

dc_110_10

DOKTORI ÉRTEKEZÉS TÉZISEI

**EREDMÉNYEK A NUKLEÁRIS BIZTONSÁG
TERMOHIDRAULIKAI HÁTTERÉHEZ VVER TÍPUSÚ
ATOMERŐMŰVEKBEN**

Szabados László
a műszaki tudomány kandidátusa

Budapest, 2011.

I. A kitűzött kutatási feladat rövid összefoglalása

Magyarországon a VVER típus – a Paksi Atomerőmű – létesítését támogató termohidraulikai kutatások 1969-70-ben kezdődtek a KFKI-ban, és ezek *zóna-termohidraulikai kutatások* voltak. A cél az volt, hogy a reaktorfizikához hasonlóan, a termohidraulika területén is tudományos kutatási háttérrel biztosítsunk a Paksi Atomerőmű létesítéséhez. Kezdeményeztem, majd elindítottam az NVH (Nagynyomású Vízhűtéses Hurok) programot, melynek keretében létrehoztuk az NVH kísérleti berendezést, a zóna-termohidraulikai kutatásokhoz szükséges mérés technikai eszközöket, és részben honosítással, részben saját fejlesztéssel, teljes körű zóna-termohidraulikai program-csomagot (PERF, COBRA-II/KFKI, FOURIER, HOTRAN, COBRA-III/KFKI és BIOT) fejlesztettünk ki. Ezen a kutatási bázison folytak azután a „klasszikusnak” tekinthető területeken a kutatások. Meghatározó kutatói szerepem volt azokon a területeken, amelyeknek eredményeit az értekezésben saját, új tudományos eredményként foglalkozok össze.

A VVER-440/213 típusú atomerőművi rendszer, benne *a rendszer-termohidraulika tudományos igényű vizsgálata*, az MTA főtitkára által felügyelt OKKFT A/11 Programban, a KFKI, mint programmegbízott intézet vezetésével folyt 1981-85 között, melynek 2. alprogramját vezettem. Erről írta a programmegbízott (Gyimesi Zoltán): „... A 2. alprogram keretében végzett biztonsági analízis az A/11 programban központi helyet foglalt el. A kutatások ugyanis döntően két tudományterület, a reaktorfizika és termohidraulika témakörébe esnek. ...” A programnak személyes tudományos munkásságom szempontjából az egyik eredménye az volt, hogy szerkesztettem és több fejezetét írtam annak a 493 oldalas könyvnek, amelyben a 2. alprogram eredményeit foglaltam/foglaltuk össze.

A rendszer-termohidraulikát azzal a tudományos tartalommal, amelyet az értekezésben használok, teljes körűen az 1991-1994 között végrehajtott AGNES projekt tartalmazta. Hasonló célkitűzéssel és tartalommal hajtottak/hajtottunk végre a VVER-440/213 típus biztonsági értékelésére (referencia erőmű a Bohunicei Atomerőmű) egy, a NAÜ által koordinált programot. A reaktor termohidraulikának az értekezésben is tárgyalt fejezeteit foglaltam össze a PMK-2 projektek két-kötetes zárójelentésében, amely 2007-ben és 2009-ben jelent meg az Akadémiai Kiadó gondozásában, 540 oldal terjedelemmel. A rendszerkódok validációjához forrásmunkának tekinthetők a publikációk az OECD-VVER kódvalidációs mátrixról, valamint a VVER rendszerekre általam összefoglalt irányelvek az integrális típusú berendezések és kísérletek minősítéséhez. Alapműveknek tekinthetők az IAEA-TECDOC kötetek a rendszerkódok validációjához, és értékes kiadványok a Science and Technology in Hungary sorozat kötetei, melyek hazai tudományos és technológiai eredményeket tartalmaznak, több rendszer-termohidraulikai eredménnyel.

Az értekezésben leírt rendszer-termohidraulikai kutatások a Paksi Atomerőmű üzembe helyezésével párhuzamosan folytak. A szállító biztosította ugyan a biztonsági jelentést (ÜMBJ - Üzembe-helyezést Megelőző Biztonsági Jelentés), de nem voltak információk az elemzésekhez használt kódokról és különösen a kódok validációjához tartozó kísérletekről. Ahhoz tehát, hogy az erőmű szállítótól független (hazai) biztonsági értékelését elvégezzük, szükség volt modern számítógépeken futtatható rendszer-termohidraulikai kódokra, és a kódvalidációhoz szükséges rendszer-kísérletekre. Üzemzavarok esetében, az értekezésben az ún. „tervezési üzemzavarokról” (DBA – Design Basis Accident), és a tervezési üzemzavarokon túli, de zónasérüléshez nem vezető (Beyond DBA) üzemzavarokról van szó, melyek kezdeti eseményekkel jellemezhetők.

