

dc_110_10

Szabados László

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

DOKTORI ÉRTEKEZÉS

Budapest, 2011.

TARTALOMJEGYZÉK

1. BEVEZETÉS	4
2. A REAKTOR TERMOHIDRAULIKA FŐBB KUTATÁSI TERÜLETEI, VIZSGÁLATI MÓDSZEREI ÉS ESZKÖZEI	6
3. ZÓNA-TERMOHIDRAULIKAI KUTATÁSI EREDMÉNYEK.....	10
3.1. Hazai zóna-termohidraulikai kutatások az NVH programban	10
3.1.1. Hőátadás VVER típusú rúdkezekben, egyfázisú áramlás esetén.....	10
3.1.2. Forráskrizis, kritikus hőfluxus.....	12
3.1.3. Hőátadás és forráskrizis teljesítmény-, áramlási- és hűtőközeg-elvesztéses üzemiállapotokban.....	16
3.1.4. Modellek a térfogati gőztartalom és a kétfázisú súrlódásos nyomásesés és a kritikus hőfluxus számításához	19
3.2. Orosz, finn és cseh kutatási területek és témák.....	21
3.3. Hazai programok és eredmények az NVH programon kívül	22
4. RENDSZER-TERMOHIDRAULIKAI KÓDOK, KÍSÉRLETI BERENDEZÉSEK ÉS KÍSÉRLETEK.....	23
4.1. Rendszer-termohidraulikai kódok	24
4.2. Rendszer-termohidraulikai berendezések	29
4.2.1. PMK-2, az első integrális típusú berendezés a VVER-440/213 típusú Paksi Atomerőműre	29
4.2.2. A PMK-2-t követően épült PACTEL, ISB és PSB berendezések.....	38
4.3. Rendszer-termohidraulikai kísérletek	39
4.3.1. A PMK-2 kísérleti adatbázis VVER-440/213 típusra	39
4.3.2. A PMK-2-t követő PACTEL, ISB és PSB kísérleti programok	41
5. A PMK-2 KÍSÉRLETEK EREDMÉNYEI.....	45
5.1. A kísérletek eredményei és az OECD-VVER kódvalidációs mátrix	45
5.2. A kísérletek eredményei.....	49
5.2.1. Hűtőközeg-vesztés a törésen	49
5.2.2. Nyomástartó termohidraulika és bekötővezeték hidraulika	51
5.2.3. Hőátadás a gőzfejlesztő primer- és szekunder oldalán.....	53
5.2.4. Egy- és kétfázisú természetes cirkuláció.....	53
5.2.5. Keveredés és kondenzáció ZÜHR befecskendezéskor	54
5.2.6. Vízvár-viselkedés a meleg ágban és -megnyílás a hideg ágban.....	54
5.2.7. Zóna hőátadás, beleértve a DNB és dryout típusú krízist	58
6. AZ ATHLET, CATHARE ÉS RELAP5 KÓD PMK-2 KÍSÉRLETEKRE ALAPOZOTT VALIDÁCIÓJA	61
6.1. Bevezetés a rendszer-termohidraulikai kódok validációjához	61
6.2. A PMK-2 kísérletek helye a nemzetközi kódvalidációs gyakorlatban	62
6.3. A minőségi és mennyiségi validáció módszere és eredményei.....	65
6.3.1. A minőségi validáció módszere	65
6.3.2. A mennyiségi validáció módszere.....	66
6.3.3. A validációs kutatások eredményei.....	68
6.4. A validáció összefoglaló értékelése	83

7. ÖSSZEFOGLALÁS.....	85
7.1. Az elvégzett vizsgálatok, kísérletek rövid leírása	86
7.2. A tudományos eredmények rövid összefoglalása	89
7.3. Az eredmények hasznosítása.....	91
8. RÖVIDÍTÉSEK JEGYZÉKE	92
9. KÖSZÖNETNYILVÁNÍTÁS.....	94
10. IRODALOMJEGYZÉK	95
1. FÜGGELÉK.....	99
1.1. A balesetkezelést támogató kísérletek.....	99
1.2. A primer körből a szekunder körbe történő átfolyás (PRISE) üzemzavar.....	100
1.3. LBLOCA üzemzavar az erőmű lehűtése során	100
1.4. Az ÜV-1 elmaradásával járó (ATWS) tranziens folyamat	101
2. FÜGGELÉK.....	105
Minőségi validációs eredmények a PH4-SLB kísérlettel.....	105
3. FÜGGELÉK.....	112
A CATHARE és a RELAP5 kód mennyiségi validációja a PH4-SLB kísérlettel	112

1. Bevezetés

Magyarországon a reaktor termohidraulikai kutatások 1969-70-ben kezdődtek, párhuzamosan a Paksi Atomerőmű létesítésével. A célkitűzés az volt, hogy – más területekhez, így például a reaktorfizikához hasonlóan – tudományos háttérrel biztosítsanak az erőmű szállítótól független, hazai biztonsági értékeléséhez. A szállító ugyan biztosította az Üzembe-helyezést Megelőző Biztonsági Jelentést (ÜMBJ), de hiányoztak a tudományos információk az elemzésekhez használt számítógépi kódok megfelelőségének elméleti és kísérleti alátámasztásához.

A KFKI-ban, az NVH program (Nagynyomású Vízűtéses Hurok) keretében létrehoztuk a kutatások kísérleti bázisát, az NVH berendezést, és a reaktor-kutatásokhoz szükséges speciális mérés-technikai kultúra alapjait. Hasonló jelentőségű kezdeményezés volt a reaktor-számításokhoz szükséges – a hazai számítógépes adottságokhoz igazodó – zóna-termohidraulikai program-csomag létrehozása. A kódokat, a zóna-termohidraulikai számítási eszközöket részben adaptáltuk, részben magunk fejlesztettük és a kísérleti bázis felhasználásával VVER alkalmazásokra módosítottuk. A zóna-termohidraulikai jelenségek, események, folyamatok kutatása ezen a bázison indult el és számos tudományos eredmény született.

A VVER-440/213 típusú atomerőművi rendszer, nevezetesen a Paksi Atomerőmű átfogó, tudományos igényű vizsgálata az OKKFT A/11 program (1981-85) keretében folyt, a termohidraulika akkor művelt területein. Az MTA főtitkára által közvetlenül felügyelt és a KFKI, mint programmegbízott intézmény által vezetett programban a szakmailag érdekelt összes hazai intézmény részt vett. A termohidraulika fejezeteiben a kutatások az általam vezetett 2. alprogram keretében folytak, az ERŐTERV, a KFKI, a PAV és a VEIKI kutatóinak, ill. munkatársainak a részvételével.

Az A/11 program volt a PMK-2 projektek közvetlen előzménye és részben elindítója. A programmal párhuzamosan történt a PMK-NVH berendezés tervezése és építése. (A berendezés kisebb átalakítások után kapta az értekezésben is használt PMK-2 nevet.) A Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) a berendezésre szervezte a VVER típusra indított első kódvalidációs – Standard Problem Exercise (SPE-1) – gyakorlatát. A NAÜ biztosította a PMK-2 projektek keretében Magyarország számára az USNRC által kibocsátott, és a világban akkor széleskörűen használt RELAP kódcsalád RELAP4/mod6 tagját. A rendszer-termohidraulikai kutatások ezen a bázison indultak, és a két évtizedes munka során a kísérleti munkában, a kísérletekre alapozott üzemzavar-elemzésben és kódvalidációs gyakorlatokban, a VVER típusra, 29 ország részvételével, az MTA KFKI Atomenergia Kutatóintézet a kutatások központja volt, tudományos iskola jött létre és vezetéssel működött.

Az értekezésben először az NVH program keretében, a zóna-termohidraulika területén elért új tudományos eredményeimet foglalom össze. Hivatkozom továbbá azokra az eredményekre, melyek az NVH programon kívül születtek Magyarországon és a VVER típusban érdekelt európai országokban, hogy a zóna-termohidraulika eredményeiről – a nukleáris biztonság zóna-termohidraulikai háttéréről – teljesebb képet adjak. Az értekezés nagyobb részében a PMK-2 projektekben született – a rendszer-termohidraulika területéhez tartozó – saját eredményeimet foglalom össze.

A 2. fejezetben röviden vázoló a reaktor termohidraulika főbb hazai kutatási területeit és a termohidraulikában, így az értekezésben is használatos fogalmakat, megnevezéseket azzal a céllal, hogy az értekezés tárgyát körülhatároljam, és az olvasót segítsem a megértésben.

A 3. fejezetben tárgyalom az NVH programban elért hazai zóna-termohidraulikai kutatási eredményeket a következők szerint: a hazai kísérleti és számítási bázis létrehozását; a hőátadást VVER típusú rúdkegelen a hűtőközeg egyfázisú áramlása esetén; a forráskrízis, kritikus hőfluxus vizsgálatokban elért eredményeket; a hőátadást és forráskrízist teljesítmény-, áramlási- és hűtőközeg-elvesztéses üzemállapotokban. Röviden vázoló az NVH programon kívül – mások által – végrehajtott kutatási programokat itthon, valamint a típust üzemeltető Oroszországban, Finnországban és Csehországban.

A 4. fejezetben tárgyalom az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 rendszer-termohidraulikai kódok alkalmazásában, a VVER típusra épített kísérleti berendezések létrehozásában és a kísérletek végrehajtásában elért eredményeimet. Fontos eredmény a PMK-2 berendezés, az első integrális típusú modell létrehozása a VVER-440/213 típusú Paksi Atomerőműre. A helyes modellezési elve alapján épült első rendszer-termohidraulikai kísérleti berendezés létesítésével alapoztuk meg azt az iskolát, mely Magyarországot, az MTA KFKI Atomenergia Kutatóintézetet, 1986-tól a VVER típusra szervezett kísérletek és kódvalidációs kutatások központjává tette. Részletesen értékelem a PMK-2 berendezésen mért rendszer-termohidraulikai kísérleteket. A kísérletekkel 55 üzemzavart modelleztünk azokkal a kezdeti eseményekkel, melyeket elemeztünk/elemeztünk a Paksi Atomerőmű (jelenleg hatályos) Végleges Biztonsági Jelentésében. A kísérletek a tervezési üzemzavarokat (DBA) és tervezésen túli (BDBA), de zónasérüléshez nem vezető üzemzavarokat tartalmazzák.

Az 5. fejezetben tárgyalom és értékelem a PMK-2 kísérletek fő eredményeit, melyek az OECD-VVER kódvalidációs mátrixnak a PMK-2 kísérletekre kidolgozott változatából vezethetők le. A PMK-2 kísérletek eredménye egyedülálló, magas minőségű adatbázist jelent, mely teljes körűen használható kódvalidációra. A kísérletekben szimulált, vagy részben szimulált (modellezett) jelenségek a következők: hűtőközeg-vesztés a törésen; nyomástartó termohidraulika; hőátadás a gőzfejlesztőben; természetes cirkuláció; keveredés és kondenzáció ZÜHR befecskendezéskor; vízzár-viselkedés a meleg ágban és megnyílás a hideg ágban; hőátadás a zónában, beleértve a DNB és dryout típusú krízist. A fő eredmények közé sorolom a következő kísérlet-csoportokkal elért eredményeket is: a balesetkezelést támogató kísérletek; a PRISE üzemzavarok, a primer körből a szekunder körbe történő átfolyás; az LBLOCA üzemzavar az erőmű lehűtése során; az ÜV-1 elmaradását követő (ATWS) tranziens folyamatok.

A 6. fejezetben foglalom össze a Paksi Atomerőmű biztonsági értékelésében az LBLOCA üzemzavarokra használt ATHLET, az SBLOCA üzemzavarokra és erőművi tranziensekre használt RELAP5, valamint az OAH által támogatott CATHARE kód validációs eredményeit. A validációs módszerek tartalmazzák mind a minőségi-, mind a mennyiségi validációt. A korábbi időkben kizárólagosan használták/használtuk a vizuális megfigyelésen és mérnöki értékelésen alapuló minőségi validációt. Az erőművi elemzésekben (pl. a Végleges Biztonsági Jelentés elemzéseiben is) jelenleg is kizárólagosan a minőségi (kvalitatív) értékelést használjuk. Az értekezésben a kódok mennyiségi (kvantitatív) validációjához az FFT (Fast Fourier Transform) módszert használom, melyet rendszeresen használtak/használnak OECD és IAEA validációs gyakorlatokban, mint az OECD ISP (International Standard Problem) és IAEA SPE (Standard Problem Exercise), de sikerrel használták a módszert turbinakieséses üzemzavar értékeléséhez is. Az eredményeket a 7. fejezetben foglalom össze.

2. A reaktor termohidraulika főbb kutatási területei, vizsgálati módszerei és eszközei

A reaktor termohidraulikai kutatások Magyarországon, a Központi Fizikai Kutató Intézetben (KFKI) 1969-70-ben kezdődtek azzal a célkitűzéssel, hogy a termohidraulika területén tudományos kutatási háttérrel biztosítsanak a Paksi Atomerőmű létesítéséhez. A kutatások megkezdése arra az időpontra esett, amikor az erőművek harmadik generációs nemzedéke állt a kutatások és fejlesztések középpontjában. Magyarország számára a VVER típus volt elérhető. A Paksra tervezett erőmű a második generációs VVER-440/213 típus volt, 440 MWe teljesítménnyel, és fejlesztés alatt állt a harmadik generációs VVER-1000, 1000 MWe teljesítménnyel. A hazai tudományos háttér bővítését jelentette, hogy 1973-74-ben kutatási program indult a Villamosenergiaipari Kutató Intézetben (VEIKI) is. A VEIKI később meghatározó szerepet játszott a hermetikus tér termohidraulikai vizsgálatában, és az erőművi biztonság valószínűségi alapon történő értékelésében (PSA – Probabilistic Safety Assessment).

A KFKI-ban kezdeményezett *NVH program* keretében, az 1970-es évek első felében létrehoztuk a kutatások kísérleti bázisát, az NVH (Nagynyomású Vízhűtéses Hurok) berendezést, a reaktorkutatásokhoz szükséges, speciális mérés technikai kultúra alapjait és a széles tematikát felölelő mérésekhez számítógép alapú szabályozó-, biztonságvédelmi- és mérésadatgyűjtő rendszert. A várható számítási igények és az akkori hazai számítógép adottságok figyelembevételével létrehoztuk a – részben saját fejlesztésű, részben adaptált és VVER alkalmazásokra módosított – számítógépi programok olyan rendszerét, melynek segítségével a reaktorban (a reaktor-zónában) lejátszódó termohidraulikai folyamatok stacionárius és tranzienst állapotban számolhatók voltak. A zóna-termohidraulikai jelenségek, események, folyamatok kutatása ezen a bázison indult el, és számos új tudományos eredmény született.

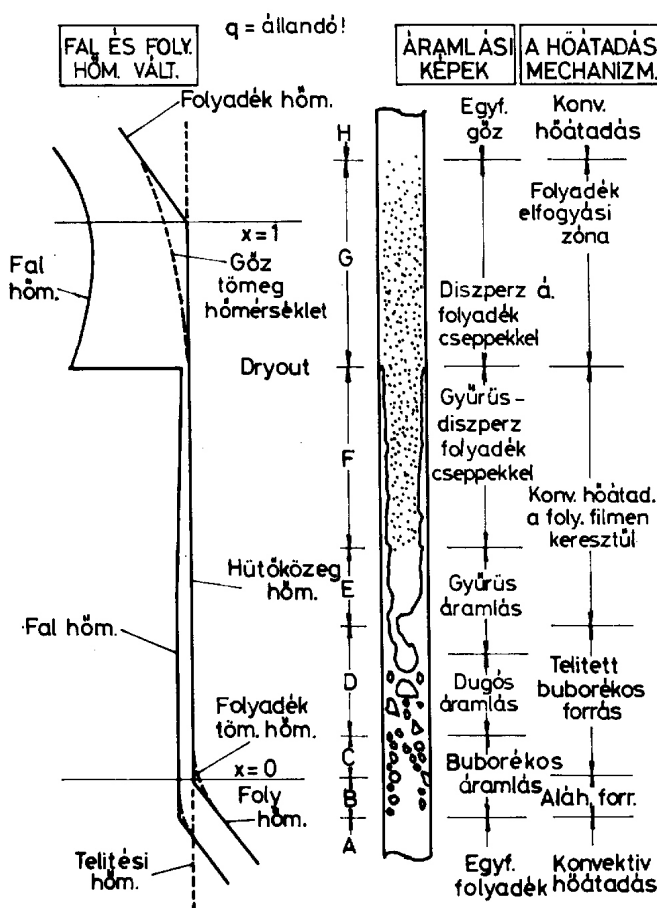
A zóna-termohidraulikai kutatásoknak a nukleáris biztonság szempontjából fontos területeit azok a jelenségek, események, folyamatok reprezentálják, melyek fellépése az üzemzavari/baleseti folyamatokban kisebb, vagy nagyobb valószínűséggel előre jelezhető. A rövid leírás kedvéért a reaktor-csatornában fellépő jelenségek, események, folyamatok szemléltetését mutatom be a 2.1 és a 2.2 ábrán. Értelmezésük, részletes leírásuk a [2.1, 2.2, 2.3, 2.4] hivatkozásokban található. A [2.1] hivatkozás Collier J. G. könyve 1972-ből. Colliertől vettem át a szemléltetésnek ezt a módját 1977-ben, de ezt használja Csom Gy. is 2005-ben publikált tankönyvében [2.3].

A 2.1 ábrán függőleges áramlási csatornát látunk, ahol a paraméterek olyanok (alacsony hőfluxus, kis sebesség, nagy gőztartalom), hogy leszáradásos (dryout) típusú krízis lép fel. A 2.2 ábrán a hőfluxust rajzoltam fel az egyensúlyi gőztartalom függvényében. (Az angol nyelvű irodalomban ezt a tömeg szerinti gőztartalmat „thermodynamic steam quality”-nek, vagy egyszerűen quality-nek nevezik).

A filmforrás (DNB) típusú krízis elsősorban a nyomottvízes erőművek paraméterein (magas hőfluxus, nagy sebesség, kis gőztartalom) léphet fel, amikor a fűtőfelületet (fűtőelem felületet) gőzfilm zárja el a hűtőközegetől. A hűtőközeg lehet aláhűtött, vagy telített állapotú, sőt a „folyadék elfogyás, G zóna” után túlhevített állapotú! A 2.2 ábrán a kényszeráramlású konvektív hőátadási zónák láthatók az egyensúlyi gőztartalom függvényében, a 2.1 ábra szerinti A, B, C, D, E, F, G, H zónákkal. Ezek egymáshoz rendelésével az áramlási képek és a

hőátadási mechanizmusok, az áramlási csatorna hossza mentén, értelmezhetők. A hőátadási módok ezek segítségével írhatók le. Ezt használom a rendszer-termohidraulikai kódok értékeléséhez ott, ahol tárgyalom az üzemzavar során fellépő hőátadási módokhoz tartozó korrelációkat.

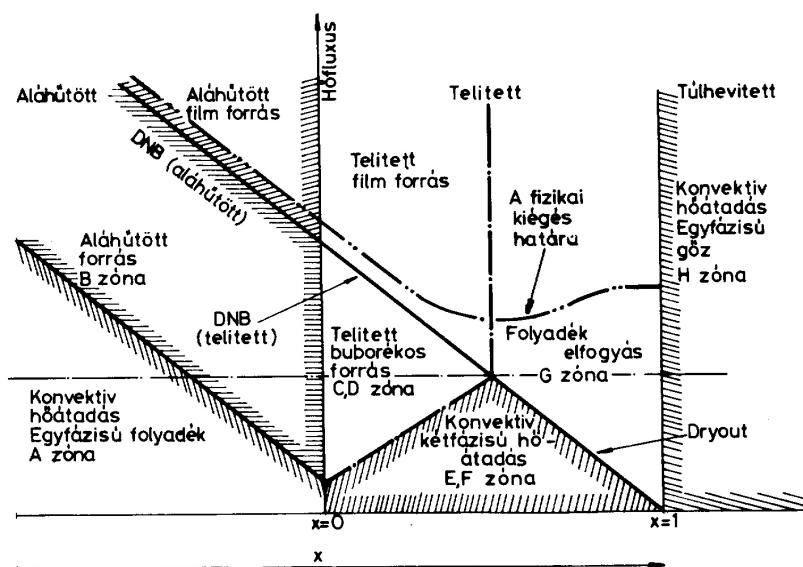
A fent leírtak alapján is a hazai reaktor-termohidraulikai kutatások programja megfogalmazható volt, melyet azután az NVH programban, az ott létrehozott kísérleti és számítási bázis alkalmazásával az 1969-70 és 1986 közötti időszakban, módosításokkal, végrehajtottunk. Ennek megfelelően tárgyalom az NVH program keretében született új tudományos eredményeket, összefoglalom a hasonló időszakban Oroszországban, Finnországban és Csehországban elért eredményeket, (hogy a VVER típus tudományos termohidraulikai háttere teljesebb legyen), tehát magában foglalja a VVER típus fejlesztésében érdekelt országok eredményeit, valamint az NVH programban született termohidraulikai vonatkozású kutatási eredményeket.



