

Zajdiagnosztikai módszerek alkalmazása a baleseti állapotban lévő reaktorok állapotának ellenőrzésére

Dr. Katona Tamás János

Paksi Atomerőmű Zrt., Paks, Pf. 71 H-7031 Tel: +3620 942 22 25

Zajdiagnosztikai módszerek fejlesztését a normális üzemállapottól való eltérés korai, még a biztonságot nem veszélyeztető stádiumban való detektálásának szándéka motiválta. E módszerek közül – jelentős mértékben a magyar diagnosztikai iskola eredményeinek köszönhetően – a reaktorban, a hűtőközeg áramlással terjedő perturbációk és a termohidraulikai paraméterek zajának diagnosztikai célú monitorozása kapott jelentős szakmai figyelmet. A fukushimai reaktorok állapotának monitorozása a baleset során komoly nehézségeket okozott, különösen a reaktorban lévő hűtőközeg-szint ellenőrzése, amelyet az adott körülmények között a standard műszerezéssel nem lehetett mérni. A dolgozatban – egy lehetséges kutatási program kérdésvetéseinek szintjén – a reaktorokban baleset során kialakuló állapot zajdiagnosztikai módszerekkel történő ellenőrzésének lehetőségét vizsgáljuk fel, felkínálva az ötletet a szakterülettel foglalkozók kritikájának.

Bevezetés

A fukushimai reaktorok állapotának monitorozása, beleértve a hűtőközeg szintjének mérését a reaktorban komoly nehézségeket okozott különösen a baleset relatíve korai szakaszában [1]. A tartályon belüli termohidraulikai állapot ismerete, illetve ismeretének hiánya a lehetőségek szűkös voltán túl tovább rontotta a balesetelhárítás hatékonyságát. Nyilvánvaló, hogy a hűtés rendkívüli eszközökkel történő biztosítása mellett is, sőt épp ezért, szükség lett volna a hűtőközeg szintje, illetve a reaktoron belüli főbb termohidraulikai állapot-jellemzők (nyomás, hőmérséklet, áramlási sebesség víz-gőz fázis) térbeni és időbeni eloszlásának ismeretére.

A hűtőközeg szintjének mérése a BWR-ben üzemzavari körülmények között nem egyszerű feladat. A probléma nem újkeletű, az US Nuclear Regulatory Commission 1984-ben már felszólította a BWR üzemeltetőket, hogy tápvíz forgalom-mérése alapuló zóna szintmérés elégtelen az üzemzavar-kezeléshez [2], amelynek részben rendszer-, részben pedig mérés-technikai okai voltak. A mérés elve egyszerű: a reaktorban lévő vízoszlop nyomása és az impulzus-csőben lévő ismert magasságú vízoszlop nyomása közötti különbségből a reaktorban lévő ismeretlen vízoszlop-magasság meghatározható. Nyomáskivezetések több szinten is vannak, ami lehetővé teszi a különböző szintek pontos mérését. Az impulzus csövek hossza és a környezeti hőmérséklet miatt a mérés gondos kalibrációt igényel, amely kalibráció üzemzavar közben elvész, hisz a környezeti hőmérsékletek erősen eltérhetnek a kalibráció során fennállókól, s újrakalibrálásra elhárítás közben aligha van mód. A másik probléma az, hogy az eljárással nem effektíve a reaktorban, hanem a zónatartó kosár és a tartályfal közötti gyűrű-csatornában lévő folyadékoszlop magasságát mérik. Az a körülmény, hogy a vízoszlop a referencia impulzuscsőben felgázosodhat, amely tranziensek esetén teljesen meghamisíthatja a mérést. Függetlenül a BWR reaktor műszerezésének konkrét problémáitól, amelyről vélhető volt, hogy igen alaposan feldolgozott (lásd például

[4]), a fukushimai tragédia messze nem csak e konkrétumok vizsgálatára, hanem annál inkább arra ösztönöz, hogy a rendkívül súlyos helyzetekben alkalmazható minden lehetséges eszközt számba vegyünk, s ha lehet, fejlesztésekkel készüljünk a nem valószínű, de nem kizárható helyzetekre.

Jelen dolgozatban felvázoljuk milyen lehetőségek vannak, illetve lehetnek a zaj-méréseken és elemzéseken alapuló reaktor-állapot diagnosztika súlyos baleseti körülmények közötti alkalmazására.