Az üzemzavarokat jellemző kezdeti események teljes listája a Paksi Atomerőmű (jelenleg érvényes) Végleges Biztonsági Jelentése (VBJ) szerinti. Az ÜMBJ elemzéseit alátámasztó kísérletek – sőt az ehhez szükséges kísérleti berendezések is – hiányoztak, így a VVER-440/213 típusra (a Paksi Atomerőműre, mint referencia erőműre) elsőként építettünk a rendszer-kísérletek végrehajtására alkalmas integrális típusú eszközt, a PMK (Paksi Atomerőmű Modell-Kísérlete) berendezést, melynek első változata a PMK-NVH nevet kapta. Módosítások után a berendezés jelenleg is használt neve PMK-2.

A biztonsági értékeléshez alkalmazható kódok lehettek hazai fejlesztésűek, vagy külföldről beszerzett kódok. A 80-as évek elején úgy ítélt meg, hogy nagyméretű, komplex rendszer-termohidraulikai kód fejlesztésének nincsenek meg Magyarországon sem a személyi, sem az anyagi feltételei. Ezt annak ellenére így láttam, hogy a KFKI-ban a ZR6 kritikus rendszeren végzett kísérletekre támaszkodva, a reaktorfizika területén a kódok alapvetően hazai fejlesztésűek voltak. Ez a rendszer-termohidraulika területére érvényes döntés később helyesnek bizonyult, mivel az Amerikai Egyesült Államokban kifejlesztett RELAP kódcsalád mellett csak a német ATHLET és a francia CATHARE kóddal értek el nemzetközileg is értékelhető eredményeket. (Három nagy reaktor-fejlesztő ország!) Magyarországon az ATHLET és a RELAP5 kódot jelenleg is használják a Paksi Atomerőmű biztonsági értékelésére. (Korábban alkalmazták a szovjet DINAMIKA kódot és bizonyos területeken jelenleg is használatban van a finn APROS kód.)

A kitűzött kutatási feladat tehát az atomerőművi üzemzavari folyamatok modellezésére alkalmas, eszközigényes kísérleti-kutatási bázis, kísérleti és kódvalidációs kultúra létrehozását jelentette, amely akkor teljesen új feladat volt. Ehhez meg kellett építeni a paksi atomerőmű rendszer-termohidraulikai modelljét, a PMK berendezést, amely megalapozta azt az iskolát, amely a későbbiekben Magyarországot, a KFKI Atomenergia Kutatóintézetet, a VVER típusra a rendszer-kísérletek és a kódvalidációs kutatások nemzetközi központjává tette.

A PMK-2 bázisú kutatások pozitív hazai és nemzetközi fogadtatását és eredményességét mutatja az 1986-2004 között végrehajtott, jelentős szellemi és anyagi ráfordítást igénylő 55 kísérlet, a validációs kutatásokban résztvevő 29 ország, a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség, Phare projekteken keresztül az Európai Unió, az Egyesült Államok Engedélyezési Hatósága (USNRC), valamint a Magyar Tudományos Akadémia, az Országos Atomenergia Hivatal, az Országos Műszaki Fejlesztési Bizottság és a Paksi Atomerőmű Zrt. által nyújtott támogatás.

II. Az elvégzett vizsgálatok, kísérletek rövid leírása

A *zóna-termohidraulika területén*, az NVH programban, új tudományos eredmények két nagyobb feladat-csoportban születtek: hűtőközeg keveredés VVER-440/213 típusú rúd köteg zónamodellben és forráskrízis, kritikus hőfluxus állandósult állapotban, valamint teljesítmény- és áramlási tranziensek esetén.

A hőátadási vizsgálatokat 19-rúd köteg mérőszakaszon végeztem a hűtőközeg sebesség- és hőmérséklet eloszlásának nagyszámú és nagy pontosságú mérésével, a kilépő keresztmetszetben, a hűtőközeg egyfázisú áramlása esetén. Meghatároztam a normál-, oldal- és sarok csatornákra a súrlódási tényezőket és a keresztirányú ellenállás-tényezőt a COBRA-IIIC kódban, a keresztáramlást leíró impulzus egyenletben. Az adatokkal módosított kóddal (amely a COBRA-III/KFKI nevet kapta) végzett számítások eredményei szerint a sebesség- és

hőmérséklet eloszlás számítások hibája $\pm 0,5\%$ alatt maradt. Ezzel igazoltam a szubcsatorna-szintű számítási módszer alkalmazhatóságát a VVER típus reaktor zóna tervezési feladataira.