2.1. ábra

Áramlási képek, hőátadási mechanizmusok és paraméterek változása a forrásos hőcsere során, függőleges csatornában

A továbbiakban a rendszer-termohidraulika kutatási területeit foglalom össze.



2.2. ábra

Kényszerített konvektív hőátadási zónák az egyensúlyi gőztartalom függvényében

Magyarországon a VVER-440/213 típusú atomerőművi rendszer, a Paksi Atomerőmű tudományos igényű vizsgálata közvetlenül az MTA főtitkára felügyelete alatt a KFKI, mint programmegbízott intézet vezetésével, az OKKFT A/11 Program keretében folyt 1982-1985 között, melynek 2. alprogramját vezetem. A 2. alprogram zárójelentése 1987-ben, az általam szerkesztett és részben írt könyvként jelent meg [2.5]. A programmegbízott (Gyimesi Zoltán) szerint „... A 2. alprogram keretében elvégzett biztonsági analízis az A/11 programban központi helyet foglalt el. A kutatások ugyanis döntően két tudományterület, a reaktorfizika és a termohidraulika témakörébe esnek és könnyű belátni, hogy mind az üzemi biztonsághoz, mind az üzemzavar-elemzéshez e két tudományos diszciplína szolgáltatja a kiindulási adatokat, kezdeti- és peremfeltételeket, ill. a jelenségek nagy csoportjának leírása ilyen ismeretek birtokában lehetséges.”

A Paksi Atomerőmű biztonságának teljes körű – a 90-es évek követelményeinek megfelelő – újraértékelése azonban az AGNES projekt keretében történt, 1991-1994 között [2.6]. A Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) koordinálásával hajtották/hajtottuk végre a Bohunicei Atomerőmű hasonló biztonsági értékelését [2.7]. A NAÜ projektben Magyarországot képviseltem. Az AGNES és NAÜ projektekben a termohidraulikát döntően a tervezési üzemzavarok (DBA – Design Basis Accidents) elemzése jelentette a következő kezdeti esemény csoportokkal: szekunder oldali hőelvonás növekedése (tápvíz- és gőzvezeték-rendszer zavarai); szekunder oldali hőelvonás csökkentése (pl. turbínaleállás, tápvízvezeték-törés); primerköri hűtőközeg csökkenése (FKSZ kiesés, -beszorulás, -tengelytörés); reaktor hűtővíz mennyiségének növekedése (ZÜHR, pótvíz rendszerek szándékolatlan működtetése); reaktor hűtőközeg mennyiségének csökkenése (nyomástartó lefúvató szelep szándékolatlan nyitása, primerköri csővezeték-törés, GF csőtörés és kollektorfedél felnyílás). A kezdeti eseményekkel jellemezhető üzemzavarok elemzéseit közvetlenül támogatták a PMK-2 projektek eredményei: a kutatásokkal megszerzett szakértelem, az üzemzavari folyamatok értelmezése a PMK-2 kísérletek eredményeivel és a felhasznált kódok validációja útján.

A rendszer-termohidraulika főbb kutatási területeit, vizsgálati módszereit és eszközeit teljes körűen a PMK-2 projektek eredményei tartalmazzák. Az eredmények több száz publikációban

jelentek meg a 20 éves munka során. Itt csak az eredményeket rendszerező, összefoglaló munkákra hivatkozom [2.8, 2.9, 2.10, 2.11]. A [2.8] és [2.9] munkákban a termohidraulikai eszközöket és eredményeket foglaltam össze 2004-ben. A [2.10] és [2.11] könyvek a PMK-2 projektek 2007-ben és 2009-ben publikált zárójelentései. Kódvalidációs alpműveknek számítanak az IAEA-TECDOC kötetek, az SPE-1, SPE-2, SPE-3 és SPE-4 gyakorlatokról [2.14, 2.15, 2.16, 2.17].

A rendszer-termohidraulika, és így a PMK-2 projektek kutatási területei kijelölésében fontos szerepet játszott az OECD-VVER kódvalidációs mátrix kidolgozására szervezett OECD/NEA (Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency) projekt [2.12]. Az OECD-VVER kódvalidációs mátrix projekt keretében dolgoztuk ki VVER típusú atomerőművek modelljeire, az integrális típusú berendezésekre és kísérletekre a minősítések irányelveit [2.13], és alkalmaztuk a PMK-2, PACTEL és ISB berendezésekre, valamint a rajtuk végrehajtott kísérletekre [2.11]. A VVER-440/213 és VVER-1000 típusra kidolgozott kódvalidációs mátrixot elsőként alkalmaztuk a PMK-2 kísérletekre. Az erőműben az üzemzavarok során fellépő és a PMK-2 kísérletekkel szimulált tipikus jelenségek, események, folyamatok jelölik ki a kutatási területeket, amelyek a következők: hűtőközegvesztés a törésen; nyomástartó termohidraulika és a bekötővezeték hidraulika; hőátadás a GF primer és szekunder oldalán; egy- és kétfázisú természetes cirkuláció; keveredés és kondenzáció ZÜHR befecskendezéskor; vízzár viselkedés a meleg ágba és megnyílás a hideg ágba; hőátadás a zónában, beleértve a DNB és dryout típusú krízist. A jelenségek szimulálása, majd az eredmények értelmezése a PMK-2 kísérletek fő eredménye. Jelentős számú PMK-2 kísérlet eredményei támogatták olyan üzemzavari problémák megoldását, mint az ÁOKU-ban lefektetett balesetkezelés, a primer körből a szekunder körbe történő átfolyás (PRISE), LBLOCA üzemzavar lehűtés során és az ÜV-1 elmaradásával járó tranziens (ATWS).

A PMK-2 projektekben elért rendszer-termohidraulikai eredményeket a 4., 5. és 6. fejezetben tárgyalom. Ezek az eredmények a következők: a 4. fejezetben tárgyalt rendszer-termohidraulika magába foglalja a kódokat (ATHLET, CATHARE, RELAP5), a VVER-440/213 és VVER-1000 típus vizsgálatára épített berendezéseket (PMK-2, PACTEL, ISB, PSB) és az azokon végzett kísérleteket. Az 5. fejezetben tárgyalom és értékelem a PMK-2 kísérletek eredményeit. A 6. fejezet tartalmazza az ATHLET, CATHARE és RELAP5 kódok PMK-2 kísérletekre alapozott validációját.

3. Zóna-termohidraulikai kutatási eredmények

3.1. Hazai zóna-termohidraulikai kutatások az NVH programban

Magyarországon a VVER típus létesítését támogató termohidraulikai kutatások 1969-70-ben kezdődtek a KFKI-ban, és ezek zóna-termohidraulikai kutatások voltak. Ebben az időben kezdeményeztem a hazai kutatási bázis létrehozását, mely kísérleti eszközöket és számítógépi kódokat egyaránt tartalmazott. Az általam elért kutatási eredményeket az 1977-ben írt kandidátusi értekezésemben foglaltam össze [3.1]. Az NVH (Nagynyomású Vízhűtéses Hurok) programban létrehoztuk az NVH kísérleti berendezést, a zóna-termohidraulikához szükséges méréstechnikai eszközöket, egy zóna-termohidraulikai program-csomagot, és megkezdődtek a kutatások a VVER specifikus jelenségek feltárására.

Az NVH kísérleti berendezés 16 MPa nyomásra, 623 K hőmérsékletre épült, 2100 kW teljesítménnyel és számítógépes irányító-, biztonságvédelmi- és adatgyűjtő rendszerrel [3.2, 3.3, 3.4]. A berendezés alkalmas volt mind a VVER-440/213, mind a VVER-1000 típus zóna-termohidraulikai vizsgálatára, beleértve kritikus hőfluxus méréseket, max. 10-12 fűtőelem-modellt tartalmazó kötegekre, VVER-1000 geometriai adatokkal.

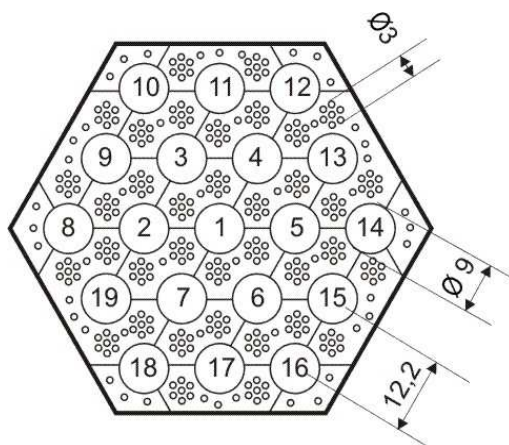
A VVER típusú atomerőművi zóna számítási modellje az akkori hazai számítógépi adottságok figyelembevételével került kialakításra, részben adaptált, részben saját fejlesztésű kódokkal. A számításokhoz a zónát három részletre bontottam: aktív zóna-reaktor csatorna; reaktor csatorna-fűtőelem csatorna; fűtőelem csatorna-fűtőelem. Az aktív zóna ilyen felosztásával, „szintekre bontásával” elérhető volt, hogy a számításokat a szükségleteknek megfelelő részletességgel végezzük el, az adott számítógépi lehetőségekkel összhangban. A rendszernek van stacionárius és tranziens számításokra használható ága. A stacionárius ág a PERF [3.5], COBRA-II/KFKI [3.6] és FOURIER [3.7] kódokat, a tranziens ág a HOTRAN [3.8, 3.11], COBRA-III/KFKI [3.9] és BIOT [3.10] FORTRAN nyelven írt programokat foglalja magába. A kódok mindegyike homogén áramlási modellt tartalmaz. A kódokban a korrelációk (a jelenségeket leíró modellek) kizárólag a PWR típusra végzett kutatások eredményei. A hazai kutatási program célja az volt, hogy részben saját korrelációkat fejlesszünk, részben a PWR típusra alkalmazott korrelációkat VVER alkalmazásokra teszteljük.

3.1.1. Hőátadás VVER típusú rúd kötegekben, egyfázisú áramlás esetén

A hőátadási kutatások eredményei azt mutatták, hogy a hűtőközeg sebesség- és hőmérséklet-számítások pontosságát a rúd kötegekben lévő szubcsatornák közötti tömeg- és energiacsere jelentősen befolyásolja. Ennek tanulmányozására széles körű vizsgálatokat végzett PWR típusú, négyszög geometriájú fűtőelem rácsra Todreas N. E. [3.15] az M.I.T.-ban. Hasonló célú tanulmányokat folytattam annak igazolására, hogy a szubcsatorna közelítésű számítási módszer milyen mértékben befolyásolja a zónatervezési számítások pontosságát VVER típusú hatszög-rácsra. A számításokhoz a COBRA-III/KFKI kódot használtam, melyhez a sebesség- és hőmérséklet-eloszlás mért adataiból meghatároztam a súrlódási tényezőt a különböző szubcsatornákra, és módosítottam a kódban a keresztirányú impulzus egyenlet ellenállás tényezőjét. A kutatások a 3.1.1 ábra szerinti 19-rúd köteg mérőszakaszon folytak a hűtőközeg sebesség- és hőmérséklet eloszlásának mérésével a kilépő keresztmetszetben, 288 pontban, 0,6 mm átmérőjű, kombinált Pitot cső-termoelem szondával, 0,1 mm pontosságú, automatikus pozicionáló eszközzel [3.12, 3.13, 3.14]. Az 1250 mm hosszú fűtőelemek fűtése 11 szimmetrikus és aszimmetrikus elrendezésben történt. Hűtőközeg paraméterek: atmoszferikus

dc_110_10

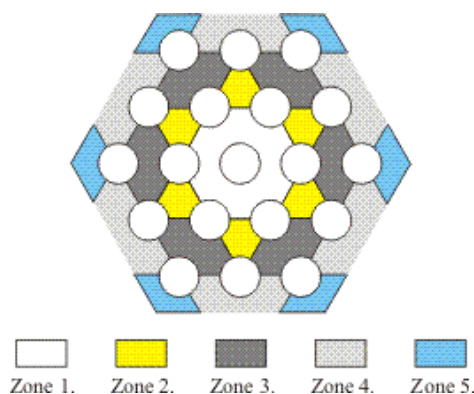
nyomás, 25-60°C hűtőközeg hőmérséklet, 1,33-6 kg/s tömegsebesség. (A PMK-2-ben a 19-rúdköteg zóna-modellben a névleges tömegsebesség 4,5 kg/s.) A rúdköteg keresztmetszeti rajza a mérési helyekkel a 3.1.1 ábrán látható.



3.1.1. ábra

19-rúdköteg mérőszakasz keresztmetszeti rajza a mérési helyekkel

A hűtőközeg sebesség mérési eredményei azt mutatják, hogy a falhatás miatt 5 különböző sebesség-zóna alakul ki, ahogyan az a 3.1.2 ábrán látható. Az 1. zóna az, ahol a falhatás elhanyagolható, a 2. és 3. zóna a falhatás szempontjából átmeneti csatornákat, míg az 5. és 6. zóna oldal- és sarok-csatornákat tartalmaz erős, közvetlen falhatással.



3.1.2. ábra

Sebesség-zónák a köteg keresztmetszetében

A szubcsatornában a sebesség- és hőmérséklet-eloszlás számítására a VELTEMP kódot használtam, amely a Todreas N. E. [3.15] által négyzög-rácsra kifejlesztett kód változata háromszög-rácsra. A falhatás figyelembevétele Ibragimov M. K. [3.16] csúsztató feszültségekre kidolgozott modellje módosításával történt. Ibragimov egyenlete „végtelen rácsban” számolja a sebesség-eloszlást. A módosítás figyelembe veszi a véges rácsot, a falhatást. A módosítás után a súrlódási tényező a különböző szubcsatornákra a következő egyenlettel számolható:

$$f = f_{BL} \cdot f_{IB} \quad (3.1.1)$$

dc_110_10

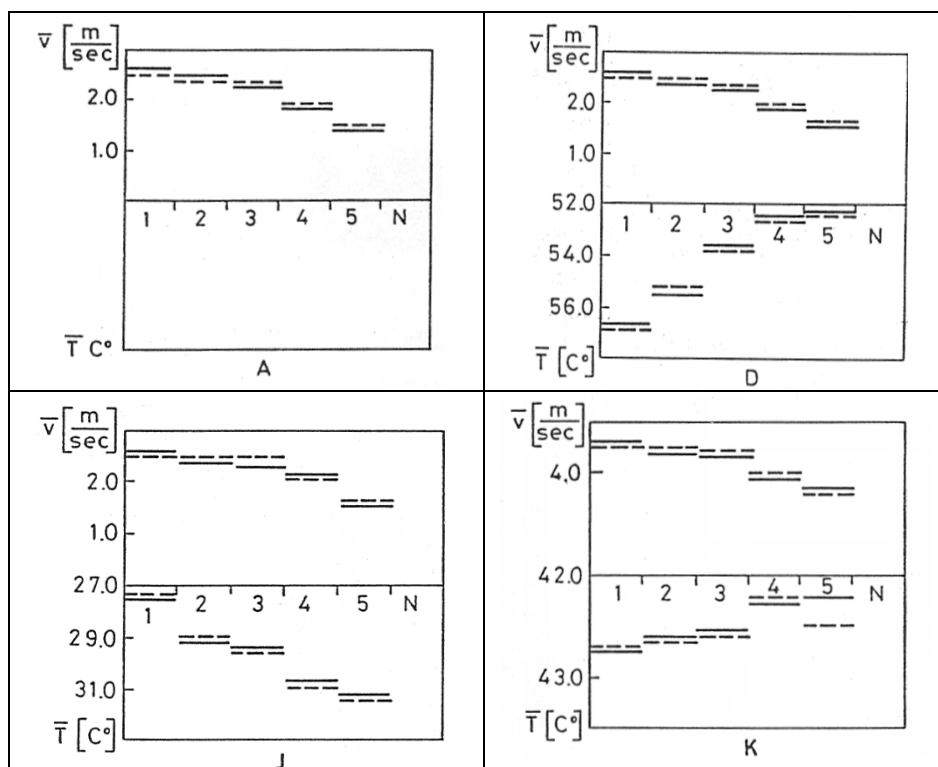
ahol f_{BL} a Blasius-féle súrlódási tényező, f_{IB} a módosított Ibragimov egyenletből számolható. Az f_{IB} szorzószám értéke 0,968 a központi csatornákra, 1,00 az oldal-csatornákra és 1,038 a sarok-csatornákra, tehát a súrlódási tényezőben a maximális eltérés +3,8%.

A COBRA-IIIC kódban, a keresztáramlást leíró impulzus egyenletben a k_{ij} keresztáramlási szorzó a VELTEMP és COBRA-IIIC kódok szimultán használatával számolható, ahol a VELTEMP kódból a két szomszédos szubcsatorna közötti keresztáramlási sebességet kapjuk. Az i és j szomszédos csatornákra a módosított impulzus egyenlet

$$p_i - p_j = k_{ij} \rho w_{ij}^2 / 2 g \quad (3.1.2)$$

ahol k_{ij} a keresztirányú ellenállás tényező, melynek értéke a mérések alapján 10, ρ a hűtőközeg sűrűsége, w_{ij} a keresztirányú tömegsebesség, g a gravitációs gyorsulás.

A 3.1.1 és 3.1.2 egyenletek felhasználásával a módosított COBRA-IIIC kóddal (a módosítás után a COBRA-III/KFKI nevet kapta) végzett számításokból a 3.3 ábrán mutatott be eredményeket, különbözőképpen fűtött, vagy nem fűtött fűtőelem elrendezésekre, szimmetrikus és aszimmetrikus esetekre.



3.1.3. ábra

Számított és mért sebesség- és hőmérséklet-eloszlás különböző, fűtött és nem fűtött fűtőelem-elrendezésekre (N a zóna száma, — fűtött, ----- nem fűtött)

A – nem fűtött, D – 6, 7, 17 fűtött, J – 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18 fűtött, K – az összes fűtőelem fűtött

A számítási eredmények azt mutatják, hogy a szubcsatornák szerinti súrlódási tényezők és a keresztáramlási szorzó használatával a számítások pontossága $\pm 0,5\%$ alatt marad. Tehát, fűtőelem kötegekben a hőátadás, szubcsatorna közelítésű számítási módszerrel, a hűtőközeg egyfázisú áramlása esetén, nagy pontossággal számolható.

3.1.2. Forráskrízis, kritikus hőfluxus

A forráskrízis, kritikus hőfluxus értelmezéséhez ebben a fejezetben röviden bemutatom a nagy térfogatban történő forrásra, a VVER-ekre kidolgozott Kutateladze és a PWR-ekre kidolgozott Zuber modellt.

A nukleáris biztonság szempontjából a forráskrízis, ill. az ehhez tartozó hőfluxus, a kritikus hőfluxus olyan teljesítményhatárt szab meg, mely a biztonsági tartalékok mértéke szerint korlátozza az erőmű névleges, üzemi teljesítményét. Tong, L. S. meghatározását elfogadva [3.26, 3.27], két krízistípus alakulhat ki: az angol megnevezés szerint DNB (Departure from Nucleate Boiling) típusú vagy elsőfajú krízis, amikor a krízis létrejöttét az okozza, hogy a fűtőfelületen keletkező nagyszámú gőzbuborék összefüggő hártává, filmmé olvad össze, és elzárja a fűtőfelületet a hűtőközegtől; a dryout típusú, vagy másodfajú krízis, amikor a hő a fűtőfelületen lévő folyadékfilm-gőz határra konvekciós mechanizmussal jut el, ahol megtörténik az elgőzölgés. A film felületéről kis folyadékcseppek szakadnak le, és kerülnek a gőzáramba, a film fokozatosan elvékonyodik, majd teljesen eltűnik, a fal „leszárad”. Ez a leszáradásos (dryout) típusú krízis.

Az elsőfajú forráskrízis hidrodinamikai elméletét elsőként Kutateladze Sz. Sz. írta le 1952-ben publikált könyvében [3.29]. Kutateladze szerint nagytérfogatú (pool boiling) forrásban, amikor a fűtőfelület vízszintes, a buborékok dinamikus nyomása: $\rho'' w''^2$ (ρ'' a hűtőközeg sűrűsége, w'' a buborékképződés sebessége); a buborék által végzett, a határréteg elhagyásához szükséges munka: $g\delta(\rho' - \rho'')$, ahol $\delta = [\sigma/g(\rho' - \rho'')]^{1/2}$ a buborékos határréteg vastagsága (a hasonlóság-elméletből Laplace állandóként ismert); a buborékképződés kritikus sebessége $w_{KR} = q_{KR1} / \rho'' r$. Ha a krízis egyenlő valószínűséggel lép fel a fűtőfelület bármely pontján, akkor a fenti mennyiségek viszonya valamilyen „k” számmal egyenlő:

$$\frac{\rho'' w_{KR}^2}{\sqrt{\sigma g(\rho' - \rho'')}} = k = \frac{q_{KR1}^2}{\rho'' r^2 \sqrt{\sigma g(\rho' - \rho'')}} \quad , \text{ rendezve}$$

$$q_{KR1} = k \cdot r \sqrt{\rho''^4 \sqrt{\sigma g(\rho' - \rho'')}} \quad (3.1.3)$$

ahol $k = 0,16, 1 \div 10$ bar nyomás-intervallumban, Kutateladze mérései alapján.