A reaktor zajdiagnosztikai módszerek fejlesztését a normális üzemállapottól való eltérés korai, még a biztonságot nem veszélyeztető stádiumban való detektálásának szándéka motiválta. Ez a mélységben tagolt védelem koncepciója szerint lényegében az első, illetve második szintnek felel meg. Itt a normál üzemállapottól való kis eltérés diagnosztizálása cél, s a zajdiagnosztika sok esetben csupán kvalitatív megállapításai jól használhatók, hiszen a korai figyelmeztetés, s nem valamely mennyiségileg pontosan meghatározott jellemző szolgáltatása a feladat.

A reaktor zajdiagnosztika az 1970-1980-as években intenzíven fejlődött és a ragyogó elméleti és kísérleti eredmények az alkalmazást illetően is optimizmusra adtak okot. Ennek az optimizmusnak és a hazai kutató bázis tekintélyének volt köszönhető, hogy a paksi atomerőműben komplex reaktor zajdiagnosztikai rendszert installáltunk és üzemeltetünk [5]. Az atomerőművek gyakorlatában a reaktor zajdiagnosztikai az évek során azonban néhány módszer alkalmazására szűkült le, mint például az elszabadult tárgyak diagnosztikája ([6], [7]), vagy szenzor-állapot diagnosztika [8], illetve egyes reaktorfizikai paraméterek zajlemzésen alapuló meghatározása ([9], [10]). A reaktor zajdiagnosztika iránti mérsékelt gyakorlati érdeklődés ellenére, melynek fő oka tán az, hogy az értelmezéshez az erőművi rutint meghaladó magas szintű szaktudás szükséges, ami nem minden erőműben, sőt nem minden országban áll rendelkezésre, ma is folynak sikeres módszertani és alkalmazás-fejlesztések [11], [12].

Az üzemzavar elhárítás, illetve a baleset-kezelés a mélységben tagolt védelem elve szerint már a negyedik szint. Itt is, mint a normál üzemállapottól való kis eltérés diagnosztizálása esetén a zajdiagnosztika sok esetben csupán kvalitatív megállapításai helyénvalók és alkalmazhatók, hiszen a baleseti körülmények közötti kvantitatív jellegű állapot-ellenőrzés sok esetben az egyetlen lehetőség. A mérési és monitorozási módszerek diverzitása baleseti körülmények között létfontosságú lehet. Így a zajdiagnosztikai reaktor állapot ellenőrzés diverz alternatíva az egyéb módszerek mellett.

A baleseti reaktor állapot monitoring terén, a reaktor zajdiagnosztikai kutatások közül a reaktorban, a hűtőközeg áramlással terjedő perturbációk és más termohidraulikai paraméterek zajának diagnosztikai célú monitorozása kaphat jelentős szerepet. Ezen a területen a magyar diagnosztikai iskola igen jelentős eredményeket ért el: a számtalan jeles közleményből példaként lásd a [13], vagy az úgyszintén igen gyakran hivatkozott [14] dolgozatot. Az iskola továbbélésének igazolását láthatjuk a Nukleon Kosály György emlékének szentelt 2009. decemberi számában ([5], [15]). A reaktor zajdiagnosztikának, akár csak a magyar szerzőket vesszük, igen jelentős, a cikkben felvázolt témakörhöz kapcsolódó irodalma van. A releváns irodalom feldolgozása a cikk kereteit meghaladó munkát igényelt volna, ezért a hivatkozások fenn és az alábbiakban csak példaszereket, s messze nem teljességek.

Baleseti reaktor zaj-diagnosztika lehetősége

A baleseti zajdiagnosztika megvalósíthatóságának két alapvető feltétele van:

- a baleseti reaktor állapot diagnosztizálható-e az állapotjellemzők fluktuációjának elemzése alapján;
- van-e mód az állapotjellemzők fluktuációjának mérésére.

Baleset során a vízű reaktorok aktív zónájában, illetve a reaktor tartályban – lényegében függetlenül a reaktor típusától és nagyon leegyszerűsítve – instacionárius kétfázisú áramlás alakul ki, majd a zónát lényegében stagnáló túlhevített gőz tölti ki, amelyet az újraelárasztás után újból valamilyen kétfázisú állapot követ. A termohidraulikai paraméterek nem csak időbeli változása heves, hanem térbeli eloszlása is igen heterogén. A zóna termohidraulikai állapotát jellemző, a zónát kitöltő közeg hőmérséklete, nyomása, illetve ezek fluktuációja fluktuációja közvetlenül mérhető és a szűrt instacioner „átlag” értékhez kiegészítő információt szolgáltat a termohidraulikai állapotról. A közeg sűrűségének fluktuációja, illetve áramlási sebessége közvetlenül nem mérhető, de meghatározható a sűrűség-fluktuációk által modulált neutron vagy γ -tér fluktuációjából.