Kritikus hőfluxus mérések eredményeivel létrehoztam a nagyobb ($\pm 10\%$) számítási pontosságot biztosító, szubcsatorna paraméterekre alapozott, Becker-Szabados korrelációt. Teljesítmény- és áramlási tranziens mérésekkel meghatároztam a DNB típusú krízis fellépéséig eltelt időt. Választ adtam egy abban az időben aktuális kérdésre, hogy stacionárius kritikus hőfluxus korrelációk használhatók-e tranziens folyamatokban fellépő krízis számítására. A válasz igen, a kód, amelyet a számításokban használtam, a homogén áramlási modellt tartalmazó HOTRAN kód volt. A kritikus hőfluxus vizsgálatok legjelentősebb eredményének tartom azt, hogy az MTA szintű, 8 év időtartamú, a KFKI, a Kurcsatov Intézet és a HidroPress között megkötött egyezmény keretében VVER-1000 típusú fűtőelemköteg modelleken (12 mérőszakaszon), 460 kísérleti pontban mért adatokkal, tudományos vezetéssel és részvételemmel, igazoltuk a Bezrukov kritikus hőfluxus korreláció alkalmazhatóságát a VVER-1000 típusra. Ugyanezt a korrelációt használják jelenleg is a Paksi Atomerőműben is.

A *rendszer-termohidraulika* Magyarországon, az 1980-as évek elején új tudományos kutatási terület művelését jelentette. A VVER típusra, az általam kezdeményezett kutatások, húsz éves időtartamra biztosították vezető szerepünket az üzemzavari kísérletek, üzemzavar-elemzés és kódvalidáció területén, az alábbiakban összefoglalt területeken.

PMK-2, az első integrális típusú berendezés a VVER440/213 típusra

A Paksi Atomerőmű tervezési sajátosságait figyelembe véve fogalmaztam meg az üzemzavari folyamatok hasonlóságát optimálisan biztosító modellezési elveket, és ezek alkalmazásával épült fel – a VVER típusra elsőként – a *PMK-2 berendezés*, az erőmű termohidraulikai modellje. Az üzembe helyezéskor, 1985-ben, a berendezés a PMK-NVH nevet kapta, majd módosítások után az elnevezés PMK-2 lett.

Számos üzemzavar típus esetében a folyamatokat csak akkor lehet a nukleáris biztonság által megkívánt szinten modellezni, ha a modell-berendezés teljes nyomású/hőmérsékletű és a hűtőközeg víz. A vízzel hűtött *PMK-2 üzemi paraméterei* ezért az erőmű névleges üzemi paramétereivel egyeznek meg, noha a 160 bar tervezési nyomás nagyon drága szerkezeteket eredményezett. A másik fontos szempont *a berendezés mérete és a hurkok száma*. A tervezéshez a térfogati modellezési kritériumokat választottam, ami azt jelenti, hogy a berendezés komponenseire és a csővezetékekre is tartani kell az egész berendezésre választott kicsinyítési viszonyt, amely egyben a berendezés méretét is jelenti. A viszonyszám a térfogatokra és teljesítményre 1:2070, a magassági viszonyszám 1:1. A berendezés egyhurkos. A berendezés tartalmazza a zóna üzemzavari hűtőrendszerek (ZÜHR) modelljeit, valamint olyan irányító rendszert, amely lehetővé teszi az üzemzavari folyamatok valóságnak megfelelő modellezését.

Az első teljes körű adatbázis a VVER-440/213 típusú Paksi Atomerőműre

A PMK-2 berendezésen végrehajtott kísérletek 55 üzemzavart modelleznek. A kísérletek/üzemzavarok azokkal a kezdeti eseményekkel jellemezhetők, melyeket elemeztünk/elemeztünk a Paksi Atomerőmű Végleges Biztonsági Jelentéséhez (VBJ) készült termohidraulikai elemzésekben. Ugyanakkor az üzemzavarokat szimuláló kísérlet típusok megfelelnek az OECD-VVER kódvalidációs mátrixban leírt kísérlet típusoknak is. A

VVER440/213 típusra létrehozott első adatbázis tehát teljes körűen tartalmazza a tervezési üzemzavarokat (DBA) és a tervezésen túli (BDBA), de zónasérüléshez nem vezető üzemzavarokat. A kísérleteket öt fő csoportba sorolom: 15 kísérlet 7,4% hidegági töréssel; 10 kísérlet különböző törésméretekkel 0,5-30% tartományban; 10 kísérlet meleg ági törésekkel, benne a 32% törésméretű nagy töréssel, és a primer körből a szekunder körbe történő folyásos üzemzavarokkal; 10 mérés a természetes cirkuláció és a természetes cirkulációs zavarok vizsgálatára; 10 mérés erőművi tranziensek vizsgálatára.

