsaw University of Technology he carried out experimental investigations for the nuclear power plant in Żarnowiec, concerning issues such as: the performance of the so-called bubble condenser, the effect of droplet spray systems on pressure reduction inside reactor containment, and the process of boric acid distillation. During his two-year long stay as visiting professor at Rensselaer Polytechnic Institute, he was involved in the formulation and application of methods and similarity laws which allow for proper scaling of the experimental data using low-temperature simulant materials to predict the progression of actual severe reactor accidents.

- [3] M.Z. Podowski and W. Fijałkowski. “PWR Primary System Model for the Analysis of Loss-of-Coolant Accidents”, Proc. of the 15th Symposium on Optimization in Mechanics, Gliwice-Wisla, Poland, 1976.
- [4] M.Z. Podowski and M. Kosiński. “PWR Primary System Model for the Analysis of Loss-of-Coolant Accidents”. Ibid.
- [5] M.Z. Podowski and Z. Pietrzyk. “A Computer Model for the Analysis of VVER Reactor Transients”. Proc. of the Seminar on Critical Power Load of Fuel Bundles in Steady and Unsteady State, March-April, Moscow, 1976 (in Russian).
- [6] M.Z. Podowski, Z. Pietrzyk and W. Fijałkowski. “Multi-zone Model of Thermohydraulic Processes in VVER-440 Reactor Core at Accident Conditions”. Ibid.
- [7] M.Z. Podowski, Z. Pietrzyk and W. Fijałkowski. “An Analysis of Transient Processes in WVER-440 Reactor Core and Primary System during Large Break LOCA” Ibid.
- [8] M.Z. Podowski and M. Kosiński. “An Analysis of Steam-Air Mixture Transport in a Containment Building During Loss-of-Coolant Accident”. Proc. of the Symposium on Heat and Mass Transfer, Warsaw, Poland, 1976.
- [9] M.Z. Podowski and W. Fijałkowski. “Approximate Methods of Calculation of a Transient Temperature Distribution in Water Reactor Fuel Elements”. Bulletin of the Institute of Heat Engineering, Warsaw University of Technology, 47, 1977.

- [10] M. Kielkiewicz and M.Z. Podowski. "Mathematical Models of Loss-of-Coolant-Accident for Safety Analysis of PWRs", *Nukleonika*, 23, No., 6-7, 1978 (in Russian).
- [11] M.Z. Podowski, W. Baltyn, W. Fijałkowski and Z. Pietrzyk. "Application of the AWAR Computer Code to the Investigation of PWR Primary System Dynamics". Proc. of the Seminar on Investigations of Thermal-Physical Reactor Processes as Applied in PWR Safety Analysis, Budapest, Hungary, 1978 (in Russian).
- [12] M.Z. Podowski, J. Matuła and W. Fijałkowski. "Thermal-Hydraulic Analysis of VVER-440 Fuel Elements After LOCA" *Ibid.*
- [13] A. Konieczko, J. Łaszkiwicz, J. Matuła and M.Z. Podowski. "LOCA Analysis for VVER-440 Reactors". *Ibid.*
- [14] M. Kielkiewicz and M.Z. Podowski. "Nuclear Reactor Safety", Publication of the Society of Civil Engineers, Warsaw, 1979.
- [15] S. Kasprzak. "Falling Water Droplet Heat-up in Condensing Steam/Air Mixture". *Bulletin of the Institute of Heat Engineering, Warsaw Technical University*, 63, 1983.
- [16] S. Kasprzak. "Experimental Study of VVER-440 Water Condenser Thermal-Hydraulic Characteristics during LOCA", *Proceedings of the Conference on Nuclear Power Safety and Environmental Protection*. Bydgoszcz, 1980.
- [17] M.Z. Podowski, M. Kosiński, K. Portacha. "BOTER – Computer Code for the Analysis of Thermodynamic Processes in VVER-440 Containment Building during LOCA". *Bulletin of the Institute of Heat Engineering, Warsaw University of Technology*, 56, 1980.
- [18] S. Kasprzak, M.Z. Podowski and R.T. Lahey, Jr., "A Study of using Simulant Materials to model Core Meltdown Accidents". Proc. ASME-JSME Thermal Engineering Conference, 1987.
- [19] S. Kasprzak, M.Z. Podowski and R.T. Lahey, Jr., "Interfacial Transport Phenomena during Simulated Reactor Meltdowns", *PhysicoChemical Hydrodynamics Conference*, Oxford, England, 1987.
- [20] Garea, V., Kasprzak, S., Podowski, M.Z., Lahey, R.T., Jr., "Simulation of Ablation Heat Transfer During Corium-Concrete Interaction", *ANS Proc. of 1992 National Heat Transfer Conference*, Vol. 6, 1992.
- [21] Kasprzak, S., Hong, J., Podowski, M.Z., Lahey, R.T., Jr., Lilquist, R., "A Study of Multidimensional Effects of Corium Spreading in MARK-I BWR Containments", *ANS Proc. of 1992 National Heat Transfer Conference*, Vol. 6, 1992.
- [22] Kim, D.H., Podowski, M.Z., Lahey, R.T., Jr., "The Modeling of Reactor Pressure Vessel Failure Modes During Core Meltdown Accidents of BWRs", *Proc. 24th National Heat Transfer Conference*, ASME 87-HT-70, 1987.
- [23] Kim, S.W., Kurul, N., Lahey, R.T., Jr., Luo, W., Moraga, F., Podowski, M.Z., 1994. The upgrading and validation of APRIL.MOD3X as an interactive computer Code for BWR severe accident analysis, ESEERCO Report, EP84-4.
- [24] Kim, S.W., Taleyarkhan, R.P., Podowski, M.Z., Lahey, R.T., Jr., "An Analysis of Core Meltdown Accidents for BWRs", *Proc. Fifth Int. Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety*, 1989.
- [25] S.W. Kim, M.Z. Podowski, R.T. Lahey, Jr. and N. Kurul. "The Modeling of Core Melting and In-Vessel Corium Relocation in the APRIL Code". *Nuclear Engineering and Design*, 177, 1997.
- [26] T.G. Theofanous, H. Yan, M.Z. Podowski, C.S. Cho, D.A. Powers, T.J. Heames, J.J. Sienicki, C.C. Chu, B. W. Spencer, J.C. Castro, Y.R. Rashid, R.A. Dameron and J.S. Maxwell, "The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner", *NUREG/CR-6025*, 1993.