A hidrodinamikai instabilitásra, konkrétan a Taylor instabilitásra alapozva, Zuber, N. 1956-ban kidolgozott egy modellt, ugyancsak az elsőfajú krízisre [3.30]. Taylor G. azt mondta: „amikor két különböző sűrűségű, egymásra helyezett közeget gyorsítunk a két közeg közötti felületre merőlegesen, akkor a felület stabil, vagy instabil annak megfelelően, hogy a gyorsítás iránya a sűrűbb közegtől a ritkább felé irányul, vagy fordítva, akkor összefüggést találunk az instabilitás kifejlődési sebessége és a hullám típusú zavarások hossza között, valamint a gyorsítás és a sűrűségek között.”

Zuber ezt az instabilitási modellt telített állapotú folyadéokra alkalmazva, a következő egyenletet kapta:

$$q_{KR}^{SAT} = \frac{\tau}{24} h_{fg} \rho_v \left[\frac{\sigma g(\rho_L - \rho_v)}{\rho_v^2} \right]^{1/4} \quad (3.1.4)$$

amely gyakorlatilag megegyezik a Kutateladze egyenlettel. Aláhűtés esetén:

$$q_{KR}^{SUB} = \frac{2k_l (T_s - T_l)}{\left(\frac{\pi \cdot k_l}{\rho_l c_{pl}} \tau \right)^{1/2}}, \text{ ahol} \quad (3.1.5)$$

$$\tau = \frac{\pi}{3} \sqrt{2\pi} \left[\frac{\sigma}{g(\rho_L - \rho_v)} \right]^{1/2} \cdot \left[\frac{\rho_v^2}{\sigma g(\rho_L - \rho_v)} \right]^{1/4} \text{ az az idő, amely a buborékoknak ahhoz kell, hogy}$$

áttörjék a határréteget. A kritikus hőfluxus $q_{KR} = q_{KR}^{SAT} + q_{KR}^{SUB}$.

Különböző módosításokkal, kiegészítésekkel mindkét modell ma is használatos LOCA folyamatok esetén: VVER alkalmazásokra a Smogalev módosítás [3.31], PWR alkalmazásokra a Zuber-Griffith modell [3.32].

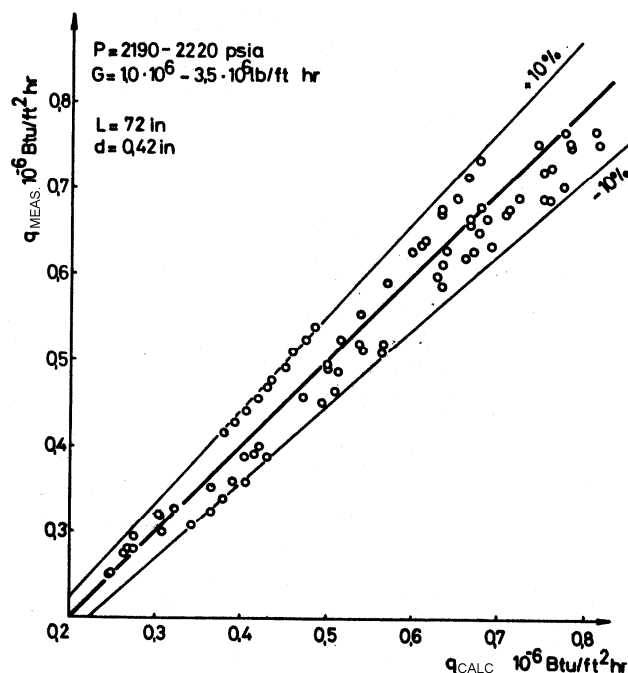
Becker-Szabados kritikus hőfluxus korreláció

A modellel kapcsolatos kutatásokat a [3.33] dolgozatban foglaltam össze, amely az akkori (1970-es évek) időszak eredményeiről készült, és illeszkedett a nemzetközi vizsgálatokhoz, kiegészítette a VVER típusra vonatkozó orosz (szovjet) vizsgálatokat. A kérdés az volt, hogy a lokális paraméterekre alkalmazott korrelációkkal nagyobb pontossággal számolható-e a kritikus hőfluxus, mint a rendszerparaméterekre alapozott korrelációkkal. A modellhez a következő adatokat, információkat használtam fel: a rendszer paraméterekre kifejlesztett Becker-féle modellt [3.34]; cső típusú mérőszakaszon kapott saját mérési adatokat a Becker modell tesztelésére; a COBRA-III/KFKI kódot; B&W rúdkegél mérési adatokat [3.35]. A rendszerparaméterekre alapozott korrelációt átalakítottam szubcsatorna paraméterekre alapozott korrelációvá, amely lokális paramétereket tartalmaz a következők szerint: G_{loc} a hűtőközeg tömegfluxusa ($\text{kg/m}^2\text{s}$) az adott szubcsatornában (a COBRA-III/KFKI kóddal számolva); x_{loc}^{KR} a tömeg szerinti gőztartalom a krízis fellépési helyén, d_h a fűtött hidraulikai átmérő, valamint a korrelációs konstans, melynek értéke 132. Fentiek alapján a módosított Becker-Szabados korreláció:

$$q_{KR} = \frac{G_{loc} (450 - r x_{loc}^{KR}) \left[1.02 \left(\frac{P}{P_{KR}} - 0.54 \right)^2 \right]}{40 \frac{L}{d_h} \left\{ 1 - \left[1.02 - \left(\frac{P}{P_{KR}} - 0.54 \right)^2 \right] \right\} + 132 \cdot G_{loc}^{0.455}}, \quad (3.1.6)$$

ahol G_{loc} ($\text{kg/m}^2\text{s}$) lokális tömegfluxus, r (kJ/kg) rejtett hő, x_{loc}^{KR} tömeg szerinti gőztartalom a krízis fellépési helyén, P és P_{KR} (MPa) nyomás, kritikus nyomás, L (mm) a mérőszakasz hossza, $d_h = 4F/K$ (mm) a fűtött ekvivalens átmérő. A 3.1.6 ábrán látható, hogy az adatok szórása $\pm 10\%$, amely nagyon jó egyezésnek számít. Tehát a lokális paraméterekre alapozott korrelációval, a lokális paramétereket pontosan számító kóddal nagyobb pontosságú eredményeket kapunk, mint a rendszerparaméterekre alapozott korrelációkkal.

dc_110_10

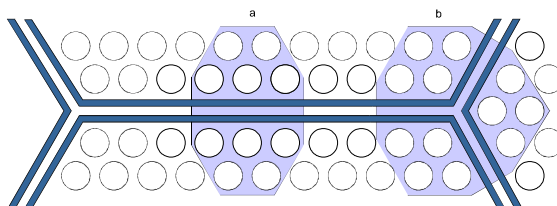


3.1.6. ábra

Mért és a Becker-Szabados korrelációval számított adatok összehasonlítása

Hőátadás és kritikus hőfluxus vizsgálatok VVER-1000 rúdkezekben

Az NVH programban a legnagyobb jelentőségű kutatások a KFKI, a Kurcsatov Atomenergia Intézet és az OKB Hidropress között (az MTA és a Szovjetunió Atomenergia Bizottsága között) 1977-1986 években folytak. A zónamodellek a novovoronyezsi 5. blokk és a Zaporozsje Atomerőmű fűtőelem kötegeit modellezték, perforált kötegfalal és kötegfal nélkül. A kísérletek az NVH berendezésen folytak, perforált kötegfalú és kötegfal nélküli, VVER-1000 fűtőelem-köteg modelleken, a 3.1.7 ábra szerinti „a” és „b” típusú (összesen 12) kötegen.



3.1.7. ábra

VVER-1000 köteg-modellek

Rudak átmérője 9.1 mm, rácsosztás 12.75 mm, fűtött hossz 3500 mm, axiálisan egyenletes, radiálisan nem egyenletes hőforrás eloszlással

Az eredmények 50 („szolgálati használatra” minősítésű) kutatási jelentésben jelentek meg. A Szabados László és mások által publikált Zárójelentés [3.37] és a kritikus hőfluxus vizsgálatok kötegfal nélküli esetekre elvégzett méréseit tartalmazó – egyetlen, nyilvánosan publikált – riport [3.38] 1986-ban jelent meg. A kutatási eredmények: egy- és kétfázisú nyomásesés mérése; a kötegfal-perforáció optimális mértéke (3%-ra adódott és ez valósult

meg az erőműben); hűtőközeg-keveredés a kötegek között és kritikus hőfluxus mérések, összesen 460 pontban.

A projekt – kritikus hőfluxusra vonatkozó – fő eredménye a Paksi Atomerőműben is hivatalosan használt Bezrukov-korreláció alkalmazhatóságának igazolása VVER-1000 reaktorokra. A korreláció:

$$q_{KR}^u = 0.795 * (1-x_{KR})^{(0.105P-0.5)} * G^{(0.311(1-x_{KR})-0.127)} * (1-0.0185 P) \quad (3.1.7)$$

A korrelációt eredetileg 278 mérési pontra tesztelték (az OKB Hidropress-nél), $\sigma=13,1\%$ négyzetes közepes hibával, a kísérleti adatokat rendszer-paramétereknek tekintve. Ebben a projektben a COBRA-III/KFKI szubcsatorna kódot használtuk és a kritikus hőfluxust szubcsatorna közelítésben számoltuk. A hat különböző kötegre, 231 pontra elvégzett számításokban a négyzetes közepes hiba $\sigma=7.14-15.0$ között változik, kisebb, mint ami a korreláció fejlesztésénél használt eredményekből adódott. A 3.1.7 egyenlet szerinti Bezrukov korrelációt ezért módosítás nélkül, szubcsatorna közelítést alkalmazva ajánlottuk a VVER-1000 típusú reaktorban a kritikus hőfluxus számítására.

3.1.3. Hőátadás és forráskrízis teljesítmény-, áramlási- és hűtőközeg-elvesztéses üzemállapotokban

A hőátadás és forráskrízis kutatások tranziens állapotokban, a VVER típusra elsőként az NVH programban folytak, és felölelték a teljesítmény-, áramlási- és LOCA tranziensek körét. A kérdés az volt, hogy a stacionárius állapotra kidolgozott korrelációk alkalmazhatók-e a krízis számítására tranziensek esetén. Tong, L. S. alapműnek számító könyvében [3.40] hivatkozik Cermak et al. (ASME, 1970), Leung (ANL, 1980) és Celata et al. (IHMT, 1990) eredményeire a PWR típus területén, és a VVER típus területén az általam publikált eredményekre [3.41]. Később a Szabados L., Tóth I., Trosztel I. által publikált munka foglalkozott részletesen a tranziens hőátadás és krízis problémáival, és számos eredmény született [3.42]. A [3.43] munkában összefoglalóan értékeltem a hőátadás és kritikus hőfluxus vizsgálatok eredményeit a VVER és PWR típusra, különös tekintettel a hazai alkalmazásokra. Igazoltam, hogy az állandósult állapotra kifejlesztett kritikus hőfluxus korrelációk alkalmasak forráskrízis számítására tranziens üzemállapotokban. Erre hivatkozott Tong.

A teljesítmény- és áramlási tranziens mérések paramétereit a 3.1.1 és 3.1.2 táblázatokban foglalom össze. A teljesítmény- és áramlási tranziensek mérése a KFKI-ban az NVH berendezésen, a hűtőközeg-elvesztéses tranziensek mérése Grenoble-ban az OMEGA hurkon folyt. (Az eredmények feldolgozását Tóth Iván végezte, a munka ennyiben magyar eredmény, és Tóth Iván munkája.)

3.1.1. táblázat: Teljesítmény tranziens mérések paramétereit

T_{IN} (°C)	270		
p (bar)	123		
G_{IN} (kg/m ² s)	2700		
q_0/q_{CR}^{ST}	0.20	0.80	0.90
q_{EL}/q_0	4.5 - 23	1.8 - 3.6	1.4 - 4.0
τ_{CR} (s)	0.35 - 1.15	0.2 - 0.55	0.08 - 0.5

3.1.2. táblázat: Áramlási tranziens mérések paraméterei

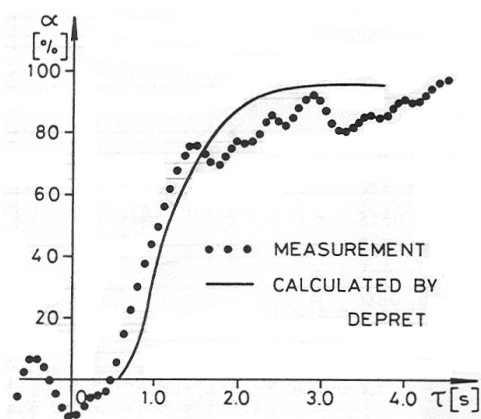
T_{IN} (°C)	270	265	270	265
p (bar)	123	112	112	123
$G_{IN,0}$ (kg/m ² s)	2700	2700	2700	2700
q (W/cm ²)	50-105	50-125	50-125	50-125
$\delta G_{IN}/\delta \tau$	2250	2250	2250	1350
$G_{IN,E}/G_{IN,0}$	0.05	0.2	0.1	0.1

A paraméterek a 3.1.1 és 3.1.2 táblázatban: T_{IN} – belépési hőmérséklet; p – üzemi nyomás; G_{IN} – tömegsebesség a belépő keresztmetszetben; q_0/q_{CR}^{ST} – a kezdeti hőfluxus és az állandósult állapotban mért kritikus hőfluxus ($139 \cdot 10^4$ W/m², saját méréseim eredménye) viszonya; q_{EL}/q_0 – az elektromos hőfluxus és a kezdeti (a mérés kezdete) hőfluxus viszonya; τ_{CR} – a krízis fellépéséig eltelt idő (a $t = 0$ s időponttól); $G_{IN,0}$ – a tömegsebesség $t=0$ s-nál; q – a mérőszakaszra adott teljesítmény fluxusa; $\delta G_{IN}/\delta \tau$ – az áramlás csökkenési sebessége; $G_{IN,E}/G_{IN,0}$ – az áramlás csökkenési sebessége a kezdeti értékről ($t=0$ s-nál vett értéktől) 5, 10 és 20 %-kal. A teljesítmény növelés (teljesítmény ugrás) lépcső-függvény szerint, maximum 23-szoros teljesítményig, a hűtőközeg áramlás csökkentése pedig gyorsarású szeleppel történt.

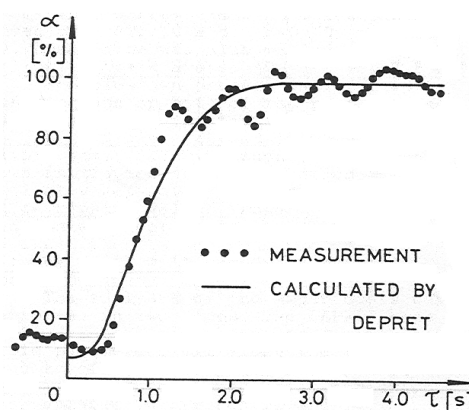
A hűtőközeg-elvesztéses kísérlet paraméterei: nyomás 155 bar, hűtőközeg-forgalom 4700 kg/m²s, a hűtőközeg belépési hőmérséklete 558 K, két hőfluxus értékkel 60 és 125 W/cm², különböző melegítési törés-méretekkel.

A számítások a HOTRAN, a BIOT és a TIMEA inverz hővezetési kóddal (Katona T., Trosztel I., 1982) történtek. A Jeans-Lottes és a Thom korrelációkat használtam a forrásos hőátadás számítására, és a Bowring korrelációt a kritikus hőfluxus számítására [3.42, 3.43]. A hűtőközeg-elvesztéses vizsgálatokban Tóth I. a DEPRET és DEPRETW kódokat, a kritikus hőfluxus számítására pedig a Zuber korrelációt (annak egy későbbi változatát) használta.

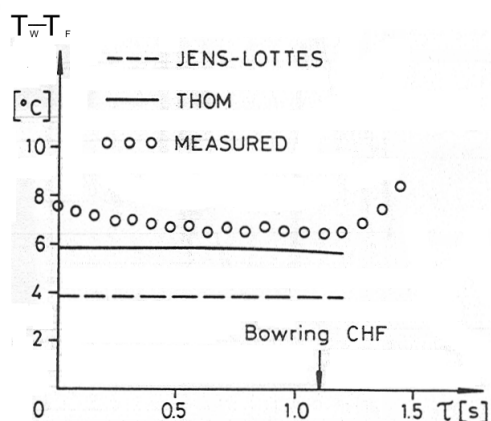
Számítási és mérési eredményeket mutatok be a 3.1.8-3.1.15 ábrákon.



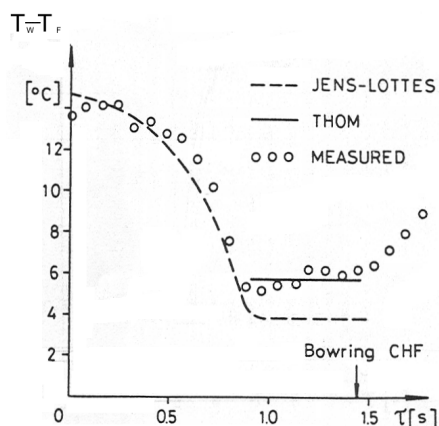
3.1.8. ábra. Gőz void mért és számított értékei a τ idő függvényében (alacsony hőfluxus, hűtőközeg-elvesztéses kísérlet)



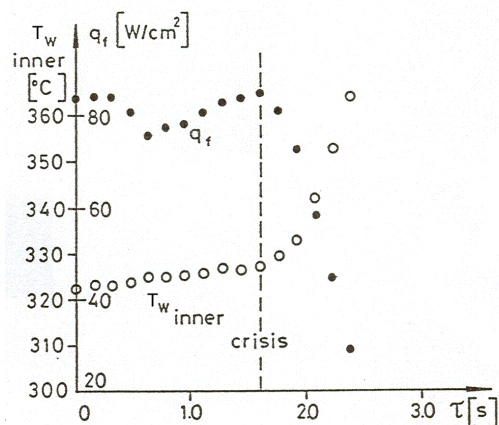
3.1.9. ábra. Gőz void mért és számított értékei a τ idő függvényében (magas hőfluxus, hűtőközeg-elvesztéses kísérlet)



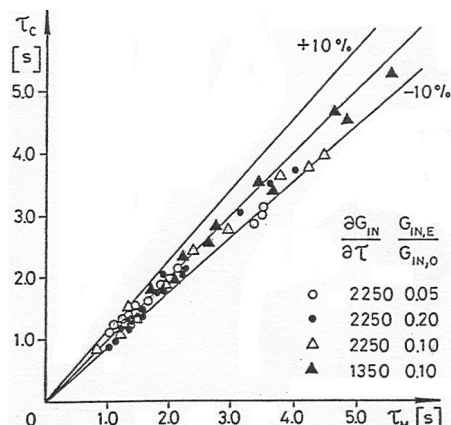
3.1.10. ábra. Fal-hűtőközeg, hőmérséklet különbség a τ idő függvényében (magas hőfluxus, áramlási tranziens)



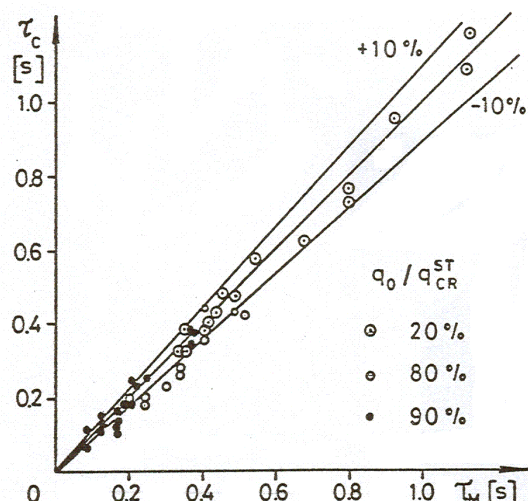
3.1.11. ábra. Fal-hűtőközeg, hőmérséklet különbség a τ idő függvényében (alacsony hőfluxus, áramlási tranziens)



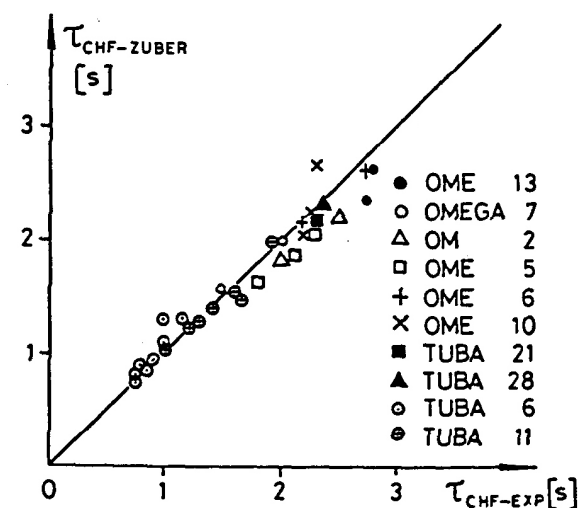
3.1.12. ábra. Fal-hőmérséklet és hőfluxus a τ idő függvényében (áramlási tranziensek)



3.1.13. ábra. Mért (τ_m) és számított (τ_c) idők a krízis fellépéséig (áramlási tranziensek)



3.1.14. ábra. Mért (τ_m) és számított (τ_c) idők a krízis fellépéséig (teljesítmény tranziensek)



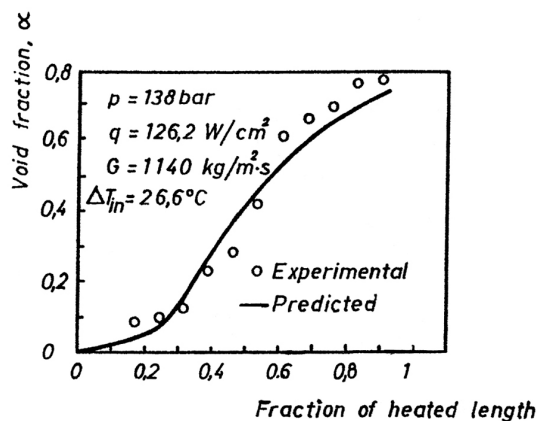
3.1.15. ábra. Mért ($\tau_{\text{CHF-EXP}}$) és számított ($\tau_{\text{CHF-ZUBER}}$) idők a krízis fellépéséig (hűtőközeg-elvesztéses tranziensek)

Az eredményeket az alábbiakban értékelem:

- a számításokhoz használt HOTRAN és DEPRET kód homogén áramlási modellt tartalmaz, és ezekkel a modellekkel a folyamatok helyesen írhatók le mindhárom tranziens esetén;
- az egyfázisú áramlásban a Dittus-Boelter korreláció – tranziens üzemállapotban is – megfelelő eredményeket ad. A Thom korreláció mindhárom tranziens esetén alkalmazható a hőátadás számítására forrásos üzemállapotban;
- a forráskrízishez vezető forrás mechanizmusa a különböző tranziensekben különböző: míg teljesítmény- és áramlási tranziensek esetén a kritikus hőfluxus tömegsebesség-függő, addig a melegági töréses esetben nem függ tőle. A konklúzió az, hogy csőtöréses tranziens esetén nagy mennyiségű gőz keletkezik a fűtött felületen, és a krízist ennek instabil állapota okozza. Ezzel magyarázható, hogy a Zuber-féle, nagytérfogatú forrásra kifejlesztett korrelációval a folyamat jól számolható.