A zóna, illetve a reaktor műszerezése a baleset során részben vagy egészben működésképtelenné válhat. Az azonban nem valószínű, hogy az igen diverz reaktor műszerezés, amely in-core neutron detektorokból, külső ionizációs kamrákból, termoelemekből, ellenállás-hőmérőkből, különböző útvonalon vezetett impulzuscsöveken lévő nyomás- és nyomáskülönbség távadókból áll, egyszerre váljon

működésképtelenné. (Ha ez így lenne, főképp, ha egy közös okú meghibásodás miatt, akkor ennek lehetőségét mihamarabb, megfelelő átalakításokkal ki kell zárni.) Az említett érzékelők alapvetően robusztusak, a detektor oldaláról a mérés lehetősége akár hosszú ideig fennállhat a baleset során.

Diagnosztika a közeg-sűrűség fluktuációk mérése alapján

A zónát kitöltő (kétfázisú) közeg átlagos sűrűsége, a gőztartalom eloszlása fontos, a baleseti folyamat befolyásolása szempontjából hasznosítható információ lehet, s úgyszintén az áramlás ténye és sebessége. A sűrűség eloszlás a zónában időben gyorsan változik, még akkor is, ha hűtőközeg cirkulációról nem beszélhetünk. A közeg sűrűségének fluktuációja, illetve áramlási sebessége közvetlenül nem mérhető, de meghatározható a sűrűség-fluktuációk által modulált neutron vagy γ -tér fluktuációjából. Mindaddig, amíg a zónán belüli neutron detektorok élnek, s van mérhető jel, a sűrűségfluktuációk vizsgálata, s ebből a zóna feltöltöttségének diagnózisa, beleértve az áramlási kép meghatározását is, illetve az áramlási sebesség mérése könnyen megoldható az ismert zajdiagnosztikai módszerekkel (lásd példaként az [5], [14], [15], [16], [17], [18], [19], [20] és [21] dolgozatokat). Az in-core neutron detektorok működésképtelensége esetén még van esély az ex-core detektorok zajából bizonyos következtetéseket levonni, főleg a zóna egészében átlagos sűrűsége. Baleseti állapotban, leállított reaktor esetén a fenti módszerek aligha alkalmazhatók. Alkalmazhatónak tűnik azonban egy olyan módszer, amely a belső és/vagy külső γ -tér fluktuációjából diagnosztizálja a zónát kitöltő közeg sűrűségét. A leállított reaktorban a felaktiválódás, illetve hasadvány-termékek bomlása miatt jelentős a γ -tér, amely a reaktor tartályon kívül is jól mérhető (a távolságtól, s az abszorpciótól, illetve a másodlagos effektusoktól függően). Ilyen módszert és alkalmazást mutat be a [22] dolgozat specifikusan a reaktor-szint mérésére. Megjegyezzük, ez a dolgozat akár úttörő jelentőségűnek is tekinthető a Fukushimai Daiichi reaktorai balesetének fényében, jóllehet a γ -tér fluktuációjából valódi baleseti zónadiagnosztika kifejlesztése még sok munkát igényel.

Hőmérséklet zaj-diagnosztika

A zóna kilépő hőmérsékletét mérő termoelemek jelének baleseti körülmények közötti használatára az OECD NEA tárgyi tanulmánya hívja fel a figyelmet [23].

A zónát kitöltő közeg hőmérsékletének, nyomásának fluktuációja közvetlenül mérhető, ami az üzemi, illetve a baleseti rendszeresített mérőrendszer által szolgáltatott, szűrt instacioner „átlag” hőmérséklet- és nyomás értékhez képest fontos kiegészítő információt szolgáltat a termohidraulikai állapotról. Ez az információ egyes esetekben perdöntő lehet, például amikor az átlag telítési hőmérsékletet mutat, s például csak a hőmérséklet zajból állapítható meg indirekt módon, hogy egy vagy kétfázisú telített közeg érintkezik a termoelemmel. A reaktor hőmérséklet mérés alapvetően robusztus termoelemekre és ellenállás-hőmérőkre épül, bár ez utóbbiak időállandója relatíve nagy a zajmérés szempontjából.