A PMK-2 kísérletek eredményei

A PMK-2 kísérletek egyedülálló, magas színvonalú adatbázist jelentenek a VVER-440/213 típusú Paksi Atomerőműre. Az üzemzavari folyamatokat szimuláló/modellező nagyszámú kísérletet tartalmazó adatbázis biztonsági jelentősége igen nagy: VVER-specifikus jelenségeket tartalmaz, kísérletekkel segíti megérteni a rendszer-viselkedést, és a termohidraulikai rendszerkódok validációjához használható minőségű. Az OECD-VVER kódvalidációs mátrixok PMK-2 kísérletekre történő alkalmazása során mindhárom tranzienscsoportban – tehát a nagy törések, kis/közepes méretű törések és a tranziensek esetében – vizsgálni kellett, hogy a kísérletek a mátrixok által kívánt szinten modellezzik-e a jelenségeket. Az eredmény az, hogy a PMK-2 kísérletek a következő jelenségeket modellezzik a kívánt szinten: hűtőközeg-vesztés a törésen; nyomástartó termohidraulika és –bekötő vezeték hidraulika; hőátadás a gőzfejlesztő primer- és szekunder oldalán; egy- és kétfázisú természetes cirkuláció; keveredés és kondenzáció ZÜHR befecskendezéskor; vízzár-viselkedés a meleg ágban és -megnyílás a hideg ágban; zóna hőátadás, beleértve a DNB és dryout típusú krízist. A kísérletek fő eredménye ezeknek a jelenségeknek a megismerése és alkalmazása a nukleáris biztonság értékeléséhez.

Az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 kód validációja

A PMK-2 kísérleti eredményeket az első IAEA kódvalidációs gyakorlathoz, az SPE-1-hez (Standard Problem Exercise) tartozó kísérlet (1986) óta a gyakorlatokban résztvevő kutatócsoportok folyamatosan használták az értekezésben tárgyalt ATHLET, CATHARE és RELAP5 egymást követő, különböző változatainak validálására. Ráadásul, az ATHLET és a RELAP5 kód fejlesztői a kódok fejlesztési fázisaiban (a nemzetközi felhasználásra történő kibocsátás előtt) is használtak PMK-2 kísérleteket validációs célokra (developmental assessment). Összesen 28 PMK-2 kísérletet használtunk (PMK-2-re alapozott) nemzetközi kódvalidációs projektekből a három kód 15 változatának validálására. A PMK-2 projektekből 29 ország mintegy 60 kutatója vett részt. A validációra alkalmazott módszerek magukban foglalják a predikció minőségi és mennyiségi módszereit. A minőségi módszer a mért és a kóddal számított mennyiségek vizuális megfigyelésén és műszaki/mérnöki értékelésén alapszik. A mennyiség számszerű értékelésére az FFTBM (Fast Fourier Transform Based Method) módszert alkalmaztam. A validációs kutatások mindhárom kódra teljes értékű eredménnyel zárultak, melyet reprezentatív kísérletekkel végzett számítások eredményeivel értékelek.

III. A tudományos eredmények rövid összefoglalása és azok hasznosítása

1. Szubcsatorna szintű hűtőközeg keveredési vizsgálatok

Hűtőközeg keveredési vizsgálatokat végeztem a hűtőközeg sebesség- és hőmérséklet eloszlás nagyszámú és nagy pontosságú, szubcsatorna szintű mérésével, VVER-440/213 típusú reaktor zóna modellen, és igazoltam, hogy a szubcsatorna közelítésű módszer jelentősen növeli a nagy biztonsági jelentőségű zónatervezési számítások pontosságát. A számításokhoz a COBRA-III/KFKI szubcsatorna közelítésű kódot használtam, amelyhez meghatároztam a súrlódási tényezőket a normál-, oldal- és sarok csatornákra, és módosítottam a kódban a keresztirányú impulzus egyenlet ellenállás tényezőjét. A módszer és validáció sikerességét számításokkal igazoltam [1,...20].

2. Kritikus hőfluxus vizsgálatok a VVER – 440/213 és VVER-1000 típusra

2.1. A COBRA-III/KFKI kód és a Becker-Szabados kritikus hőfluxus korreláció felhasználásával, a VVER típusra elsőként alkalmaztam a nagyobb számítási pontosságot biztosító, lokális paraméterekre alapozott módszert [2,21,...25].

2.2. Nagyszámú teljesítmény- és áramlási tranziens mérésével meghatároztam a forráskrízis fellépéséig eltelt időt, és a VVER típusra elsőként igazoltam, hogy a kritikus hőfluxus tranziens üzemállapotokban is számolható stacionárius állapotra kidolgozott korrelációval [28,29].