3.1.4. Modellek a térfogati gőztartalom és a kétfázisú sűrűdésos nyomásesés és a kritikus hőfluxus számításához

Maróti László modellt (korrelációt) fejlesztett ki az *axiális térfogati gőztartalom* (gőz-void) eloszlás számítására reaktorcsatornáknál [3.17, 3.18]. A modell a hőmérséklet-eloszlás meghatározásán alapul a termikus határrétegben. Maróti a modellel végzett számításokat több külföldi szerző adataival hasonlította össze. Ebből mutatok be példát a 3.1.4 ábrán. A mérési adatai a nyomottvízes atomerőművek paraméter-tartományába esnek [3.20]: nyomás 13,8 MPa, hőfluxus $126,2 \text{ W/cm}^2$, tömegáram-sűrűség $1140 \text{ kg/m}^2\text{s}$, belépési aláhűtés $299,6 \text{ K}$.



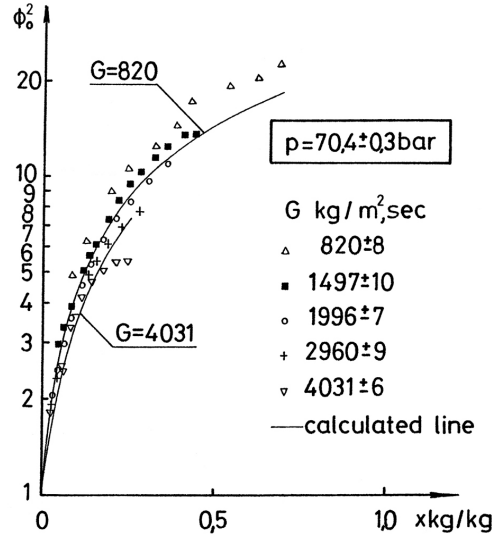
3.1.4. ábra

Maróti gőzvoid modell összehasonlítása Esen R. A. (BMI-1163/1957) mérési adataival

Jelentős tudományos eredmény volt a Maróti László által kidolgozott, a *kétfázisú sűrűdésos nyomásesés* szorzó-tényezőjének meghatározására irányuló kutatás is [3.21]. Maróti a modellt arra a feltételezésre alapozta, hogy a homogén áramlási modellt ki kell egészíteni két taggal: az egyik tag az impulzus-különbség a homogén áramlás és a reális kétfázisú áramlás között, a másik tag a gőz relatív mozgásának az impulzusa. A modellből az látszik, hogy mindegyik áramlási kép más-más összefüggéssel írható le. Az itt közölt ϕ_0^2 kétfázisú szorzó függőleges, felfelé irányuló buborékos és diszperz áramlásra vonatkozik. A modellből kapott számítási

dc_110_10

adatokat szerző Becker K. M. (AERL-1308, 1971) mérési adataival hasonlította össze a 3.1.5 ábrán.



3.1.5. ábra

A Maróti-modellel végzett számítások adatainak összehasonlítása Becker mérési adataival

Maróti László *kritikus hőfluxus korrelációt* fejlesztett ki, aláhűtött és kis gőztartalmú tartományra [3.36]. A félempirikus modell a megmaradási egyenletekre és egy olyan egyenletre alapozódik, amely a krízis fellépési feltételeit definiálja. A felvetés az, hogy a gőzbuborékok számának maximuma az, amikor egy buborékképződési központból kilépő buborékok száma a maximális. Az egyenletet irodalmi kísérleti adatokkal, beleértve Becker adatait is, tesztelte, és nagyon jó eredményeket kapott. Az egyenlet a következő:

$$q_{KR} = B_6 \cdot q_e^{\frac{3m}{2(N+1)}} \cdot \frac{G^{0.5625}}{R^{0.4}} \cdot \frac{1-x}{\left[1 + x \frac{\rho_l - \rho_g}{\rho_l}\right]^{\frac{1}{4}}} \left[1 + \frac{B_7}{G^2 \cdot (1-x)^2 q_e^{\frac{m}{N+1}}}\right] \quad (3.1.8)$$

B_6 and B_7 konstansok, G (kg/m²s) tömegfluxus, q_e (W/cm²) becsült hőfluxus, $m = 1,67$, $N = 2,33$, R (m) a cső sugara, x (kg/kg) tömeg szerinti gőztartalom, ρ_l és ρ_g (kg/m³) a víz és gőz sűrűsége.

3.2. Orosz, finn és cseh kutatási területek és témák

A reaktor-termohidraulika területén a VVER típusra vonatkozó kutatások, melyek a nukleáris biztonság termohidraulikai hátterének fontos részét képezik, Magyarországon kívül Oroszországban, Finnországban és Csehországban folytak. Az itt közölt rövid összefoglalás azokat az információkat tartalmazza, melyeket ezek az országok az OECD [3.24] és az IAEA [3.25] számára átadtak. Az információ ebből a szempontból tekinthető teljesnek, ahogyan azt a [3.20]-ban leírtam.

Kutatási területek és témák Oroszországban

A reaktor-kutatásokban jelentős szerepet játszó négy intézmény az RRC-KI (Russian Research Centre-Kurchatov Institute), EREC (Electrogorsk Research and Engineering Centre), IPPE (Research Centre in Obninsk) és EDO (OKB-Gidropress). Kutatási területek és témák:

- hőátadási vizsgálatok hűtőközeggel teljesen és részben fedett 19-rúdköteg mérőszakaszokon (RRC-KI);
- a VVER-440/213 típusú reaktor termohidraulikai viselkedése 7-rúdköteg mérőszakaszon; nyomástartó viselkedés hűtőközeg szint növekedésénél és kritikus kiömlés vizsgálatok (EREC);
- rúdkötegek termohidraulikai jellemzői névleges, állandósult üzemállapotban és balesetek során; termohidraulika teljes hosszúságú fűtőelem kötegeken, 37-rúdköteg mérőszakaszig; újranedvesítési és kritikus hőfluxus vizsgálatok cső típusú mérőszakaszon (IPPE);
- hidraulikai és vibrációs jellemzők VVER-1000 fűtőelem kötegekben; újrafeltöltés és újranedvesítés, 1:1 méretarányú VVER-440/213 típusú kötegekben (EDO).

Kutatási területek és témák Finnországban

A VVER típusra vonatkozó kutatásokban jelentős szerepet játszó intézmény a VTT (Technical Research Centre of Finland) és az IVO (Imatran Voima Oy). Kutatási területek és témák:

- újrafeltöltési és újraelárasztási vizsgálatok 126-rúdköteg mérőszakaszon, amely a Loviisai Atomerőmű fűtőelem kötegének 1:1 léptékű modellje; távolságtartó rácsok hatása az elárasztásra; egy- és kétfázisú természetes cirkuláció (VTT);
- melegági vízzár viselkedés a VVER-1000 reaktor teljes léptékű modelljén, atmoszférikus nyomáson (gőz helyett levegővel); hűtőközeg visszafolyás korlátozási (CCFL – Counter Current Flow Limitation) vizsgálatok 1:1 léptékű fűtőelem-köteg szerkezeteken a kilépő keresztmetszetben (IVO).

Kutatási területek és témák Csehországban

Két intézményben folytak a nukleáris biztonság szempontjából jelentős vizsgálatok:

- reaktorzóna hőátadási és kritikus hőfluxus vizsgálatok 7- és 19-rúdköteg mérőszakaszokon a SVUSS intézmény kritikus hőfluxus adatbankja számára (SKODA Works);
- forráskrízis és kritikus hőfluxus vizsgálatok 7- és 19-rúdköteg mérőszakaszokon a kritikus hőfluxus adatbank számára (SVUSS-Prága).

3.3. Hazai programok és eredmények az NVH programon kívül

A nukleáris biztonság termohidraulikai hátterének fontos részét képezték/képezik azok a kutatások, melyek itthon, az NVH programon kívül, folytak, ill. folynak a VEIKI-ben (jelenleg NUBIKI), a BME-NTI-ben és az AEKI-ben. Az összefoglalást lényegében csak címszavakban adom meg.

VEIKI – Villamosenergiaipari Kutató Intézet. A VEIKI (jelenleg NUBIKI) a hagyományos energetika fontos háttérintézményeként működött és a tevékenységet számomra, a reaktor termohidraulika területén, elsőként az OKKFT A/11 [2.5] programban Benedek Sándor munkássága jelentette, aki kifejlesztette a TRANSILOOP kódot, amely az erőművi transziens folyamatok széles körének leírására volt alkalmas. Ugyancsak az A/11 program keretében, elsősorban Téchy Zsolt munkája nyomán, a konténment termohidraulika is a VEIKI által művelt témák közé tartozott. Ennek is köszönhető, hogy később, az AGNES projektben, az NRC-től kapott CONTAIN kódot a VEIKI alkalmazta a Paksi Atomerőmű konténment számításaihoz, és később a VBJ-ben és nemzetközi projektekben is.

NTI – Nukleáris Technikai Intézet. Az NTI-ben, a termohidraulikai kutatások, az elmúlt 10 évben, döntően Aszódi Attila munkásságához köthetők [3.44]. A munkásságot az atomerőművek termohidraulikája területén a következő területekkel jellemzem: hő- és áramlástechnikai folyamatok 3D modellezése, Computational Fluid Dynamics (CFD); a főberendezésekben lejátszódó folyamatok szimulációs vizsgálata; biztonsági elemzések.

AEKI – Atomenergia Kutatóintézet. A PMK-2 projekteket követően – a berendezést és az infrastruktúrát felhasználva – számos kutatási eredmény született. Ezek közül a nukleáris biztonság szempontjából fontos témák: kondenzációból eredő vízütés [3.45]; a megolvadt zóna megtartása a reaktor tartályban, a tartály külső hűtésével [3.46]; RETINA rendszer-termohidraulikai kód szimulációs célokra [3.47].

4. Rendszer-termohidraulikai kódok, kísérleti berendezések és kísérletek

Magyarországon a VVER-440/213 típusú atomerőművi rendszer, nevezetesen a Paksi Atomerőmű átfogó, rendszer-szemléletű vizsgálata, amely a nukleáris biztonság akkor fontosnak tekintett területeit ölelte fel, első alkalommal, 1981-1985 között folyt az OKKFT A/11 Program keretében.

Az általam vezetett 2. alprogramban [2.5] nagy figyelmet kaptak az üzemi biztonság értékelésével és a biztonság szavatolásával összefüggő kutatások. Ezek egyik csoportja a zónafizikai számításokat ölelte fel, BIPR-típusú kódok alkalmazásával. Az üzemi biztonság mellett a gazdaságosságot is érintette a névleges teljesítmény-szint és a teljesítmény tartalékok értékelése. Vizsgáltuk az erőművi tranziens folyamatokat hirtelen reaktivitás-változás hatására a LINCUP kóddal, amely csatolt neutronfizikai-termohidraulikai kód. Az erőmű hő- és áramlástechnikai, valamint szabályozási/védelmi, időbeli átmeneti folyamatainak vizsgálatára fejlesztették ki a VEIKI-ben a TRANSILOOP kódot. A hasonló célú PROHYS kódot a primer körüi üzemi, ill. üzemihez közeli, üzemzavari tranziensek számítására hozták létre, és a kóddal értékelhető a szabályozórendszerek viselkedése is. A hűtőközeg-elvesztéses üzemzavarokat a RELAP4/mod6 és a NORCOOL kóddal, a fűtőelem-viselkedést az SSYST program-rendszerrel számoltuk. A hermetikus tér nyomás- és hőmérséklet viszonyainak számítására a BURST, BURST-LT, CONTEMP-LT ÉS TRACO-V kódot használtuk. A [2.5] kötet tartalmazza a PMK-NVH berendezés (a PMK első változata) leírását és az SPE-1 kísérletet is. Tehát az A/11 záró éve a hazai kutatásban már átmenetet jelentett a mai értelemben vett rendszer-termohidraulikába.

A rendszer-termohidraulikát azonban azzal a tudományos tartalommal, amelyet az értekezésben használok, az 1991-1994 között végrehajtott AGNES projekt, a Paksi Atomerőmű biztonságának újraértékelésére szervezett projekt tartalmazta, teljes körűen [2.6]. 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 [2.7]. A reaktor-termohidraulika itt is tárgyalt több jelentős fejezetét foglaltam össze a [2.8, 2.9] hivatkozásokban, valamint a PMK-2 projektek kétkötetes zárójelentésében, amely 2007-ben és 2009-ben jelent meg [2.10, 2.11]. A termohidraulika elméleti és kísérleti hátterét írtam le [3.20]-ban, amelyet a PMK-2 zárójelentés pótkötetként fogok fel. A [3.20] hivatkozás tartalmazza az értekezés fontos elemeit, mint a VVER-specifikus tervezési sajátosságok figyelembe vételével tervezett és épített PMK-2 berendezés leírását mérések bemutatásán keresztül, VVER-specifikus tervezési sajátosságok termohidraulikai konzekvenciáit, valamint a kódvalidáció néhány eredményét. A rendszerkódok validációjához forrásmunkának tekinthetők a [2.12, 2.13] publikációk az OECD-VVER kódvalidációs mátrixról, valamint az irányelvek az integrális típusú berendezések és kísérletek minősítéséhez. Ugyancsak forrásmunkának tekinthetők a [2.14, 2.15, 2.16, 2.17, 4.1] IAEA-TECDOC kötetek, a rendszerkódok validációjához.

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 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 ún. tervezési üzemzavarokról

(DBA – Design Basis Accident), és a tervezésin túli, de zónasérüléshez nem vezető (Beyond DBA) üzemzavarokról van szó. A validálás pedig olyan rendszer-kísérletek felhasználását jelenti, amelyek az előre látott (anticipated) és posztulált (postulated) erőművi tranziens folyamatokat szimulálják. A tervezési üzemzavarokat – a USNRC (United States Nuclear Regulatory Commission) ajánlása alapján – két csoportra oszthatjuk: feltételezett üzemi tranziensek (AOO – Anticipated Operational Occurrences), amelyek nagyobb gyakorisággal fordulnak elő, és várhatóan elő sem forduló (posztulált) üzemzavarokra (PA – Postulated Accidents). Ezek az üzemzavarok kezdeti eseményekkel jellemezhetők, pl. csőtöréses üzemzavarok (PA), vagy szivattyú (FKSZ) kiesések (AOO). A kezdeti események teljes listája a Paksi Atomerőmű jelenleg érvényes Végleges Biztonsági Jelentése (VBJ) szerinti. A fent leírt kísérletek – sőt az ehhez szükséges kísérleti berendezések – hiányoztak, így a VVER-440/213 típusra (a Paksi Atomerőműre) elsőként építettünk a kísérletek végrehajtására alkalmas integrális típusú eszközt, a PMK (Paksi Atomerőmű Modell Kísérlete) berendezést, melynek első változata a PMK-NVH nevet kapta.

4.1. Rendszer-termohidraulikai kódok

A PMK-2 projektek indításakor, az 1980-as évek elején úgy ítélt meg, hogy nagyméretű, komplex rendszer-termohidraulikai kód fejlesztésének nincsenek meg sem a személyi, sem az anyagi feltételei. Annak ellenére így láttam, hogy a KFKI-ban a ZR-6 kritikus rendszeren végzett kísérletekre támaszkodva, a reaktorfizika területén a kódok alapvetően hazai fejlesztésűek voltak. A döntés, hogy a termohidraulika területén a nemzetközi tudományos életben és a hatósági engedélyezésben általánosan elfogadott számítógépi eszközöket használjuk a VVER típus biztonsági értékelésére, helyesnek bizonyult. A nálunk is használt ATHLET, CATHARE és RELAP5 kódokat a nagy reaktor-fejlesztő/gyártó országokban fejlesztették ki, széles körű nemzetközi támogatással, amely lényegében a fejlesztőtől független validációt és alkalmazási tapasztalatot/gyakorlatot jelent. Magyarországon mindhárom kódot jelenleg is (2011) használják, bizonyos területeken használatban van a finn APROS kód.

A jelenleg használt kódváltozatok az ATHLET MOD2.0A, a CATHARE2 V1.5 és a RELAP5/mod3.3. A kódokban a fejlesztők szeparált, vagy ahogyan gyakran mondjuk, két-folyadék, 6-egyenletes áramlási modellt használtak. Ezekben a modellekben a gőz- és vízfázisra külön (szeparáltan) írjuk fel a tömeg-, impulzus- és energia-megmaradási egyenleteket. A megmaradási egyenleteket kiegészítik a nem-kondenzálódó gázok, a börtartalom és – terjedés hatásainak a számítására alkalmas egyenletekkel. Ezért nyolc egyenletet oldunk meg nyolc függő változóra. A RELAP5 esetében ezek: a nyomás és belső energia a gőzre és vízre, a void, a gőz- és vízfázis sebessége, a nem-kondenzálódó gáz mennyisége és a bór sűrűsége. A független változók az idő és a hely.