A hőmérséklet zaj-mérés egyaránt alkalmas a sebesség-mérésre, az áramlási kép azonosítására és a void-eloszlás minőségi feltérképezésére attól függően, hogy mely hőmérséklet-mérések állnak rendelkezésre a baleset során. A teljesség igénye nélkül hivatkozhatók itt a [16], [24] és [25] dolgozatok.

Diagnosztika a hidroakusztikus rezonanciák mérésével

A reaktor nyomás (és nyomáskülönbség) méréseknek a baleset során fontos szerepe van, s ezek szűrt, instacioner „átlag” értékét szolgáltatja a baleseti ellenőrző rendszer. A zajdiagnosztika alkalmazása itt kettős, szolgálhatja:

- a mérés állapotának ellenőrzését: például milyen közeg tölti ki, s átjárható-e az impulzuscső;
- a reaktort is magában foglaló hidroakusztikus rendszer vizsgálatát, a rendszert kitöltő közeg hidroakusztikus tulajdonságainak (sűrűség, kompresszibilitás) és a rendszer kitöltöttségének ellenőrzését.

Az első feladat vonatkozásában hasznos támpontot szolgáltat a [8] monográfia, de hazai eredmények is vannak ezen a területen, például [26].

A második feladat bonyolultabb, de nem előzmények nélküli, lásd például a [27] és [28] irodalmakat. Belátható, hogy például az olyan esetekben, amikor primérfőri törés és közegvesztés nélkül alakul ki a baleseti állapot – például a zónahűtés elvesztése az üzemzavari villamosenergia-ellátás vagy biztonsági hűtővíz elvesztése miatt – s tudjuk, hogy az impulzus csöveket víz tölti fel, a hidroakusztikus tulajdonságai a rendszernek alapvetően a zónát kitöltő közeg sűrűségétől és összenyomhatóságától függ, s a reaktor-állapot a hidroakusztikus rezonancia-frekvenciák alapján diagnosztizálható.

A további vizsgálatok fő kérdései

A szcenáriók elemzése a zaj fenomenológiája szempontjából

Az állapotjellemzők fluktuációinak valószínűségi jellemzői akkor értelmezhetők helyesen, ha van pontos elképzelésünk a reaktorban zajló lehetséges folyamatokról, a baleset fenomenológiájáról. Itt igen fontos szerepe van a baleseti folyamatok determinisztikus elemzésnek és kísérleti vizsgálatának, amelyek tekintetében is jelentős hazai eredményekre és tudásbázisra támaszkodhatunk.

Az alkalmazhatóság műszaki megvalósíthatósága

A műszaki megvalósíthatóság legfontosabb feltétele, hogy azok az érzékelők, amelyekre a baleset kezelése során számítunk, s ennek megfelelően az érzékelők és a távadók, illetve az egész mérőlánc kialakítása alkalmas legyen a jel zaj-tartalmának detektálására is. Ez utóbbi elvárás ellentmond annak a szükségképp nem helytálló felfogásnak, mely szerint a robosztus mérésnek, mintegy szokás szerint, nagy időállandójúnak kell lenni. A zajmérésre is alkalmas érzékelők és a jel hozzáférhetősége fontos gyakorlati vizsgálati terület. Nem tűnik eretnységnek, új, inherensen robosztus és a fázisra érzékeny mérések installálása sem, ha

ez megalapozható (például lásd a [30] munkában használt érzékelőket).

Zajelméleti problémák

A baleseti folyamat drámai, az állapot-jellemzők zaja nem stacionárius. A termohidraulikai állapot változása, mint sztochasztikus folyamat nem Markovi.

AZ elmúlt években jelentős fejlesztések történtek a fuzzi-technikák, nem precíz valószínűség-elméletek, neurális rendszerek alkalmazása terén a zajelméletben. A módszerek általános alkalmazhatósága lényegesen javulhat, ha mindezek a baleset-kezelésben résztvevők számára hasznosulhatnak, ám mintegy láthatatlanul, az értelmezést automatikusan megkönnyítendő.