2.3. Tudományos vezetésemmel és közvetlen részvételemmel, a VVER-1000 típusú reaktor zóna rúd köteg modelljein, 460 pontban végzett kritikus hőfluxus mérésekkel, majd a 2.1. igénypont szerinti módszer felhasználásával, igazoltuk a Bezrukov korreláció alkalmazhatóságát a VVER-1000 típusra.[26,27].

3. A PMK-2, az első rendszer-termohidraulikai kísérleti modell létesítése a VVER-440/213 típusú erőművekre

Kezdeményeztem és munkatársaimmal együtt, elsőként létesítettem a Paksi Atomerőműre, mint referencia erőműre, a PMK-2 rendszer-termohidraulikai berendezést. A PMK-2, teljes nyomású és hőmérsékletű, a térfogatokra és teljesítményre 1:2070, a magasságra 1:1 léptékű, egyhurkos modell-berendezés, amely tartalmazza a zóna üzemzavari hűtőrendszerek (ZÜHR) modelljeit és az erőművi rendszernek megfelelő beavatkozásokat végrehajtó irányító rendszert. A PMK-2 berendezés alkalmas a tervezési és tervezésin túli üzemzavarok kísérleti modellezésére. A terveket, a felépítést, az üzemeltetést és a nemzetközi gyakorlatban történő alkalmazást tekintve a PMK-2 berendezés megfelel a legmagasabb OECD minőségi követelményeknek [30,...40].

4. A kísérleti program szervezése és a kísérletek végrehajtása

Meghatározó szerepem volt a PMK-2 kísérletek módszertanának kidolgozásában, a kísérleti program kialakításában és a kísérletek végrehajtásában. A VVER-440/213 típusra, nagyszámú kísérlettel, elsőként létrehozott, 55 üzemzavart tartalmazó, teljes körű és teljes értékű kísérletek tartalmazzák a tervezési üzemzavarokat és a tervezési üzemzavarokon túli, de zónasérüléshez nem vezető üzemzavarokat. A kísérleti program magában foglalja a NAÜ által a VVER típusra szervezett 4 kódvalidációs gyakorlathoz (SPE-1, -2, -3, -4) tartozó

kísérleteket, az EU-PHARE és –FRAMEWORK projektek keretében végrehajtott 17 kísérletet, a USNRC CAMP programja keretében 2 kísérletet, továbbá 32 üzemzavar modellezését hazai (MTA, PA Rt., OAH, OMFB, OKKFT) projektek keretében [35,36,41,42,43].

5. A PMK-2 kísérletek eredményei

Tudományos vezetőként és kutatóként meghatározó szerepem volt a PMK-2 kísérletek fő eredményét jelentő, a VVER-440/213 típusra létrehozott egyedülálló, magas minőségű adatbázis létrehozásában, amely lehetővé teszi az üzemzavari folyamatok kísérleti ellenőrzését és teljes értékű kódvalidációra használható. A kísérleti eredmények tartalmazzák az OECD-VVER validációs mátrix szerinti LBLOCA, SBLOCA és Tranziens üzemzavari csoportokat meghatározó jelenségeket, folyamatokat, eseményeket, mint a hűtőközeg vesztés a törésen, nyomástartó termohidraulika, hőátadás a gőzfejlesztőben, egy- és kétfázisú természetes cirkuláció, keveredés és kondenzáció ZÜHR befecskendezéskor, vízzár viselkedés és hőátadás a zónában, beleértve a forráskrízist. A kísérletek fontos csoportja támogatja az ÁOKU utasítások minősítését, a primer körből a szekunder körbe történő átfolyást és az erőmű választ ATWS üzemzavar fellépése esetén [35,36,37,...40].

6. A PMK-2 alapú rendszerkód validáció

Kezdeményeztem, szerveztem és folyamatosan irányítottam a Paksi Atomerőmű biztonsági értékeléséhez alkalmazott ATHLET, CATHARE és RELAP5 termohidraulikai rendszerkódok validációját, VVER alkalmazásokra. A validáció nemzetközi és hazai keretekben folyt, 29 ország mintegy 60 kutatója részvételével az IAEA-SPE, az EU-PHARE és EU-FRAMEWORK, az USNRC CAMP, valamint hazai (MTA, PA Rt., OAH, OMFB és OKKFT) szervezésű és támogatású projektek keretében. A validációra alkalmazott módszerek magukban foglalják mind a minőségi, mind a Fourier transzformációra (FFTBM) alapozott mennyiségi módszert. A validáció mindhárom kódra teljes értékű eredménnyel zárult [35,36,42,...50].