Az egyenletek zárásához korrelációkat (kísérletek eredményeire alapozott elméleti, félempirikus és empirikus modelleket) használunk. A korrelációkat tartalmazzák a kódok kézikönyvei [4.2, 4.3, 4.4]. A kódokban használt korrelációkat tárgyalom és értékelem a [3.20] munkában abból a célból és olyan részletességgel, hogy a kísérletekkel szimulált üzemzavari folyamatokat jobban és részleteiben is megértsük. A hőátadási módok értelmezéséhez a 2.1 és 2.2 ábrákat használhatjuk. A RELAP5/mod3.3 kód példáján – az üzemzavar-elemzés részleteinek, esetleges problémáinak megértéséhez – bemutatom, összefoglalom és röviden értékelem az üzem és üzemzavar során fellépő hőátadási módokhoz tartozó korrelációkat. Ezek a következők:

- a.) Turbulens kényszeráramlás: Dittus-Boelter egyenlet, ahol a konstans $c = 0,031$, Ignatev mérései alapján, VVER-440 fűtőelem-rácsra. A korrelációt eredetileg gépkocsi hűtők tervezéshez fejlesztették ki 1916-ban. Azóta kísérletekkel sokszor ellenőrizték, így került a RELAP kódváltozatokba is. A stacionárius állapotokra kifejlesztett korrelációt magam is ellenőriztem a 3.1.3 fejezetben leírt munkában.
- b.) Lamináris kényszeráramlás: Sellars, Tribus, Klein egyenlet, melyet csöveken végzett mérésekre fejlesztettek ki.
- c.) Természetes cirkuláció: Churchill-Chu korreláció, melyet függőleges irányú, sík lapra fejlesztettek ki és érvényes a teljes Raleigh szám tartományra (a korrelációt a RELAP kód szerzői szerint is ki kellene cserélni rúd kötegen végzett mérésekre alapozott korrelációra, de ezt használták a mod3.3 változatban is). Tapasztalataim szerint, a PMK-2 mérésekben is jól használható.
- d.) Telített állapotú forrás: Chen korreláció, ahol a hőátadási tényezőt két komponensből számoljuk: a Dittus-Boelter egyenlettel a konvektív hőátadást, a Forster-Zuber egyenlettel a forrásos hőátadást. A korrelációt nagyszámú kísérlettel validálták, az átlagos hiba $\pm 12\%$.
- e.) Aláhűtött állapotú forrás: fenti Chen korreláció módosítása aláhűtött állapotú forrásra. (Teszteléskor jelentős volt az adatok szórása, mivel az aláhűtött állapot nem „stabil” állapot.)
- f.) A krízis utáni átmeneti forrásos hőátadásra a Chen átmeneti forrás korreláció a használatos.
- g.) A krízis utáni stabil filmforrásos tartományra a Bromley modellt használják.
- h.) A fenti fal-folyadék korreláció-csomagban az utolsó a klasszikusnak tekinthető Sun sugárzásos modell.
- i.) A nukleáris biztonság szempontjából alapvető jelentőségű a forráskrízis, kritikus hőfluxus pontos és megbízható számítása. Ennek megfelelően több száz modellt, korrelációt fejlesztettek/fejlesztettünk ki. Az itt tárgyalt RELAP5 kódcsaládban, a RELAP5/mod1 EUR változatban használták első alkalommal a Biasi és társai által (Európában, az OECD/NEA megbízásából) kifejlesztett korrelációt. Ez a korreláció volt beépítve a RELAP5/mod2 változatokba is. A RELAP5/mod3 kódcsaládban (így a Magyarországon is használatos RELAP5/mod3.3 változatban is) a Greeneveld által javasolt „1986 AECL-UO kritikus hőfluxus táblázatos módszert” használjuk a kritikus hőfluxus számítására. A problémát részletesen tárgyalom a [3.43] hivatkozásban. A kódban opcióként választható, VVER típusú rácsokra, a Csehországban kifejlesztett PG-CHF kritikus hőfluxus korreláció. A PMK-2 kísérleteknél és az erőműre végzett számításoknál nem használtuk.
- j.) Sűrűlási- és veszteség-tényezők, valamint a gőz- és vízfázis közötti tömeg- és hőcsere modelljei: a gőzre és folyadékra vonatkozó sűrűlási tényezőt Chisholm módszere alapján, a Lockhart-Martinelli modell felhasználásával számoljuk; a veszteség-tényezők számítása mechanisztikus modellekkel történik; a gőz- és vízfázis közötti tömeg- és hőcsere folyamatok számítására a kód több mint 50 különböző korrelációt használ, aláhűtött és túlhevített hűtőközeg-állapotokra és minden áramlási képre.
- k.) Kritikus áramlási modellek több változatát használjuk a RELAP5/mod3.3 kódban is. Integrális típusú kísérletekben a törés modellezésénél gyakran „fúvóka” típusú törés-modelleket használnak. Ilyen a PMK-2 törés-modell is. A PMK-2 hűtőközeg-elvesztéses kísérleteknél jelentős termikus nem-egyensúly lép fel a törésnél. Sikeresen használható a Henry-Fauske modell, ahol a veszteség-tényezőt 0,85-re, a termikus nem-egyensúlyi tényezőt 0,14-re vesszük.
- l.) Kondenzációs és újraelárasztási modellek: A RELAP5/mod3.3-ban a kondenzációs hőátadás számítására, lamináris film-kondenzáció esetén, a Nusselt korrelációt (1916-

ból), turbulens film-kondenzáció esetén a Shah korrelációt használjuk. A közvetlenül érintkező gőz-víz esetén a kondenzáció (direct contact) nagyságrendileg nagyobb, mint a film-kondenzáció, és a ZÜHR befecskendezés környezetében különösen jelentős. A mod3.3-ban is a közvetlen gőz-víz érintkezés esetére kifejlesztett Shah korrelációt használjuk. A mod3.3 kódváltozatban, az újraelárasztási modellben (a svájci Paul Scherrer Intézet kísérletei alapján) a fázisok közötti súrlódási tényezőt a módosított, francia eredetű Bestion korrelációval, a hőátadást (rúd köteg mérések alapján) a módosított Weisman korrelációval számoljuk.

Az a.) ÷ l.) pontokban, az üzemzavar során fellépő hőátadási módokhoz tartozó korrelációkat csövekben, gyűrű-keresztmetszetű csatornáknál, függőleges helyzetű sík lapok mellett és rúd kötegeken végzett kísérletekre alapozva fejlesztették ki 1916-tól napjainkig (2011). A számítások pontossága szempontjából (a mod3.3 kódváltozat szerzői szerint is) jelentős különbségek vannak, és több korrelációt ki kellene cserélni. A korrelációk többségét stacionárius üzemállapotra fejlesztették ki, és a rendszer-kísérletek eredményei, a validáció eredményei azt mutatják, hogy az időfüggő üzemzavari állapotokban is jó eredményeket kapunk. A kód a tranziens folyamat során a korrelációkat a hűtőközeg állapotoknak (nyomás, hőmérséklet, tömegsebesség, gőztartalom) megfelelően, beépített szelekciós eljárással választja ki.

A 3. fejezetben leírt, a VVER típusra az NVH programban végzett hazai kutatások eredményei, az orosz, finn és cseh eredmények, valamint az NVH programon kívül kapott friss, hazai eredmények (kevés kivételtől eltekintve) teljes körűen lefedik a PWR típusra kapott hasonló eredményeket. Más szavakkal, a PWR típusra kifejlesztett, rendszerkódokban alkalmazott korrelációkkal párhuzamosan kifejlesztett, módosított, vagy VVER kísérletekkel tesztelt korrelációk hasonló tudományos értéket képviselnek, és a nukleáris biztonság termohidraulikai hátterének elfogadott részét képezik, az IAEA által publikált [4.1] hivatkozás szerint is.

A rendszer-termohidraulikai kódok erőművi és rendszer-kísérleti alkalmazásához számítógépi modelleket, nodalizációs sémákat fejlesztünk ki [2.11]. A nodalizáció kidolgozása az erőműre és az erőművi modellre is csak jelentős alkalmazási tapasztalat, erőművi rendszer-ismeret, a termohidraulikai folyamatok ismerete és validációs gyakorlat birtokában lehetséges. A PMK-2 kísérletekhez alkalmazott nodalizációkat mindhárom kód esetében, a PMK-2 projektek keretében, a kódokat fejlesztő országok (Németország – ATHLET, Franciaország – CATHARE és USA – RELAP5) szakembereivel együttműködve fejlesztettük ki. A PMK-2-re kifejlesztett nodalizációk segítették az erőművi nodalizációk kifejlesztését. Az erőművi elemzésekben felmerült kérdésekre a választ a PMK-2 projektekben végzett validációs számítások adták.

A RELAP5 kódra kifejlesztett „alap” nodalizációs séma fejlesztése az IAEA-SPE gyakorlatok keretében kezdődött 1986-ban, és folytatódott az Európai Unió által finanszírozott projektekben, a US-NRC által kezdeményezett és az OAH által támogatott CAMP projektben. A PMK-2 nodalizáció a RELAP5/mod3.2.2 Gamma kódra, ahogyan azt az OAH-C1 kísérletre használtuk a CAMP projektben, a 4.1 ábrán látható. A nodalizáció komponenseit a 4.1 táblázatban foglaltam össze. A séma 119 térfogatot (volume) tartalmaz, benne 14 időfüggő térfogattal (time dependent volume), 128 összekötő elemet (junction), benne 5 időfüggő összekötő elemet (time dependent junction) és 92 hőátadó elemet (heat structure). A séma fő jellegzetességei: a zónát kilenc ellenőrző térfogattal (control volume) jellemezzük, hét volume tartalmazza a zóna aktív részét. A gőzfejlesztő hőátadó csöveit három vízszintes csatornával

dc_110_10

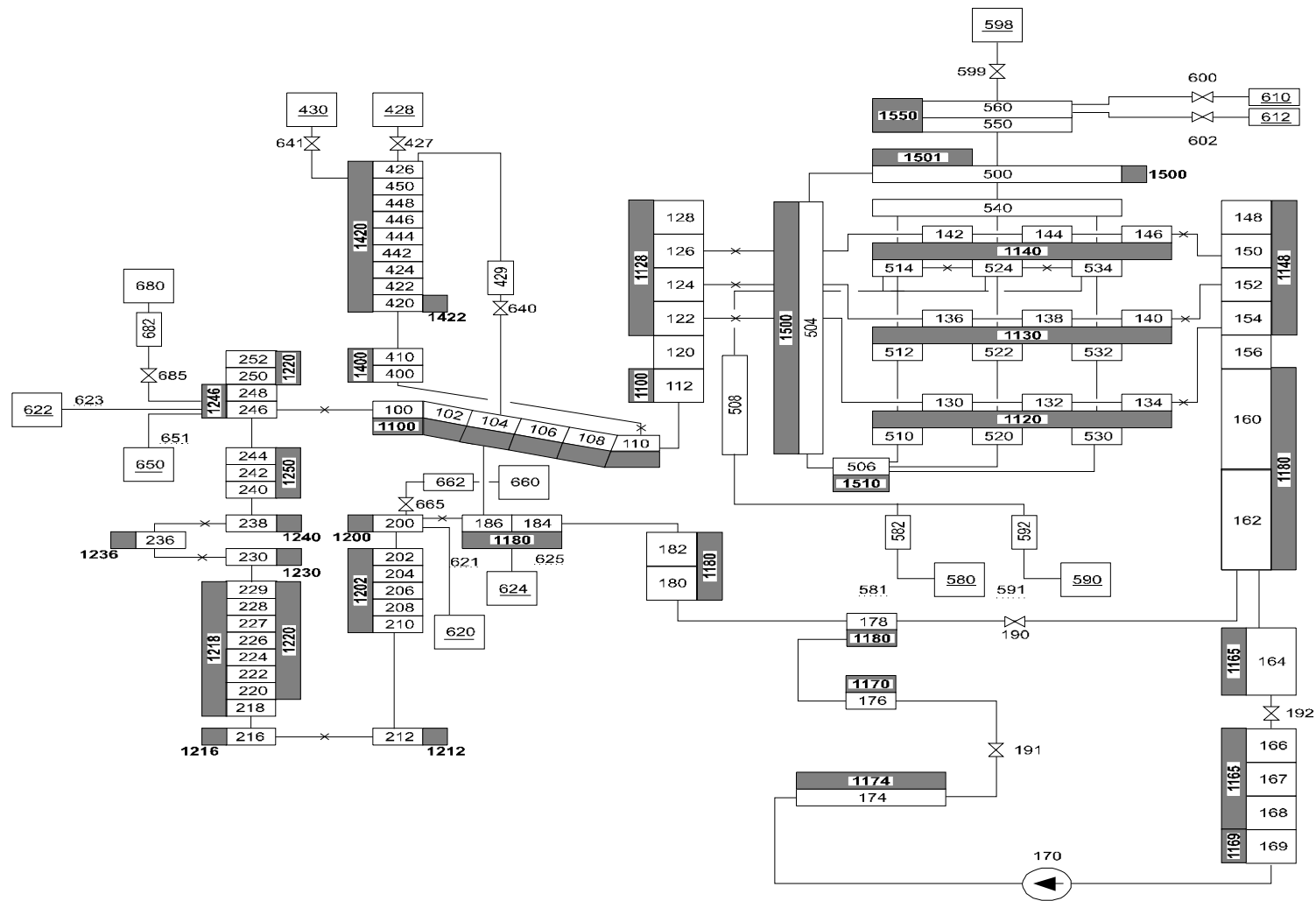
modellezzük, mindegyikben három ellenőrző térfogattal, míg a szekunder oldal három függőleges csatornát tartalmaz.

Hasonló módon tárgyalom, értékelem az ATHLET MOD 2.0A és a CATHARE V1.5 kódokat [2.11].

A PMK-2 projektekben és az értekezésben is a számításokhoz ezeket a nodalizációs sémákat használtam/használtuk.

4.1. táblázat: A 4.1 ábrán felrajzolt nodalizációs séma komponensei

	Komponens-csoportok	Komponensek száma	Nódusok száma
1	Meleg ág	100-112	7
2	Gőzfejlesztő primer oldal	120-156	19
3	Hidegág a gőzfejlesztő kollektortól a szivattyú bypass-ig	160-164	3
4	Szivattyú bypass szelepek: MV11, MV12, PV11	190-192	-
5	Szivattyú bypass csővezetékek	166-176	6
6	Hideg ág a szivattyú csővezetékektől a gyűrűkamráig	178-186	5
7	Reaktor tartály	200-250	26
8	KZÜHR rendszer	620-623	2
9	NZÜHR rendszer	624-625	1
10	Akkumulátorok: SIT-1 és SIT-2	660-682	4
11	Nyomástartó, bekötővezeték, permetező hűtővezeték	400-450	14
12	Törés szimulátor	618-619	1
13	Tápvíz szimuláció	580-592	4
14	Gőzfejlesztő szekunder oldal	500-560	15
15	Biztonsági szelepek	598-628	4



4.1. ábra
PMK-2 nodalizáció a RELAP5/mod3.2.2 Gamma kódra, az OAH-C1 kísérlethez

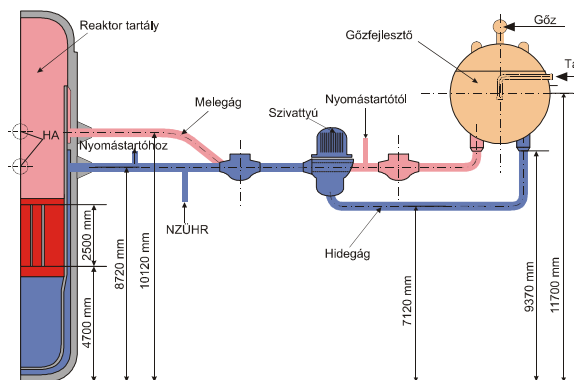
4.2. Rendszer-termohidraulikai berendezések

Ismeretes, hogy atomerőművekben az üzemzavari folyamatok megismerése céljából nem folytathatók kísérletek. Ilyen kísérletekhez az erőmű integrális típusú modelljét kell felépíteni. Az ilyen modelleken végzett kísérletek biztosítják az egyetlen lehetőséget, hogy az üzemzavari/baleseti folyamatok megértéséhez, értékeléséhez kísérleti adatokat kapjunk. Fontos hangsúlyozni, hogy ezek rendszer-kísérletek, tehát nem egy-egy jelenség vizsgálata a cél, hanem komplex üzemzavari folyamatokat vizsgálunk, ahol az egyes jelenségek egymással kölcsönhatásban jelennek meg. A berendezéseket úgy kell megtervezni, hogy a különböző üzemzavarok szempontjából fontos jelenségek, események, folyamatok jól szimulálhatók legyenek. A megfelelőnek tekintett modellekben legalább a minőségi hasonlóság elérése a cél, amely azt jelenti, hogy ugyanazok a fizikai folyamatok, jelenségek lépnek fel a kísérleti berendezésben, mint az erőműben. A VVER-440/213 típusra, a Paksi Atomerőműre, mint referencia erőműre, elsőként épült fel a PMK-2 berendezés 1985-ben. Ezt követte a PACTEL 1990-ben (a Loviisai Atomerőmű modellje), az ISB 1992-ben (a Zaporozsje Atomerőmű modellje) és a PSB 1998-ban (ugyancsak a Zaporozsje Atomerőmű modellje). Részletes leírásukat a [2.8, 2.9, 2.10, 2.11] referenciákban foglaltam/foglaltuk össze. Az eredményeket, amelyek új tudományos eredmények, a következő fejezetekben foglalom össze.

4.2.1. PMK-2, az első integrális típusú berendezés a VVER-440/213 típusú Paksi Atomerőműre

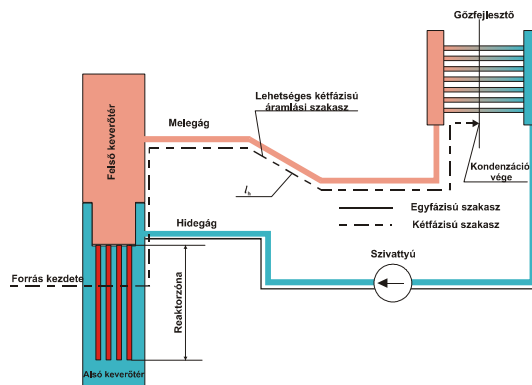
A PMK-2 berendezés (Paks Modell Kísérlet) a Paksi Atomerőmű primer- és részben szekunder körének teljes nyomású és hőmérsékletű termohidraulikai modellje. A kicsinyítési viszony a térfogatra és teljesítményre 1:2070, a magasságra 1:1, a gravitációs (felhajtó) erők egyenlőségi követelménye miatt, természetes cirkulációs áramlás esetén. A névleges teljesítmény 664 kW, mellyel biztosíthatók az erőmű névleges üzemi paraméterei. A névleges üzemi nyomás 12,3 MPa, a hűtőközeg hőmérséklete a zóna belépő keresztmetszetében 540 K, a kilépésnél 570 K, a névleges 4,5 kg/s hűtőközeg tömegsebesség mellett. A PMK-2 berendezés a következőkkel jellemezhető: a hat erőművi hurkot egy hurokkal modellezzük; a reaktorzóna modellje, 19-rúdköteg hatszög rácsban; a hat vízszintes elrendezésű gőzfejlesztőt egy vízszintes elrendezésű gőzfejlesztő modellel modellezzük; a meleg ág és a hideg ág 46 mm-es csőátmérővel készült, hogy biztosítsuk a Froude szám azonosságát, amely feltétele annak, hogy kétfázisú természetes cirkuláció esetén a vízszintes csövekben áramló hűtőközeg rétegződése (stratification) létrejöhessen; a vezérlést, szabályozást, biztonságvédelmet, adatgyűjtést egy megfelelően szervezett rendszerben oldottuk meg. A PMK-2 berendezés mindenben megfelel az OECD/CSNI „Berendezés és kísérlet minősítési mátrixában” (Facility and test qualification matrix) a tervezésre, kivitelezésre, az üzem megszervezésére, nemzetközi felhasználásra és a személyzet szakértelmére vonatkozó előírásoknak [2.12, 2.13].

A hasonlóság biztosításához az üzemi paraméterek, a berendezés mérete és a hurkok száma meghatározó adatok, azonban a sajátos tervezési megoldásokat az erőművi főberendezések modelljeiben kell figyelembe venni. Ezek elsősorban a zónamodell, a gőzfejlesztő modell és a hurkok modellje. A Paksi Atomerőmű primer körét, egy hurokkal, a 4.2 ábrán szemléltetem. A 4.3 ábrán látható egyszerűsített huroksémát használok a hasonlóság értékeléséhez, természetes cirkulációs állapotban. A 4.4, 4.5, 4.6 és 4.7 ábrákon a zónamodell, a gőzfejlesztő modell, a meleg ág és a hideg ág modelljei úgy vannak feltüntetve, ahogyan megvalósultak. A 4.8 ábrán látható a PMK-2 berendezés egyszerűsített sémája.