Humán oldal

A baleset-kezelést végző személyzet soha sem lehet olyan nagyszámú, hogy ne hiányozzon valamilyen speciális tudás. Másfelől, a baleset-kezelésben résztvevők számát növelve csökkenhet a stáb operativitása. A zajdiagnosztikai módszerekkel végzett állapot ellenőrzés akkor lesz sikeres, ha az előre elkészített értelmezési receptek alapján az állapot azonosítható a baleset-kezelésben résztvevő reaktorfizikus, termohidraulikus vagy technológus által.

Zárszó

A dolgozatban – egy lehetséges kutatási program kérdésfelvetéseinek szintjén – a reaktorokban baleset során kialakuló termohidraulikai állapot zajdiagnosztikai módszerekkel történő ellenőrzésének lehetőségét vázoltuk fel, felkínálva az ötletet a szakterülettel foglalkozók kritikájának.

A zajdiagnosztikai mérés és módszer alkalmazása – kidolgozatlanágától eltekintve, a bonyolultsága és közvetett jellege miatt – nem lehet konkurrens a mértékadó paramétereket közvetlenül mérő baleseti állapotellenőrző rendszernek, hanem szükség esetén kiegészíti azt.

Az alapos vizsgálat után a javasolt területek közül többről is kiderülhet, hogy elvi vagy műszaki okból nem megvalósítható. Akár egy életben maradt ötlet is igazolja az erőfeszítések jogosságát, ha azzal olyan eszközhöz, módszerhez jutunk, amivel – bár soha se kelljen alkalmazni – egy esetben is mód lesz egy nehezen értelmezhető reaktor-állapotot meghatározni, és hatékony beavatkozást tenni a folyamat eszkalálódását megakadályozandó.

Irodalom

- [1] Report of Japanese Government to IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety – Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations, Transmitted by Permanent Mission of Japan to IAEA, 7 June 2011, <http://www.iaea.org/newscenter/focus/fukushima/japan-report/Chapter IV>. pp. 44-49
- [2] Reactor Vessel Water Level Instrumentation in BWRs (Generic Letter No. 84-23), US NRC, 1984