Az eredmények hasznosítása

Az eredményeknek közvetett gyakorlati alkalmazása van minden olyan esetben, amikor a feladat a Paksi Atomerőmű biztonságának az értékelése zóna-termohidraulikai ,vagy rendszer-termohidraulikai kódokkal.

A zóna-termohidraulikában Magyarországon a szubcsatorna közelítésű, a COBRA kód különböző változataival végzett, részletes zóna-termohidraulikai és kritikus hőfluxus számítások előbb az NVH programban, később az AGNES programban folytak. A rendszer-termohidraulikai eredmények hasznosítása az AGNES projektben 1991-94 között, majd a jelenleg érvényes VBJ-ben (Végleges Biztonsági Jelentés), az ÁOKU (Állapot-Orientált Kezelési Utasítás) bevezetésekor, a teljesítmény-növelési projektben és minden erőművi módosításban, biztonságnövelő intézkedésben, rendszeres és folyamatos volt.

Az eredmények közvetlen gyakorlati alkalmazására került sor akkor, amikor a (szovjet) Gidropress a vízzár kedvezőtlen hatásának a megszüntetésére a nagy biztonsági kockázattal járó és milliárdos beruházást jelentő módosítást, a meleg ágnak a hideg ággal való összekötését, írta elő a Paksi Atomerőműben. A módosításra, elsősorban a PMK-2 kísérletekre alapozott hazai vizsgálatok után, nem került sor. Közvetlen alkalmazásnak

tekinthető az a PMK-2 kísérlet-sorozat is, amellyel a fűtőelem-átrakásra és -karbantartásra leállított reaktorban a természetes cirkulációs zavarok lehetséges következményeit vizsgáltuk. A PMK-2 projektek keretében folyt vizsgálatokkal igazoltuk a szekunderköri és primerköri hűtőközeg-elvételes nyomáscsökkentés hatásosságát az ÁOKU utasítások egy csoportjában, mint a LOCA utáni lehűtés, LBLOCA a lehűtés során és a PRISE típusú üzemzavar-elhárítási utasítások. A PMK-2 berendezés és a projektek végrehajtása során nyert szakértelem tette lehetővé olyan jelentős biztonsági problémák megoldásának a kísérleti támogatását, mint a kondenzációból eredő vízütés, vagy a megolvadt zóna megtartása a reaktor tartályban, a tartály külső hűtésével, amely jelenleg (2011) is folyamatban van.

A kutatások elősegítették a tudomány fejlődését azzal, hogy a VVER típusra, az üzemzavari termohidraulikai folyamatok, jelenségek és események szempontjából teljes értékű adatbázis birtokában és alkalmazásával létrejött, és két évtizeden át működött egy nukleáris biztonsági célú kísérleti és kódvalidációs iskola, 29 ország mintegy 60 kutatójának részvételével. Ezt az iskolát vezettem.