4.2. ábra

A VVER-440/213 típusú atomerőmű primer köre egy hűtőhurokkal



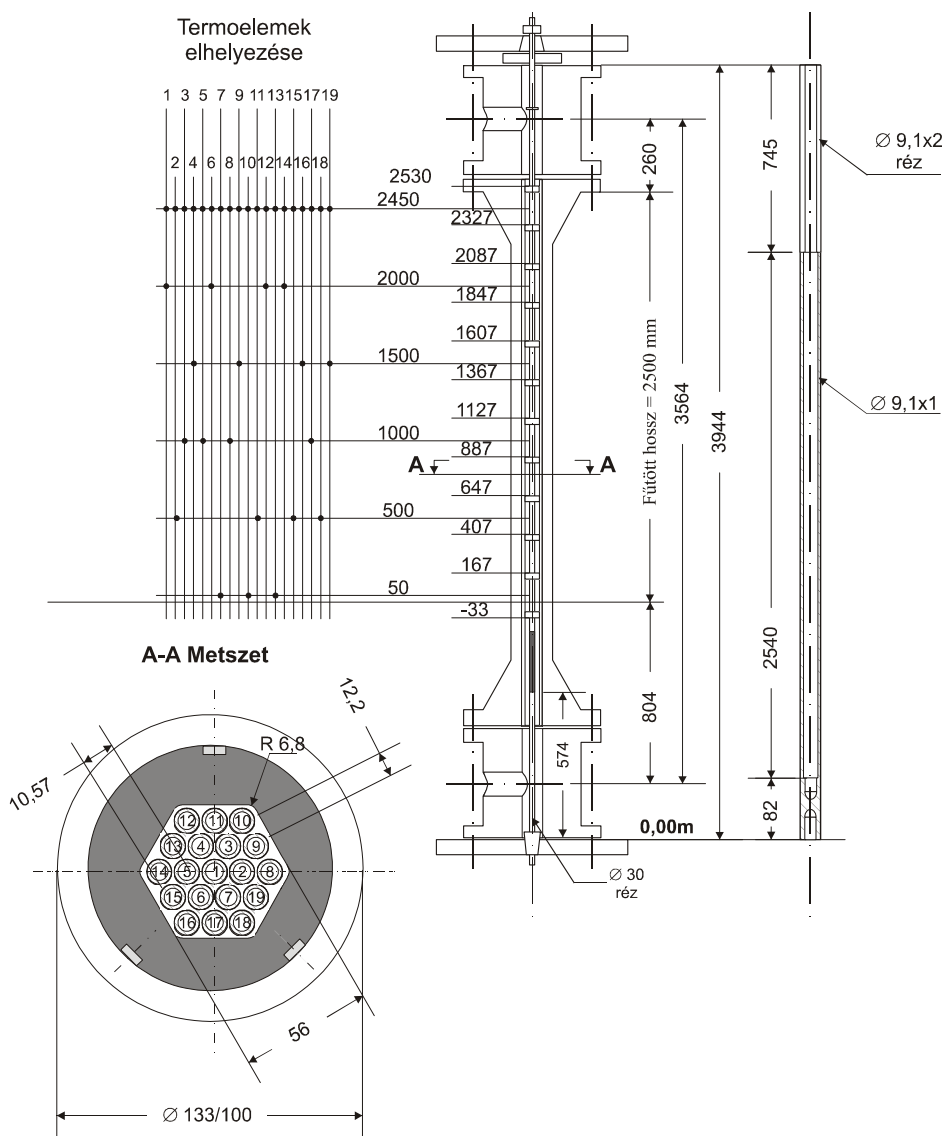
4.3. ábra

Egyszerűsített séma a komponensek hasonlóságának értékeléséhez természetes cirkuláció esetén

A 19-rúdköteg zónamodell. A zónamodell a 4.4 ábrán látható. Az A-A metszeten a keresztmetszeti rajz mutatja a hatszögrácsban elhelyezett fűtőelemeket 9,1 mm átmérővel és 12,2 mm rácsosztással. (Az erőművi fűtőelem köteggel azonosak a hidraulikai átmérők.) A fűtött hossz 2500 mm. A hosszirányú metszeten láthatók még a távolságtartó rácsok és a rajz bal oldalán a termoelemek elhelyezése, mindegyik fűtőelemen 2 db termoelemmel, a fűtőelemek belső felületén.

A hűtőközeg áramlás és hőátadás hasonlóságának értékeléséhez az ismert hasonlósági kritériumokat használtam. Névleges üzemállapotban és a szivattyúkifutás időszakában a modellben egyfázisú kényszeráramlásos hőátadás van. Az áramlás hasonlóságának feltétele a mozgásegyenletből származtatható Reynolds szám. A hőmérsékletek és hőáramlások hasonlóságát, a hőátadási hasonlóságot az energia egyenletből és a hővezetési egyenletből származtatható kritériumok azonosságával lehet biztosítani. A hasonlóság a 4.4 ábra szerint megvalósított zónamodellben egyszerűen belátható, ha felírom a tervezéskor is figyelembe vett kritériumokat. Ezek: Reynolds szám, Prandtl szám, Nusselt szám, Stanton szám és Froude szám.

dc_110_10



4.4. ábra

A zónamodell

Belátható, hogy az egyenértékű átmérő, a hűtőközeg sebessége, valamint az azonos hőmérsékletek miatt a kritériumok kényszeráramlás esetén az erőművi aktív zónára és a zónamodellre azonosak, így mind az áramlási, mind a hőátadási hasonlóság biztosított.

A hasonlóság értékelése természetes cirkulációs állapotban, amely az üzemzavar időtartamának nagyobb részében fennáll, komplikáltabb amiatt, hogy a hőátadási folyamatok és a felhajtóerő össze vannak kapcsolva, és ezért az áramlási viszonyok az egész hurok által okozott integrális hatásoktól függenek. A hasonlósági kritériumokat tehát természetes cirkulációs áramlásban a megmaradási egyenletek olyan felírásából lehet származtatni, amely ezeket a hatásokat figyelembe veszi. Segíti a megértést, ha felírom az egyenleteket, majd az ezekből származtatható hasonlósági kritériumokat és a termohidraulikai folyamatok hasonlóságát a zónamodellben ennek megfelelően értékelem egy- és kétfázisú természetes cirkulációs áramlásban. Az egyenletek, dimenzió nélküli alakban, egyfázisú egydimenziós áramlásban, amikor a hűtőközeg sűrűség nem változik, az alábbiak szerinti egyszerűsített alakban írhatók (a jelölések és rövidítések jegyzéke a 4.2.1 fejezet végén található).

Kontinuitási egyenlet:

$$U_i = U_r / A_i \quad (4.1)$$

Impulzus egyenlet:

$$\frac{dU_r}{d\tau} \left(\sum_i \frac{L_i}{A_i} \right) = R(\Theta_h - \Theta_c)L_h - \frac{U_r^2}{2} \sum_i \left(F_i \frac{1}{A_i^2} \right) \quad (4.2)$$

Energia egyenlet a hűtőközegre:

$$\frac{\partial \Theta_i}{\partial \tau} + \frac{U_r}{A_i} \frac{\partial \Theta_i}{\partial Z} = St_i (\Theta_{Si} - \Theta_i) \quad (4.3)$$

Hővezetési egyenlet a fémszerkezetekre:

$$\frac{\partial \Theta_{Si}}{\partial \tau} + T * \nabla_i^{*2} \cdot \Theta_{Si} - Q_{Si} = 0 \quad (4.4)$$

Határfeltétel:

$$\frac{\partial \Theta_{Si}}{\partial Y_i} = B_i (\Theta_{Si} - \Theta_i) \quad (4.5)$$

Az egyenletekben megjelennek a hasonlósági kritériumok, amelyeket a 4.2 táblázatban foglaltam össze, a kétfázisú áramlásra hasonlóan felírható egyenletekből származtatható kritériumokkal együtt. Látható, hogy a 4.3 ábrán feltüntetett meleg hurokszakas (I_h) megjelenik az impulzus egyenletben, amely kétfázisú áramlás esetén gőzt tartalmaz és a felhajtóerő forrása. Az impulzus egyenletből az is következik, hogy a természetes áramlást fenntartó felhajtóerő 1:1 magassági méretarány esetén érvényesül, így az áramlás hasonlóságához egy- és kétfázisú áramlás esetén tartani kell az erőművi magassági méreteket. Ez nem csak a zónamodellre, hanem az erőművi modell egészére vonatkozik, tehát a PMK-2 berendezésre a vertikális irányú méretarány, a magassági viszony 1:1, ahogyan fent írtam.

Könnyen belátható, hogy a hasonlósági kritériumok egyezése a zónamodellre teljesül a Richardson, a (módosított) Stanton és a Sűrűlási számokra amiatt, hogy a modellben a hűtőközeg víz, a hűtőközeg paraméterek és a berendezés acélszerkezeteinek anyagjellemzői megegyeznek. Nem egyeznek a hasonlósági kritériumok az Időviszony számra és a Biot számra amiatt, hogy a modellben a fűtőelemek Ø 9,1 x 1 mm méretű csövek. A hasonlóság itt azzal biztosítható, hogy az üzemzavar során a hőfluxust a maradványhőre érvényes időfüggvény szerint változtatjuk.

Jelölések és rövidítések jegyzéke a 4.1, 4.2, 4.3, 4.4 és 4.5 egyenletekhez, és a hasonlósági kritériumokhoz a 4.2 táblázatban.

u_r	reprezentatív hűtőközeg sebesség, amely az a_0 keresztmetszetű hurok-szakaszban, célszerűen a fűtött szakaszban, esetünkben a zónamodellben, alakul ki
l_h	a hurok meleg szakaszának a hossza, amely esetünkben a zónamodell és a gőzfejlesztő modell közötti szakasz (2.2. ábra)
a_i	az i-edik szakasz keresztmetszete
l_i	az i-edik szakasz hossza
ρ	a hűtőközeg sűrűsége
β	a hőtágulási együttható
f_i	az i-edik szakasz súrlódási tényezője
K_i	az i-edik szakasz veszteségtényezője
$c_{p,i}$	fajhő az i-edik szakaszra
T_i	hűtőközeg hőmérséklet az i-edik szakaszra
u_i	hűtőközeg sebesség az i-edik szakaszra
h_i	hőátadási tényező, az i-edik szakaszra
d_i	egyenértékű átmérő az i-edik szakaszra
T_s	a fém hőmérséklete, az i-edik szakaszon
ρ_s	a fém sűrűsége
$c_{p,s}$	a fém fajhője
k_s	a fém hővezetési tényezője
q_s	hőfluxus a fémbe
ΔT	hőmérséklet különbség
V	csúszási sebesség
α_s	termikus diffúziós tényező
δ	vastagság (vezetési mélység)
ΔH_{fg}	rejtett hő
ΔH_{SUB}	aláhűtés
0	indexben a fűtött szakaszt jelöli

A dimenzió nélküli mennyiségek:

$$U_i = u_i/u_0 ; U_r = u_r/u_0 ; L_i = l_i/l_0 ; L_h = l_h/l_0 ; Z = Z/l_0 ; \tau = t \cdot u_0/l_0 ; \Theta = \Delta T/\Delta T_0 ; A_i = a_i/a_0 ; \\ \nabla^{*2} = \delta^2 \cdot \nabla^2 ; Y = y/\delta$$

4.2. táblázat: Hasonlósági kritériumok egy- és kétfázisú természetes cirkulációs áramlásnál

Egyfázisú áramlás		Kétfázisú áramlás	
Hasonlósági kritérium	Fizikai jelentés	Hasonlósági kritérium	Fizikai jelentés
Richardson szám $N_R = \frac{g \cdot \beta \cdot \Delta T_0 \cdot l_0}{u_0^2}$	$\frac{\text{Felhajtóerő}}{\text{Tehetlenségi erő}}$	Fázisváltási szám $N_{pch} = \frac{4q_0'' \cdot l_0}{d \cdot u_0 \cdot \Delta H_{fg} \cdot \rho} \cdot \frac{\Delta \rho}{\rho_g}$	$\frac{\text{Hőfluxus a fázisváltáshoz}}{\text{Hőfluxus a belépésnél}}$
Módosított Stanton szám $N_{St} = \frac{4 h l_0}{\rho c_p u_0 d}$	$\frac{\text{Hőátadás (fal és hűtőközeg)}}{\text{Hőátadás (axiális irány)}}$	Aláhűtési szám $N_{SUB} = \frac{\Delta H_{SUB}}{\Delta H_{fg}} \cdot \frac{\Delta \rho}{\rho_g}$	$\frac{\text{Aláhűtés}}{\text{Rejtett hő}}$
Biot szám $N_{Bi} = \frac{h \delta}{k_s}$	$\frac{\text{Hőátadás}}{\text{Hővezetés}}$	Froude szám $N_{Fr} = \frac{u_0^2}{g l_0 \alpha_0^*} \cdot \frac{\Delta \rho}{\rho}$	$\frac{\text{Tehetlenségi erő}}{\text{Gravitációs erő}}$
Súrlódási szám $N_F = \frac{f \cdot l}{d} + K$	$\frac{\text{Súrlódási erő}}{\text{Tehetlenségi erő}}$	Gőz void viszonyszám $N_D = \frac{V_{gj}}{u_0}$	–
Időviszony szám $N_T = \frac{\alpha_s \cdot l_0}{\delta^2 u_0}$	$\frac{\text{Transzport idő}}{\text{Vezetési idő}}$	Sűrűség viszonyszám $N_\rho = \frac{\rho_g}{\rho}$	–

α_0^* – átlagos gőztartalom

A gőzfejlesztő modell. A gőzfejlesztő modell vázlatos rajza a 4.5 ábrán látható. Noha a hőátadó csövek függőleges helyzetű hengeres edényben vannak elhelyezve, a modellben is – a hideg és meleg kollektor között – vízszintes elrendezésűek. A hőátadó csövek ilyen megválasztása részben modellezési, részben technológiai okokkal magyarázható. A meghatározó szempont az volt, hogy vízszintes elrendezés mellett a magassági méretek tarthatóak legyenek, továbbá biztosítani lehessen az erőművel megegyező felület-eloszlást a magasság mentén. Ezekből a feltételekből és a kicsinyítési viszonyból következik, hogy 6 mm belső átmérőjű és 3715mm hosszúságú csőből 82 sort kell vertikális irányban elhelyezni. Az így kialakított modell primer- és szekunder oldalán a hűtőközeg hőmérséklete és nyomása az erőművel azonos, megegyezik a hőátbocsátási tényező és a szekunder oldalon a gőz/víz arány. A hasonlóságnak a zónamodellhez hasonló teljes körű biztosítása a gőzfejlesztő modell esetében nem lehetséges sem a kényszeráramlásos, sem a természetes cirkulációs hőcsere esetében. Az eltérés azonban a kritériumok értékei között nem jelentős, így a modellhűséget csak kismértékben érinti. Az ok elsősorban az, hogy az erőművi hőátadó csövek mérete a modellben nem tartható, mivel a csövek száma a modellben 16 db lenne, így a legfontosabb modellezési szempont, a magassági méret és függőleges irányban a felület-eloszlás, nem lett volna tartható.

A meleg ág és a hideg ág modellje. A melegági és a hidegági modellek méreteit és egyéb tervezési adatait alapvetően az határozza meg, hogy a PMK-2 egyhurkos felépítésű. Az ilyen berendezések általában kéthurkosak, ahol az egyik hurok a tört hurokát modellezi. A PMK-

2 esetében a tört hurokágban a csőátmérő 10 mm lett volna, amely túlságosan kicsiny ahhoz, hogy a kétfázisú természetes áramlásnál olyan fontos stratifikáció, a fázisok szerinti rétegződés, létrejöhessen. Így egy ilyen hurokág nem kínál olyan modellezési előnyöket, amelyek indokolnák annak jelentős költségeit. A megvalósított rendszerben (lásd 4.6 és 4.7 ábrákat) fontos tervezési szempont volt a vízszákok mélysége (1400 mm a meleg ágban és 1600 mm a hideg ágban), amely döntően befolyásolja a természetes cirkulációs áramlást, hűtőközeg-elvesztéses üzemzavar során.

A csőátmérő megválasztásánál a fő szempont az volt, hogy az erőművivel közel azonos Froude számot lehessen biztosítani, amely az erőművihez hasonló stratifikációt tesz lehetővé. A melegági vízzár miatt VVER-ek esetében ez döntő fontosságú az áramlási hasonlóság biztosításában, a vízzár kialakulásától annak megszűnéséig. A csőátmérő így 46 mm, a csőhossz pedig az 1:2070 kicsinyítésből adódik.

A PMK-2 berendezés sémája. Az egyszerűsített séma a 4.8 ábrán látható. A vertikális térfogat-eloszlás megfelel az erőművinek. A sémán a 0,0 m referencia sík a zónamodellt befogadó edény alsó síkja, a hideg ág magassága 4,825 m, a meleg ágé 6,225 m és a gőzfejlesztőben a hőátadó csövek alsó síkja 6,330 m. A reaktormodell szerkezeti megoldása olyan, hogy külső gyűrűkamra van és a felső keverőtér csővezetékekkel van a zónamodellt befogadó edényhez kötve. A szivattyú by-pass ágban van elhelyezve. Ez a kör nem része a modellnek, a szivattyúkifutás végén az MV12 és PV11 szelepek zárásával és az MV11 szelep nyitásával az operátor leválasztja a rendszerről. Az ábrán a szekunder oldal a PV21 tápvíz szeleptől a PV22 gőzszelepig van felrajzolva. Látható, hogy a 4 db erőművi hidroakkumulátort két edénnyel modellezzük. A nyomástartó helye és bekötési pontjai megfelelnek az erőművi elrendezésnek. A KZÜHR forgalom 0,042 kg/s, az NZÜHR-ben 0,014 kg/s, az erőművihez hasonló bekötési pontokkal.

A 4.8 ábrán mérési pontokat adtam meg. Ezeket foglaltam össze a 4.3. táblázatban, a mérési hibákkal együtt. Ezek a következők: K additív konstans, amellyel a mért adatok feldolgozása során a mért értékeket korrigálni kell; Δ a hitelesítő méréssorozatokban az átlagtól mért maximális eltérés; σ a szórás. A dolgozatban tárgyalt mérések ezekkel a hibákkal terheltek. Az LV21, LV30, LV33, LV35 és LV41 jelölések lokális térfogati gőztartalom (void) mérési helyek. A lokális void mérése a gőz és a víz elektromos vezetőképessége közötti különbségen alapul, az érzékelő 0,8 mm átmérőjű, a mérési gyakoriság 1 s.

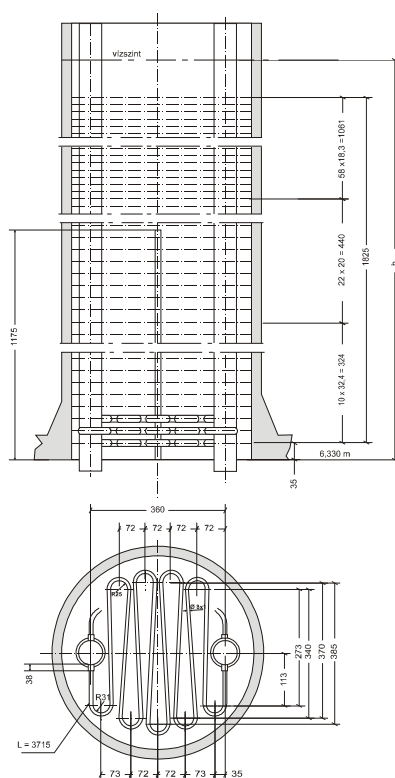
A mérések vezérlése a felfűtési periódusban hagyományos vezénylő pultról történik, minden egyéb művelet, így az állandósult állapot tartása, majd a tranziens során a gyorsleállítás és a szivattyúkifutás modellezése, a ZÜHR rendszerek aktiválása, vagy leállítása, a szelepek nyitása, vagy zárása IBM munkaállomásra alapozott adatgyűjtő és -feldolgozó rendszerrel történik, a leggyakrabban 1 s mérési gyakorisággal. Az alaplmszerezés 90 csatornát tartalmaz. Ezt egészítik ki speciális műszerek, mint a 3-sugaras gamma sűrűségmérő, lokális void mérők, vagy a kétfázisú áramlás mérése speciális turbinás áramlásmérővel.

dc_110_10

4.3. táblázat: A mérések paramétereit és azok hibái

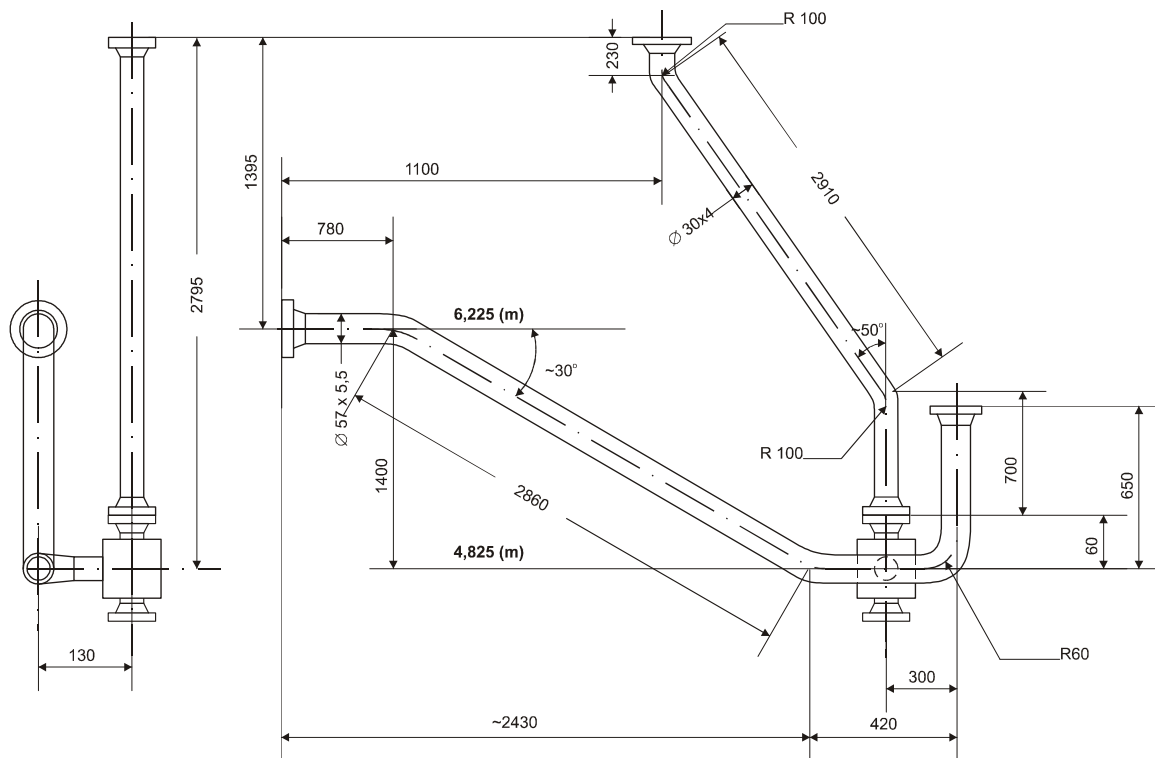
Paraméter	Jelölés	Mért. egys.	K	$\Delta (\pm)$	$\sigma (\pm)$
Hűtőközeg hőmérséklet a zónamodell előtt	TE63	K	3,0	1,67	1,16
Hűtőközeg hőmérséklet a zónamodell után	TE22	K	2,2	1,67	1,16
Fűtőelem felületi hőmérséklet a zónamodell kilépésénél	TE15	K	-0,2	1,96	1,30
Primerköri nyomás a zóna után	PR21	MPa	0,01	0,005	0,004
Primerköri nyomás a gőzfejlesztőben	PR71	MPa	0,01	0,005	0,004
Szekunderköri nyomás	PR81	MPa	0,01	0,032	0,028
Hűtőközeg szint a reaktormodellben	LE11	kPa	88,6	0,563	0,458
Hűtőközeg szint a melegági vízzárban	LE31	kPa	12,5	0,051	0,045
Hűtőközeg szint a meleg kollektorban	LE45	kPa	35,7	0,352	0,286
Hűtőközeg szint a nyomástartóban	LE71	kPa	20,8	0,141	0,114
Hűtőközeg tömegáramlás a törésnél	FL01	MPa	0,0	0,381	0,282
Hűtőközeg tömegáramlás a hidegágban	FL54	kPa	0,0	0,008	0,005
Hűtőközeg szint a hideg kollektorban	LE46	kPa	60,65	0,655	0,532
Lokális gőztartalom	LV				

Az LV21, LV30, LV33, LV35, LV41 mérési pontokban $\pm 10\%$ -os a pontosság.