- [3] Federal Register, Volume 60 Issue 175 (Monday, September 11, 1995, <http://www.gpo.gov/fdsys/pkg/FR-1995-09-11/html/95-22461.htm>)
- [4] Yue, D.D. (1985) Use of PRA in assessing BWR vessel level instrumentation, *Trans. Am. Nucl. Soc.*, v. 50 p. 358-359, ISSN 0003-018X, (Nov 1985), American Nuclear Society winter meeting, San Francisco, CA (USA), 10-15 Nov 1985
- [5] Végh J, Kiss S, Lipcsei S, Czibók T, Kiss Gábor: Az elmélet működése a gyakorlatban – reaktordiagnosztikai mérések a Paksi Atomerőműben, *Nukleon*, II. évfolyam, 5. szám, 53, 6 p.
- [6] Resolution of Generic Safety Issues: Item B-60: Loose Parts Monitoring Systems (Rev. 1) (NUREG-0933, Main Report with Supplements 1–33)
- [7] Regulatory Guide 1.133, "Loose-Part Detection Program for the Primary System of Light-Water-Cooled Reactors," U.S. Nuclear Regulatory Commission, September 1977, (Rev. 1) May 1981.
- [8] Hashemian H.M., Sensor Performance and Reliability, ISA, 2005, ISBN 1-55617-897-2
- [9] Végh, J. et al, Implementation of New Reactivity Measurement System and New Reactor Noise Analysis Equipment in a VVER-440 Nuclear Power Plant, *IEEE Transactions on Nuclear Science*, Oct. 2010 Volume: 57 Issue:5 pp. 2689 - 2696 ISSN: 0018-9499
- [10] Pázsit I., Demaziere C., Theoretical investigation of the MTC noise estimate in 1-D homogeneous systems, *Annals of Nuclear Energy*, ISSN 0306-4549, 01/2002, Volume 29, Issue 1, pp. 75 - 100
- [11] Kiss S., Lipcsei S. and Végh J., Overview of Recent KFKI AEKI Activities in the Field of Plant Surveillance and Diagnostics, *Power Plant Surveillance and Diagnostics: Applied Research with Artificial Intelligence*, Springer-Verlag Berlin and Heidelberg GmbH & Co. K, pp. 51-62
- [12] I. Pázsit, C. Demazière, V. Arzhanov, Research and Development Program in Reactor Diagnostics and Monitoring with Neutron Noise Methods, SKI Report 2003:08, January 2003, ISSN 1104–1374
- [13] D. Wach and G. Kosály: Investigation of the joint effect of local and global driving sources in incore-neutron noise measurements, *Atomkernenergie*, Vol. 23., pp. 244-250 (1974)
- [14] Katona T., L., Mesko, G. Por, J. Valko: Some Aspects of the Theory of Neutron Noise, *Progress in Nucl. Energy*, Vol.9, (1982) 209.
- [15] Pór Gábor, Kosály György globális-lokális koncepciójának megjelenése és annak továbbfejlesztése a hőhordozó-forgalom meghatározásában, *Nukleon*, 2009. december II. évf. (2009) 51
- [16] R. Kozma, Studies on the Relationship between the Statistics of Void Fraction Fluctuations and Parameters of Two-Phase Flows, *Int. J. Multiphase Flow*, Vol. 21, No. 2. 241-251, 1995
- [17] Kozma, R., Noise Investigations on Boiling Effects in a Simulated MTR-Type Fuel Assembly, Delft University Press, ISBN-90-73861-04-7, 1992
- [18] R. Kozma, H. van Dam, J.E. Hoogenboom, Identification of Flow Patterns by Neutron Noise Analysis During Actual Coolant Boiling in Thin Rectangular Channels, *Nucl. Technol.*, Vol. 100, 97-110. 1992
- [19] Katona, R. Kozma (1988) Problems of Estimation of the Thermohydraulic Parameters Using Neutron and Temperature Noise Signals, *Progress in Nuclear Energy*, Vol.21, 431-445.
- [20] L.J. Kostić, J. Runkel, D. Stegemann, Thermohydraulics surveillance of pressurized water reactors by experimental and theoretical investigations of the low frequency noise field, *Progress in Nuclear Energy*, Volume 21, 1988, Pages 421-430
- [21] T.H.J.J. van der Hagen, J. van der Voet, Interpretation of velocities determined by noise analysis for various void fractions and flow regimes in two-phase flow, *Progress in Nuclear Energy*, Volume 21, 1988, Pages 565-573
- [22] Hampel R, Fleischer S, Dräger F, Maekawa T, Water Level Measurement System For Boiling Water Reactors Using Internal Gamma Radiation – *Neural Network Application, Intelligent Techniques And Soft Computing In Nuclear Science And Engineering*, (pp 504-511)
- [23] Core Exit Temperature (CET) Effectiveness in Accident Management of Nuclear Power Reactor, Nuclear Energy Agency, Committee on The Safety of Nuclear Installations NEA/CSNI/R(2010)9, October 2010
- [24] Katona T, Issledovanie vozmozhnosti opredelenija sostojanija teplonositelja na osnovanii analiza fluktuacij mestnoj temperatury sredy. Budapest: KFKI, 1978. 23 p. (KFKI; 64 - 1978.) (ISBN:963-371-449-4)
- [25] R. Kozma, J.E. Hoogenboom (1990) Flow Measurements Using Noise Signals of Axially Displaced Thermocouples, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 17, No. 9, pp. 493-513.
- [26] Windberg P, Katona T, Mauersberger H, Rindelhardt U., Teoreticheskoe i eksperimentalnoe issledovanie akusticeskoy peredatochnoy harakteristiki impulsnikh trubok. Budapest: KFKI, 1979. 38 p. (KFKI; 1979/43.) (ISBN:963 371 560 1)
- [27] Katona T, Nagy I, Interpretation of the low-frequency pressure fluctuations in PWR-s. 16th Informal Meeting on Reactor Noise, Budapest, Magyarország, 1983.05.18-1983.05.20. (1983)
- [28] Nagy I, Katona T, Theoretical investigation of the low-frequency pressure fluctuation in PWRs. *Progress in Nuclear Energy* 15:(1-3) pp. 671-683. (1985)
- [29] Katona T., Statistical analysis of subcooled boiling acoustic noise. Budapest: KFKI, 1981. 27 p., (KFKI; 1981/14.), (ISBN:963-371-791-4)
- [30] A. Traichel et al, Verification of Simulation Results of Mixture Level Transients and Evaporation Processes in Pressure Vessels using Needle-shaped Probes, Institute for Process Technique, Process Automation and Measuring Technique (IPM) at the University of Applied Sciences Zittau/Görlitz (FH), D-02763 Zittau