IV. A munka témaköréből készült publikációk jegyzéke

- [1] Szabados L.: A KFKI-ban épülő NVH termohidraulikai kísérleti berendezés és a termohidraulikai kutatások. Energia és Atomtechnika, XXVIII. évf. 1985. 8. sz. p. 360-363.
- [2] Szabados László: Vízhűtéses energetikai reaktorok termohidraulikai kísérleti és számítási bázisának létrehozása és alkalmazása. Kandidátusi értekezés. Budapest, 1977. OKNy D1957.
- [3] Szabados L. és mások: Az NVH termohidraulikai kísérleti berendezés. I. Rész. KFKI-77-108.
- [4] Szabados L. és mások: Az NVH termohidraulikai kísérleti berendezés. II. Rész. KFKI-77-109.
- [5] Szabados L., Tóth I.: A Digital Computer Program for Thermohydraulic Investigation of Closed or Semi-open Reactor Cores. KFKI, 1971.
- [6] Kovács L. M., Vigassy J.: COBRA-II/KFKI – A Digital Computer Program for Thermal-Hydraulic Subchannel Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements. KFKI-74-22 (1974).
- [7] Szabados L., Tóth I.: FOURIER-I, A Computer Program for Fuel Element Thermal Design. KFKI-70-32.
- [8] Szabados L. és mások: HOTRAN – Steady-State and Transient Thermohydraulic Calculations of Water-Cooled Reactor Cores. KFKI-70-34.
- [9] Kovács L.M., Vigassy J., Tóth I.: COBRA-III/KFKI – A Digital Computer Program for Steady State and Transient Thermal-Hydraulic Subchannel Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements. KFKI-74-23.
- [10] Tóth I., Szabados L., Grillo P.: BIOT – A 3-Dimensional Steady-State and Transient Heat Conduction Code. KFKI-70-35.
- [11] Perneczky L., Szabados L., Kovács L. M.: HOTRAN-2 – A Code for Coolant Flow Transient Calculation of Water-Cooled Reactor Cores. KFKI-77-16.
- [12] L. Szabados, Gy. Ézsöl: Heat Transfer in a 19-Rod Bundle of WWER-Type Nuclear Reactors. 7th Int. Heat Transfer Conf., München, 1982. Transactions Vol. V. pp 551-556.
- [13] Experimental design verification of VVER-440 model 213 nuclear power plants. IAEA-TECDOC-810, ISSN 1011-4289, Vienna 1995.
- [14] Todreas N. E. et al: Coolant mixing in LMFBR rod bundles and outlet plenum mixing transients. M.I.T. Progress Reports, 1978-1980.
- [15] Ibragimov M.K. et al: Calculation of Secondary Flow in Turbulent Fluid Stream. Fluid Dynamics. Vol. 4. 1968. pp. 114-116.
- [16] Szabados L.: Az NVH termohidraulikai kísérleti berendezés. III. Rész. KFKI-77-110.
- [17] L. Szabados: Theoretical and experimental background of thermohydraulics applied for VVER safety studies. MTA KFKI AEKI. AEKI-THL-2009-252-10/M0 riport.
- [18] G. Lerchl, H. Austregesilo, H. Glaeser, M. Hrubisko, W. Luther: ATHLET Mod 2.1 Cycle B, Validation. GRS-P-1/Vol. 3 Rev. 1. June 2006.
- [19] Szabados L., Téchy Zs.: VOID-1, Számítógépi program gőztartalom meghatározására reaktorcsatornáknál. KFKI-73-28.
- [20] Téchy Zs., Szabados L.: A Theoretical Basis of Bubble Motion in Reactor Channels. Atomkernenergie (ATKE) Bd. 23 (1974) Lfg. 4.
- [21] L. S. Tong, J. Weisman: Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors. Third Edition. ANS, 1996. ISBN 0-89448-038-3

- [22] Szabados László: Kritikus hőfluxus korrelációk statisztikus vizsgálatokhoz. AEKI-G-2030/2005.
- [23] Determination of critical heat fluxes for jacket-free assemblies. Subroutine ALPHA-2. Bezrukov Yu. A. private communication (2005).
- [24] Szabados László: Kritikus hőfluxus vizsgálatok stacionárius és tranziens állapotban. KFKI-1977-115. ISBN 963 371 383 8.
- [25] Becker K. M. et al.: Burnout Conditions for Round Tubes at Elevated Pressures. Int. Symp. on Two-Phase Systems. Paper 1-9., 1971, Haifa, Israel.
- [26] Сабадош Л. и др.: Исследования кризиса теплообмена в моделях топливной сборки реактора ВВЭР-1000. Итоговый отчёт. ЦИФИ Будапешт, 1986.
- [27] Сабадош Л. и др.: Расчётный и экспериментальный анализ критнагрузок в пучках, моделирующих периферийные зоны соседних безчехловых кассет реакторов ВВЭР-1000. Теплофизика-86 Росток, 1986.
- [28] L. Szabados: Transient critical heat flux investigations. "Heat Transfer in Nuclear Reactor Safety" edited by S.G. Bankoff and H.N. Afgan. Hemisphere Publishing, ISBN 0-89116-223-2. pp. 511 to 522. Washington DC (1982).
- [29] L. Szabados, I. Tóth., I. Trosztel: Transient Heat Transfer and Crisis. Int. Heat Transfer Conf. München, 1982. Transaction, Vol. V. pp. 543-550.
- [30] Szabados László: A nukleáris biztonság vizsgálati módszerei és eszközei. OKKFT A/11 program. Budapest, 1987. ISBN 963 372 408 2.
- [31] KFKI-AEKI: A Paksi Atomerőmű biztonságának újraértékelésére szolgáló AGNES projekt fő következtetései. KFKI-AEKI, 1994.
- [32] IAEA: Selected Safety Aspects of WWER-Model 213 Nuclear Power Plants. ISBN 92-0-101-196-2. Vienna, 1996.
- [33] Szabados László: Rendszer-termohidraulikai eredmények VVER típusú atomerőművek biztonsági értékeléséhez. KFKI-2004-01 Riport.
- [34] László Szabados: Integral Thermal-Hydraulics Tests for the Safety Evaluation of VVER-440/213 Nuclear Reactors and Safety Code Validation. Nuclear Technology, Vol. 145. pp. 28-42. 2004.
- [35] L. Szabados, Gy. Ézsöl, L. Perneczky, I. Tóth: Final Report on the PMK Projects. Volume I. Results of Experiments Performed in the PMK-2 Facility for VVER Safety Studies. Akadémiai Kiadó, Budapest 2007. ISBN 978-963-05-846-6.
- [36] L. Szabados, Gy. Ézsöl, L. Perneczky, I. Tóth, A. Guba, A. Takács, I. Trosztel: Final Report on the PMK-2 Projects. Vol. II: Major Findings of PMK-2 Test Results and Validation of Thermohydraulic System Codes for VVER Safety Studies. Akadémiai Kiadó, Budapest 2009. ISBN 978-963-05-8810-2.
- [37] Simulation of a Loss of Coolant Accident. Results of a Standard Problem Exercise on the Simulation of a LOCA. IAEA-TECDOC-425, Vienna, 1987.
- [38] Simulation of a Loss of Coolant Accident with Hydroaccumulator Injection. Results of the Second Standard Problem Exercise on the Simulation of a LOCA. IAEA-TECDOC-477, Vienna, 1988.
- [39] Simulation of a Loss of Coolant Accident with a Leak on the Hot Collector of the Steam Generator. Results of the Third Standard Problem Exercise. IAEA-TECDOC-586, Vienna, 1991.
- [40] Simulation of a Loss of Coolant Accident without High Pressure Injection but with Secondary Side Bleed and Feed. Results of the Fourth Standard Problem Exercise, IAEA-TECDOC-848, Vienna, 1995.
- [41] Selected safety aspects of VVER-440 model 213 nuclear power plants. Int. Atomic Energy Agency. STI/PUB/1012, ISBN 92-0-101196-2, Vienna 1996.