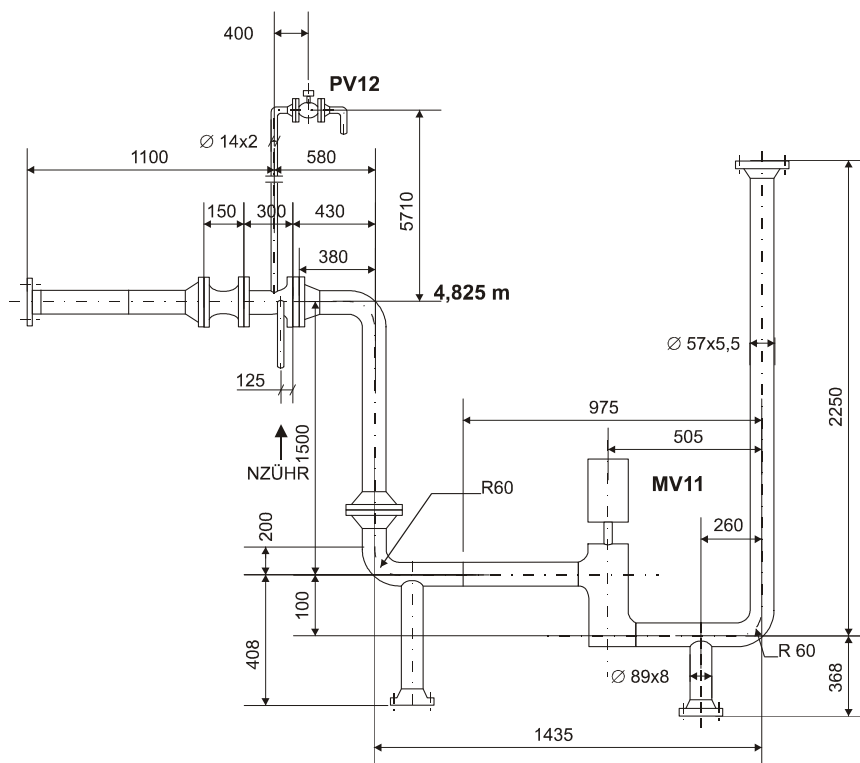
4.5. ábra.
Gőzfejlesztő modell

dc_110_10



4.6. ábra

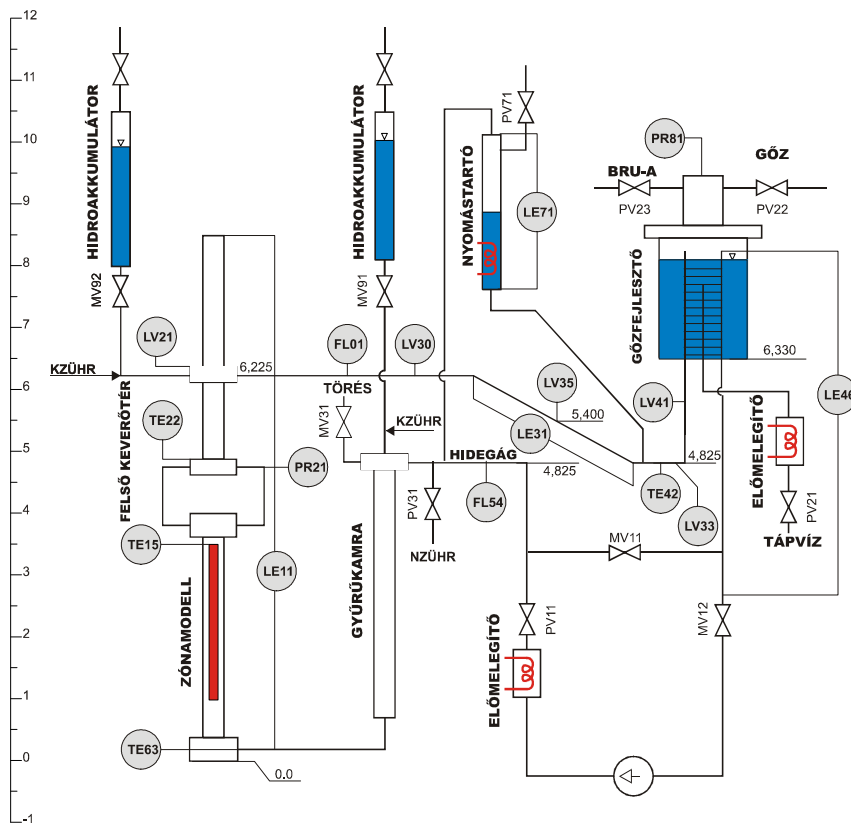
Melegági csővezeték a nyomástartó bekötő vezetékével



4.7. ábra

Hidegági csővezeték a nyomástartó befecskendező és az NZÜHR csatlakozó vezetékével

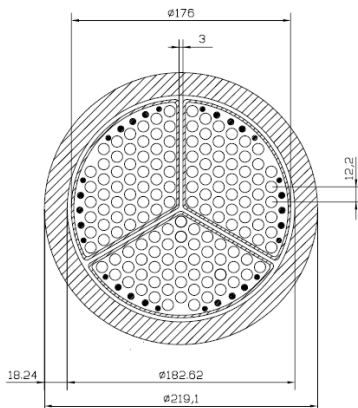
dc_110_10



4.8. ábra

4.2.2. A PMK-2-t követően épült PACTEL, ISB és PSB berendezések

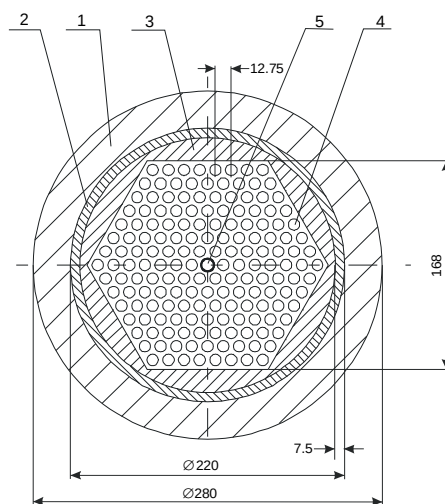
A finn PACTEL berendezés referencia erőműve a Loviisai Atomerőmű, tehát a VVER-440/213 típus modellje. A kicsinyítési viszony a térfogatra 1:305, a magasságra 1:1, a teljesítmény 1 MW (a kicsinyítésből adódó teljesítmény 20%-a), az üzemi nyomás 8 MPa (tehát kisebb a névlegesnél, amely 12,3 MPa). A 4.9 ábrán látható zónamodell 144 fűtőelem modellt tartalmaz 9,1 mm külső átmérővel és 12,2 mm rácsoztással. A fűtőelemek három párhuzamos csatornára vannak felosztva, és a zónamodell így van bekötve a 3-hurkos berendezésbe. A gőzfejlesztők vízszintes elrendezésűek.



4.9. ábra

Az orosz ISB berendezés referencia erőműve a Zaporozsje Atomerőmű, tehát a VVER-1000 típus modellje. A kicsinyítési viszonya térfogatokra és a teljesítményre 1:3000, a magasságra 1:1. A berendezés 2-hurkos, a zónamodell 19-rúdköteg (a PMK-2 zónamodellhez hasonló megoldású), a névleges üzemi nyomás 16 MPa.

Az orosz PSB berendezés referencia erőműve ugyancsak a Zaporozsje Atomerőmű, így a VVER-1000 típus modellje, 1:300 kicsinyítési viszonnal a térfogatokra és 1:1 viszonnal a magasságra. A rendelkezésre álló teljesítmény 10 MW, a nyomás maximuma 18,0 MPa, a hőmérséklet 620 K. A szekunder oldali nyomás 12 MPa. A berendezés 4-hurkos, amelyből egy a tört hurokág. A 4.10 ábrán látható zónamodell 168 fűtőelem rúd modellt tartalmaz.



4.10. ábra

A PSB berendezés zónamodellje. 1 – nyomástartó edény, 2 – rozsdamentes acél borítás, 3 – villamos szigetelés, 4 – fűtőelem rúd modell, 5 – nem fűtött cső

Az OECD „Berendezés és kísérlet minősítési mátrix” [2.13] alapján megállapítható, hogy a tervezés, a gyártás, az üzemeltetés, a felhasználás a nemzetközi kutatási gyakorlatban, továbbá a kicsinyítés, a kísérletek határfeltételei, a kísérleti adatok minősége szempontjait figyelembe véve a PMK-2, a PACTEL és az ISB berendezések minősége „részben megfelelő” vagy „teljesen megfelelő” (partially satisfied, fully satisfied). Hasonló konklúziók vonhatók le a legnagyobb méretű PSB berendezésre is. A rendszer-berendezések tekintetében tehát a VVER típus háttere „megfelelő”.

4.3. Rendszer-termohidraulikai kísérletek

4.3.1. A PMK-2 kísérleti adatbázis VVER-440/213 típusra

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. Az üzemzavarokat szimuláló kísérlet típusok megfelelnek az OECD-VVER kódvalidációs mátrixban leírt kísérlet típusoknak. A VVER-típusra létrehozott első adatbázis tehát teljes körűen tartalmazza a tervezési üzemzavarokat (DBA) és a tervezésen túli (Beyond DBA), de zónasérüléshez nem vezető üzemzavarokat. A kísérletek eredményei a PMK-2 projektek zárójelentésének első kötetéhez csatolt CD-n, digitális

formában is rendelkezésre állnak. A 2640 fájlhoz, a használatához szükséges információk is megtalálhatók [2.10]. A PMK-2 adatbázis elérhető az OECD-NEA Adatbankban is [4.5], a [2.10] és [2.11], tehát a PMK-2 zárójelentés köteteinek teljes szövegével együtt.

Az AGNES projektben és a VBJ-ben vizsgált kezdeti esemény-csoportok és az ezekhez tartozó PMK-2 kísérletekkel szimulált üzemzavar-típusok a következők:

- hőelvonás növekedése, amely a tápvíz-hőmérséklet csökkenésének vagy a gőzvezeték törésének a következménye, de ide tartozik a gőznyomás-szabályozó zavara/hibája, és a gőzfejlesztő lefúvató vagy biztonsági szelepének szándékolatlan nyitása is;
- hőelvonás csökkenése, amely a gőznyomás-szabályozó zavara, teherledobás, turbina leállás, főgőzvezeteki izoláló szelep szándékolatlan zárása, tápvízáram-vesztés, vagy tápvízvezeték törések következménye;
- primerköri forgalom csökkenése, amely FKSZ kiesés, -forgórész beékelődés, tengelytörés, vagy a természetes cirkuláció zavara miatt lép fel;
- hűtőközeg-mennyiség növekedése, amely a ZÜHR szándékolatlan működtetésének a következménye;
- hűtőközeg-vesztés, amely fellép a nyomástartó biztonsági szelep szándékolatlan nyitásával, primerköri csőtöréses üzemzavarokkal, gőzfejlesztő kollektor fedél felnyílással, vagy hőátadó cső töréssel;
- ATWS kezdeti eseményei, melyek lehetnek pl. teljes feszültségkiesés, tápvízvesztés, turbina kiesés, vagy főgőzvezeteki izoláló szelepek szándékolatlan nyitása.

A törésméretek, hideg- és melegági töréshelyekkel, 0,5%-tól 32 %-ig változnak:

- 0,5% az a törésméret, amelynél a primer kör az NZÜHR rendszerrel tölthető;
- az 1% „klasszikus” SBLOCA törésméret;
- 2% hidegági törésnél, 2 HA rendelkezésre állásával a nyomáscsökkenés stagnál, szekunder oldali B&F-fel a HA befecskendezés újraindul;
- 7,4% törés az Ø135 mm-es csővezeték törésekor az egyvégű törésméret, a 14,8% a kétvégű törés mérete;
- a 30% és 32% törésméret LBLOCA törésméret (a VVER-440/213 és VVER-1000 erőműre);
- a PRISE típusú folyásnál 4,5 és 11,8% a kollektor fedél felnyílás (különböző) modellezésénél, a 0,7% és 1,5% a különböző számú hőátadó csövek törésekor lép fel.

A természetes cirkulációs üzemzavarokat a hűtőközeg lépésenkénti elvételével (a krízis fellépéséig) vizsgáltuk üzemihez közeli paramétereken, így az erőmű természetes cirkulációs adottságai megismerhetők. A természetes cirkulációs zavarok másik csoportját a gőzfejlesztő szekunder oldali szintjének lépésenkénti és folyamatos csökkentése jelentette. A leállás alatti természetes cirkulációs zavarokat – egy erőművi üzemzavart követően – N₂ gáz a felső keverőtérben és a gőzfejlesztő kollektorokban eseteiben, a szekciós armatúra zárásával a hideg ágban és hideg víz injektálással a meleg ágban, vizsgáltuk.

Az erőművi tranziensek típusait szivattyúkiesés, szivattyú rotor beszorulás, tápvízvesztés, teljes üzemi feszültség kiesés és ATWS eseteiben vizsgáltuk.

A kísérleteket a projektek és kísérletek nevével, a kísérletekben alkalmazott ZÜHR rendszerek számával és a mérés céljával a 4.4 - 4.8 táblázatban foglaltam össze. A mérések típusai a következők:

- a 4.4 táblázat szerinti 7,4%-os SBLOCA töréshez tartozó kísérlet sorozatot az erőművi rendszer válaszána (system performance) megismeréséhez hajtottuk végre, különböző számú ZÜHR rendelkezésre állás esetén, valamint primer- és szekunderköri hűtőközeg-elvételes és utántöltéses nyomáscsökkentés (B&F) hatásosság vizsgálatára;
- a kis- és közepes méretű hidegági töréses üzemzavarokat a rendszer válaszána, a forráskrizis fellépési idejének, az NZÜHR általi túltöltésnek, a B&F hatásosságának, a LOCA utáni lehűtésnek és a lehűtés közbeni LBLOCA folyamatnak a megismeréséhez (4.5 táblázat) hajtottuk végre;
- melegági töréses üzemzavarok, a töréshely hatásának megismeréséhez, átfolyás a primerkörből a szekunder körbe (PRISE) folyamatok különböző törésméreteknél és LBLOCA méretű melegági folyás a nyomástartó bekötő vezeték törésével (4.6 táblázat);
- természetes cirkulációs üzemzavarok, üzemi paramétereken és leállás alatti természetes cirkulációs zavarok (4.7 táblázat);
- erőművi tranziens folyamatok: szivattyúkiesés (FKSZ), FKSZ rotor beszorulás, teljes tápvízvesztés, teljes feszültségkiesés, gőzvezeték (MSHB) törés és ATWS (4.8 táblázat).

4.3.2. A PMK-2-t követő PACTEL, ISB és PSB kísérleti programok

A három VVER modellen végrehajtott kísérleteket a PMK-2 kísérleteknek megfelelő kísérlet típusokba soroltam.

PACTEL kísérletek. A finn berendezésen nagyszámú kísérletet hajtottak végre a következő kísérlet típusokra: különböző méretű hidegági töréses üzemzavarok, 0,04 – 7,4% törésméret tartományban; PRISE típusú üzemzavarok; természetes cirkulációs üzemzavarok; erőművi tranziensek mint az áramlási tranziensek, tápvíz elvesztés, ATWS, továbbá a nem-kondenzálódó gázok hatásának vizsgálata és termikus rétegződés.

ISB és PSB kísérletek. Az ISB kísérletek mintegy előkísérleteknek tekinthetők a későbbi PSB kísérletekhez, így kisszámú kísérletet hajtottak végre (ezek közül egy kísérletet hajtottak végre a PMK-2-re szervezett EU-PHARE SRR3/95 projektben). A PSB berendezésen végzett kísérletek kísérlet típusonként, a PMK-2-höz nagyon hasonlóan, a következők: különböző méretű hidegági törések, 1,0 – 16% törésméret tartományban; melegági és PRISE típusú törések; erőművi tranziensek, mint természetes cirkuláció, tápvíz veszteség, üzemi tápfeszültség veszteség és gőzvezeték törés.

A három VVER modellen végrehajtott mérési programok a kísérlet típusok szerinti összehasonlításban, műszaki, fizikai tartalmukat tekintve, mint a biztonság termohidraulikai háttere, lényegében követik a PMK-2-n végzett kísérleteket.