- [42] Validation Matrix for the Assessment of Thermal-hydraulic Codes for VVER LOCA and Transients. A report by the OECD Support Group on the VVER Thermal-hydraulic Code Validation Matrix. Nuclear Energy Agency, NEA/CSNI/R(2001)4, June 1, 2001.
- [43] IAEA: Experimental design verification of VVER-440 model 213 nuclear power plants. IAEA-TECDOC-810, ISSN 1011-4289, Vienna 1995.
- [44] G. Lerchl, H. Austregesilo, H. Glaeser, M. Hrubisko, W. Luther: ATHLET Mod 2.1 Cycle B, Validation. GRS-P-1/Vol. 3 Rev. 1. June 2006.
- [45] D. Bestion, G. Geffraye: The CATHARE code. CEA/Grenoble. DTP/SMTH/LMDS/EM/2001-063. April 2002.
- [46] ISL: RELAP5/mod3.3 Code Manual. Volume III and Volume VII. NUREG/CR-5535/Rev.1. Information System Laboratories, Inc., December 2001.
- [47] PMK-2 – VVER440-Reports, Final Reports on the PMK-2 Projects for VVER Safety Studies. NEA – 1789 PMK2-VVER440-REPORTS.
- [48] R. F. Kunz et al.: On the automated assessment of nuclear reactor systems code accuracy. Nuclear Engineering and Design, Volume 211, Issues 1-2, August 2002. pp 179-206.
- [49] R. F. Kunz et al.: On the automated assessment of nuclear reactor systems code accuracy. Nuclear Engineering and Design, Volume 217, Issues 2-3, February 2002. pp 245-272.
- [50] A. Prošek, F. D'Auria, B. Mavko: Review of Quantitative Accuracy Assessments with Fast Fourier Transform Based Method (FFTBM). Nuclear Engineering and Design, Volume 217, Issues 1-2, August 2002. pp 179-206.
- [51] S. Petelin, B. Mavko, I. Parzer, A. Prošek, Gy. Ézsöl, A. Guba, L. Maróti, L. Perneczky, L. Szabados: Application of the FFT Method to PMK-2 Based Code Validation in the Field of Nuclear Safety Research. IJS-DP-7657, 1997.
- [52] A. Prošek, B. Mavko: A Tool for Quantitative Assessment of Code Calculations with an Improved Fast Fourier Transform Based Method. Electrotechnical Review. Ljubljana, Slovenia, 70 (5): 291-296, 2003.
- [53] Prošek: Excel Add-in for Calculating Code Accuracy with Improved Fast Fourier Transform Based Method (FFTBM). IJS-DP-8721, February 2003.
- [54] Mavko, A. Prošek, F. D'Auria: Determination of Code Accuracy in Predicting Small-Break LOCA Experiment. Nuclear Technology, Vol. 120, pp 1-18, 1997.
- [55] H. Holmström: Quantification of Code Uncertainties. OECD/CSNI Meeting, Aix-en-Provence, 1992.
- [56] R. R. Schultz: Methodology for Quantifying Computational Capability of RELAP5/mod3 Code for SBLOCAs, LBLOCAs and Operational Transients. CAMP I Meeting, Villigen, 1992.