4.4. táblázat: Kísérletek 7,4% hidegági töréssel

Sor-szám	A projekt neve	A kísérlet neve	A mérés időpontja	A ZÜHR rendszerek száma/ a mérés célja
1	IAEA-SPE	SPE-1	1986	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 1 NZÜHR
2	ATKP-2	SPE-ROV	1987	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 1 NZÜHR, 0 KZÜHR
3	ATKP-2	PAV-CM	1987	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 1 NZÜHR
4	IAEA-SPE	SPE-2	1987	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 1 NZÜHR
5	OKKFT G-11	SPE-0	1988	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 1 NZÜHR
6	OMFB 00307/91	OM1-BF	1992	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 0 NZÜHR, 1 KZÜHR
7	OMFB 00307/91	OM1-G0	1992	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 0 NZÜHR, AM – hűtőközeg-elvételes nyomáscsökkentés és utántöltés (B&F)
8	OMFB 00307/91	OM1-G1	1992	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 0 NZÜHR, AM – B&F, nem-kondenzálódó gázok hatása
9	OMFB 00307/91	OM1-G2	1992	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 0 NZÜHR, 1 KZÜHR, AM – B&F, nem-kondenzálódó gázok hatása
10	IAEA-SPE	SPE-4	1993	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 0 NZÜHR, 1 KZÜHR, AM – B&F a szekunder oldalon
11	PHARE SRR3/95	PHS-BF	1999	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 0 NZÜHR, 1 KZÜHR, AM – B&F a primer- és szekunder oldalon
12	IMPAM-VVER	IMP-21	2003	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 3 NZÜHR, 1 KZÜHR, AM – B&F a primer körben
13	IMPAM-VVER	IMP-22	2004	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 3 NZÜHR, 1 KZÜHR, AM – B&F
14	IMPAM-VVER	IMP-23	2004	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 3 NZÜHR, 1 KZÜHR, AM – B&F, PACTEL összehasonlító kísérlet
15	IMPAM-VVER	IMP-32	2004	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 3 NZÜHR, 1 KZÜHR, AM – B&F, PACTEL összehasonlító kísérlet

4.5. táblázat: Kis- és közepes méretű töréses üzemzavarok

Sor-szám	A projekt neve	A kísérlet neve	A mérés időpontja	Törés-méret %	A ZÜHR rendszerek száma/ a mérés célja
1	OKKFT G-11	G11-35	1989	3,5	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 1 NZÜHR
2	OKKFT G-11	CLB-14A	1990	14,8	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 1 NZÜHR, krízis fellépés és visszahűtés
3	OKKFT G-11	CLB-14B	1990	14,8	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 1 NZÜHR, krízis fellépés és visszahűtés
4	OKKFT G-11	CLB-10A	1990	1,0	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 1 NZÜHR, kísérlet klasszikus SBLOCA törésmérettel
5	AEKI	CLB-10B	1994	1,0	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 1 NZÜHR, CLB-10A ismétlése lokális void méréssel
6	OMFB 0881/95	OM5-BF	1995	1,0	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 1 NZÜHR, AM – primerköri B&F
7	PHARE SRR3/95	PHS-05	1999	0,5	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 3 NZÜHR, túltöltés NZÜHR által
8	OAH-CAMP	OAH-C1	1999	2,0	ZÜHR konfiguráció: 2 SIT, 0 NZÜHR, AM – szekunder körü B&F
9	IMPAM-VVER	IMP-1	2003	0,5	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 0 NZÜHR, LOCA utáni lehűtés
10	IMPAM-VVER	IMP-31	2004	30	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 0 NZÜHR, 1 KZÜHR, LBLOCA lehűtés közben

4.6. táblázat: Melegági töréses üzemzavarok (átfolyás a primer körből a szekunder körbe és nagy törés a melegágban)

Sor-szám	A projekt neve	A kísérlet neve	A mérés időpontja	Törés-méret %	A ZÜHR rendszerek száma/ a mérés célja
1	OKKFT G-11	G11-7A	1989	7,4	ZÜHR konfiguráció: 0 SIT, 1 NZÜHR, melegági töréshely hatása a tranzien folyamatra
2	OKKFT G-11	G11-7B	1989	7,4	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 1 NZÜHR, melegági töréshely hatása a tranzien folyamatra
3	OKKFT G-11	G11-PS	1988	4,7	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 2 NZÜHR, rendszer viselkedés PRISE körülmények között
4	IAEA-SPE	SPE-3	1989	11,8	ZÜHR konfiguráció: 3 SIT, 3 NZÜHR, PRISE, a GF bizt. szelep nyitva marad
5	PHARE 4.2.6b	PH4-PS	1996	1,0	ZÜHR konfiguráció: 2 SIT, 1 NZÜHR, nyomástartó termohidraulika biztonsági szelep nyitáskor
6	PHARE 4.2.6b	PH4-SLB	1997	32,0	ZÜHR konfiguráció: 2 SIT, 1 NZÜHR, 1 KZÜHR, nyomástartó bekötő vezeték hidraulika
7	PHARE 2,02	PH2-PS	1997	4,5	ZÜHR konfiguráció: 4 SIT, 3 NZÜHR, PRISE, GF bizt. szelep nyitva, spray a nyomástartóba, szekunder oldali B&F
8	PHARE VVER01	PHV-11	1998	4,5	ZÜHR konfiguráció: 2 SIT, 2 NZÜHR, PRISE, spray a nyomástartóba, szekunder oldali B&F
9	PHARE VVER01	PHV-12	1998	1,5	ZÜHR konfiguráció: 2 SIT, 2 NZÜHR, PRISE, spray a nyomástartóba, szekunder oldali B&F
10	PHARE VVER01	PHV-13	1998	0,7	ZÜHR konfiguráció: 1 SIT, 0 NZÜHR, PRISE, spray a nyomástartóba, szekunder oldali B&F

A törés három típusa: melegági törés, 1. és 2. kísérlet; folyás a nyomástartón, 5. és 6. kísérlet; átfolyás a primerkörből a szekunder körbe, 3., 4., 7., 8., 9. és 10. kísérlet. IAEA-SPE-3: a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség 3. kódvalidációs gyakorlatához tartozó mérés; PHARE 4.2.6b, 2.02, VVER01: EU-Phare projektek

4.7. táblázat: Természetes cirkulációs üzemzavarok

Sor-szám	A projekt neve	A kísérlet neve	A mérés időpontja	A mérés típusa/célja
1	OKKFT G-11	G11-TC	1988	Természetes cirkuláció, hűtőközeg lépésenkénti elvételével a krízisig
2	OMFB 00307/91	OM1-TC	1993	Egy- és kétfázisú természetes cirkuláció, N ₂ gáz a rendszerben, krízis
3	PA Rt.	PAV-GFK	1993	Leállás alatti természetes cirkulációs zavarok: N ₂ gáz a felső keverőtérben
4	PA Rt.	PAV-FET	1993	Leállás alatti természetes cirkulációs zavarok: a szekciós armatúra zárása a hideg ágban
5	PA Rt.	PAV-GKK	1993	Leállás alatti természetes cirkulációs zavarok: N ₂ gáz a GF kollektorokban
6	PA Rt.	PAV-HVM	1993	Leállás alatti természetes cirkulációs zavarok: hideg víz injektálás a meleg ágba
7	OMFB, 1044/96	OM6-GFK	1998	Gáz injektálás hatása a felső keverőtérben
8	OMFB, 1044/96	OM6-FET	1998	Szekciós armatúra zárása a hideg ágban
9	PHARE SRR3/95	PHS-TC	1998	Hőátadás a GF szekunder oldali szint lépésenkénti elvételével
10	OAH-CAMP	OAH-C2	2001	Hőátadás a GF szekunder oldali szint folyamatos elvételével

4.8. táblázat: Erőművi tranziensek

Sor-szám	A projekt neve	A kísérlet neve	A mérés időpontja	A mérés típusa/célja
1	AEKI	LOF-66	1986	Szivattyúkiesés, a DNBR minimális értéke
2	ATKP	ATK-PC	1987	Szivattyú rotor beszorulás, minimális DNBR viszony
3	ATKP	ATK-FW	1987	Teljes tápvízvesztés
4	OMFB 00307/91	OM1-FW	1992	Teljes tápvízvesztés, szekunder oldali nyomáscsökkentés hűtőközeg elvétellel és utántöltéssel
5	OMFB 00307/91	OM1-ST	1992	Teljes üzemi tápfeszültség kiesés, a szekunder oldali nyomáscsökkentés és utántöltés hatásossága
6	OMFB 00307/91	OM1-MSH	1993	Fő gőzgyűjtő (main steam header) törés
7	OMFB 00881/95	OM5-FW	1996	Teljes tápvíz elvesztés, szekunder- és primerköri hűtőközeg elvételes és utántöltéses nyomáscsökkentés
8	OMFB 00881/95	OM5-ST	1997	Teljes üzemi tápfeszültség kiesés primer- és szekunder köri nyomáscsökkentéssel
9	PHARE VVER02	PHV-21	1999	Teljes üzemi tápfeszültség kiesés, ATWS eseménnyel
10	PHARE VVER02	PHV-22	1999	Teljes üzemi tápfeszültség kiesés, ATWS eseménnyel

5. A PMK-2 kísérletek eredményei

5.1. A kísérletek eredményei és az OECD-VVER kódvalidációs mátrix

A PMK-2 kísérletek eredményei az atomerőművi rendszer-viselkedés megítélésének kísérleti alapját jelentik és adatbázist biztosítanak a rendszer-termohidraulikai kódok validálásához. A PMK-2 kísérletekkel szimuláljuk az erőművi üzemzavari/baleseti folyamatokat a tervezési üzemzavarok (DBA) teljes tartományában és a zónasérüléshez nem vezető tervezésen túli (súlyos/SA) üzemzavarok eseteiben. Egyedül rendszer-termohidraulikai kísérletekkel biztosíthatunk mérési adatokat az erőműben üzemzavar során lejátszódó folyamatok értékeléséhez, mert az elfogadhatatlanul nagy kockázat miatt az erőműben nem lehet kísérleteket végezni. A rendszer-kísérletek - a validáción keresztül - az erőművi számítógépes szimuláció minősítésének alapját is képezik.

Az üzemzavar során fellépő és a kísérletekkel szimulált jelenségek, folyamatok, események körét az OECD-VVER kódvalidációs mátrixból vezetjük le [2.12]. A mátrixokat a VVER-440/213 és VVER-1000 típusú erőművekre és a PMK-2 kísérletekre az 5.1 (Mátrix I – LBLOCA), 5.2 (Mátrix II – SB- és MBLOCA) és 5.3 (Mátrix III – Tranziensek) táblázatban foglaltam össze. A mátrixok angol nyelvű változata a [2.10]-ben található. A validációs mátrix kísérlet típusokat és ezeken belül kísérleteket tartalmaz az oszlopokban, és jelenségeket (folyamatokat, eseményeket) a sorokban. Az OECD-VVER kódvalidációs mátrixot az OECD által koordinált munkacsoport (OECD Support Group) dolgozta ki, melyben magyar részről Szabados László, Tóth Iván és Vöröss Lajos (OAH) vett részt. A munka kiinduló pontja a PWR típusra kidolgozott OECD/CSNI mátrix volt. A táblázatban az első CSNI oszlop ezt jelzi, tehát azt, hogy a CSNI mátrix által fedettek-e a mátrix-sorokban megadott jelenségek. A „jelenség/erőmű típus” esetében az látható, hogy a jelenség teljesen (+), részben (o) vagy nem (–) specifikus. A kísérlet-típusok 2-2 oszlopot tartalmaznak: M=Mátrix azt mutatja, hogy a jelenség az erőműben fellép (+), részben lép fel (o) vagy nem lép fel (–). A P=PMK-2 a PMK-2 kísérlet-típusokra/kísérletekre vonatkozik, és azt mutatja, hogy a jelenség szimulált (+), részben szimulált (o) vagy nem szimulált (–). A minősítés (+, o, –) mind az erőműben, mind a PMK-2 kísérletekben a tranziens folyamatok részletes elemzése alapján történt: az erőmű-típusok esetében az OECD munkacsoport végezte, a PMK-2 kísérletek esetében a [2.10] szerzői.

A táblázatokból kiválasztom a PMK-2 kísérletekben szimulált (+), vagy részben szimulált (o) jelenségeket, jelenség-csoportokat, melyek a következők:

- hűtőközeg-vesztés a törésen;
- a nyomástartó termohidraulika és -bekötővezeték hidraulika;
- hőátadás a GF primer és szekunder oldalán;
- egy- és kétfázisú természetes cirkuláció;
- keveredés és kondenzáció ZÜHR befejezkendéskor;
- vízzár-viselkedés a meleg ágba és megnyílás a hideg ágba;
- zóna hőátadás, beleértve a DNB és dryout típusú krízist.

Az erőművi üzemzavarok során fellépő és a PMK-2 kísérletekben szimulált fenti jelenségek mérése jelenti a kísérletek fő eredményeit.

dc_110_10

Kiválasztok továbbá olyan kísérleteket, melyek az erőmű viselkedésére, a különböző zavarokra adott választára (plant performance) adnak reprezentatív eredményeket. Ezek a következők:

- a balesetkezelést (ÁOKU) támogató kísérletek;
- a primer körből a szekunder körbe történő átfolyás (PRISE) üzemzavarok;
- LBLOCA üzemzavar az erőmű lehűtése során;
- ÜV-1 elmaradásával járó tranziens (ATWS) folyamat jellegzetességei.

Mindegyik jelenséghez kísérleteket választok ki, melyek a jelenséget reprezentatív módon mutatják. Az 5.2 fejezetben jellemzem és értékelem a jelenségeket, különös tekintettel azok biztonsági jelentőségére. Részletesen bemutatom a következő eredményeket: hűtőközeg-vesztés a törésen; nyomástartó termohidraulika; vízzár viselkedés a meleg ágban és megnyílás a hideg ágban; hőátadás a zónában, beleértve a DNB és dryout típusú krízist.

Az erőmű teljesítőképességének, zavarokra adott válaszána a bemutatására (plant performance) az ÁOKU-t támogató kísérletek eredményeit és az ATWS típusú üzemzavar vizsgálatára végzett kísérlet eredményeit tárgyalom, részletesen, az 1. Függelékben.

5.1. táblázat: Mátrix I: LBLOCA üzemzavar a VVER-440/213, a VVER-1000 típusra és a PMK-2 kísérletre

- CSNI + fedett o részben fedett - nem fedett - Jelenség / erőmű típus + teljesen VVER specifikus o részben specifikus - nem specifikus - Jelenség / kísérlet típus + szimulált o részben szimulált - nem szimulált		CSNI	Erőmű típus		Kísérlet típus			PMK-2 (PH4-SLB)		
			VVER-440/213	VVER-1000	Lefűvás	Újraelárasztás	Feltöltés	Lefűvás	Újraelárasztás	Feltöltés
Jelenségek (folyamatok, események)	Folyás a törésen	+	-	-	+	+	+	o	o	o
	Fázis-szeparáció	o	+	o	o	+	+	-	o	o
	Keveredés és kondenzáció ZÜHR injektáláskor	o	+	+	o	+	+	o	o	o
	Kétfázisú áramlás a GF primer és szekunder oldalán	-	o	o	o	o	o	-	-	-
	Zónára kiterjedő void és áramlás eloszlás	o	+	+	o	+	+	-	-	-
	ZÜHR gyűrűkamra bypass és penetráció	o	+	+	o	o	+	-	-	-
	Felső keverőtér injekció és penetráció	-	+	+	o	+	+	-	-	-
	CCFL	o	+	+	o	+	+	-	-	-
	Gőz által elvitt folyadék	o	o	o	-	+	o	-	-	-
	Hűtőközeg stagnálás a felső keverőtérben	o	+	+	-	+	+	-	-	-
	Hőátadás a zónában, beleértve a DNB és dryout típusú krízist	o	+	+	+	+	+	o	o	o
	Nedvesítési front mozgása	o	+	+	o	+	o	-	+	-

5.2. táblázat: Mátrix II: Kis- és közepes méretű törések a VVER-440/213, a VVER-1000 típusra és a PMK-2 kísérletekre

- CSNI + fedett o részben fedett - nem fedett - Jelenség / erőmű típus + teljesen VVER specifikus o részben specifikus - nem specifikus - Jelenség / kísérlet típus (M=Mátrix) + fellép o részben lép fel - nem lép fel - Jelenség / kísérlet típus (P=PMK-2) + szimulált o részben szimulált - nem szimulált		CSNI		Erőmű típus		Kísérlet típus															
				VVER-440/213	VVER-1000	Stacionárius kísérlet, energia transzport a primer oldalon		Stacionárius kísérlet, energia transzport a szekunder oldalon		NZÜHR túltöltés kis folyásnál, szekunder oldal szükséges		Kis folyás NZÜHR nélkül, szekunder oldal szükséges		Közepes méretű törés, szekunder oldal szükséges		Folyás a nyomástartón		GF csőtörés		GF kollektor fedél felnyílás	
						P	M	P	M	P	M	P	M	P	M	P	M	P	M	P	M
Jelenségek (folyamatok, események)	Természetes cirkuláció egyfázisú áramlásban	+	-	-	+	+	+	+	+	+	+	+	0	-	-	+	+	+	+	-	+
	Természetes cirkuláció kétfázisú áramlásnál	0	0+	0+	+	+	-	-	+	0	+	+	+	+	-	0	-	-	-	-	+
	Folyás a törésben	+	-	-	-	-	-	-	0	+	0	+	0	+	0	+	0	+	0	+	+
	Keverékszint és entrainment az SG-ben (szekunder kör + primer kör)	-	+	+	-	-	0	+	-	+	-	+	-	+	-	+	-	+	-	+	
	Keverékszint és entrainment a zónában	-	+	0	+	+	-	-	-	-	-	+	-	+	-	+	-	-	-	0	
	Stratifikáció vízszintes csövekben	+	-	-	+	+	-	-	+	-	+	+	+	+	-	-	-	-	-	0	
	ZÜHR keveredés és kondenzáció	0	+	+	-	-	-	-	0	0	0	+	0	+	0	+	0	+	0	+	
	Vízzár megnyílás a hideg ágban	+	-	-	-	-	-	-	+	-	+	+	+	+	-	0	-	-	-	-	
	Zónára kiterjedő void és áramlás eloszlás	0	+	0	-	+	-	-	-	-	-	0	-	+	-	+	-	-	-	0	
	Hőátadás a zónában	+	0	-	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	
	Hőátadás a részben fedett zónában	+	0	-	+	+	-	-	+	-	+	0	+	+	-	-	-	-	-	0	
	Hőátadás a GF primer oldalán	-	+	+	+	+	0	0	0	0	0	+	+	+	+	0	0	0	0	+	
	Hőátadás a GF szekunder oldalán	-	+	+	0	0	+	+	0	+	0	+	+	+	+	+	0	+	0	+	
	Nyomástartó termohidraulika	-	+	+	-	0	-	-	-	0	0	0	0	+	+	+	-	+	-	0	
	Nyomástartó bekötővezeték hidraulika	0	0	0	-	0	-	-	-	-	0	0	0	+	+	+	-	0	-	0	
	Szerkezeti hő és hővesztesség	+	-	-	+	+	+	-	0	0	0	+	0	+	0	0	0	0	0	+	
	Nem-kondenzálódó gázok hatása	0	+	+	0	+	-	-	-	-	0	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	Vízzár viselkedés a meleg ágban	-	+	-	+	+	-	-	+	-	0	+	-	+	0	+	-	-	-	0	

5.3. táblázat: Mátrix III: Tranziensek a VVER-440/213, a VVER-1000 típusra és a PMK-2 kísérletekre

		CSNI	Erőmű típus		Kísérlet típus											
			VVER-440/213	VVER-1000	ATWS		Hűtőközeg veszítés ATWS nélkül		Szekunder oldali hőelvitel ATWS nélkül		Teljes feszültségekiesés		Gőzvezeték törés		Lehűtés primer- és szekunder oldali hűtőközeg elvétellel és utántöltéssel	
- CSNI + fedett o részben fedett - nem fedett																
- Jelenség / erőmű típus + teljesen VVER specifikus o részben specifikus - nem specifikus																
- Jelenség / kísérlet típus (M=Mátrix) + fellép o részben lép fel - nem lép fel																
- Jelenség / kísérlet típus (P=PMK-2) + szimulált o részben szimulált - nem szimulált																
Jelenségek (folyamatok, események)					P	M	P	M	P	M	P	M	P	M	P	M
	Egyfázisú természetes cirkuláció	+	-	-	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+
	Kétfázisú természetes cirkuláció	o	o+	o+	+	+	-	+	-	+	+	+	-	-	+	o
	Zóna hőátadás	o	+	o	+	+	o	+	o	+	o	+	o	o	o	o
	Termohidraulika, GF primer oldal	-	+	+	+	+	+	o	+	o	+	+	+	o	+	+
	Termohidraulika, GF szekunder oldal	-	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+	+
	Nyomástartó termohidraulika	-	+	+	o	+	o	+	o	+	o	+	-	o	o	o
	Nyomástartó bekötő vezeték hidraulika	o	o	o	o	+	o	+	o	+	o	+	-	o	o	o
	Termohidraulika – nukleáris visszahatás	o	+	+	-	+	-	-	-	-	-	-	-	+	-	-
	Szerkezeti hő és hőveszteség	+	-	-	o	o	o	o	o	o	o	o	o	o	o	o

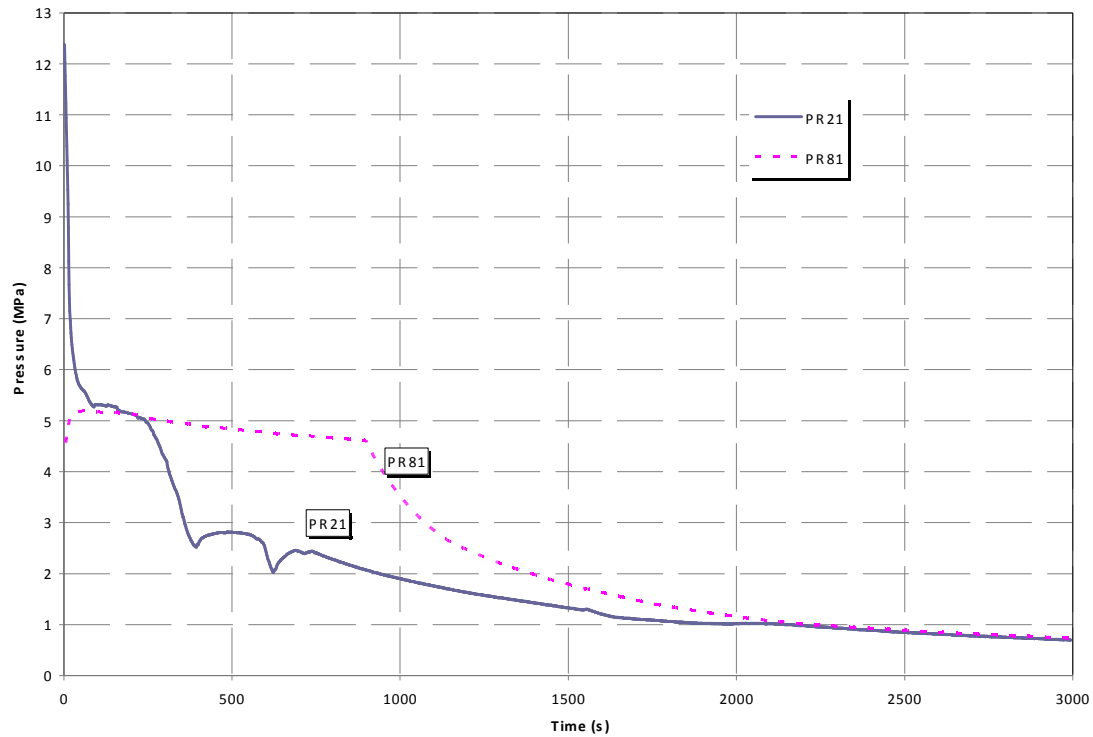
5.2. A kísérletek eredményei

5.2.1. Hűtőközeg-vesztés a törésen

A hűtőközeg-vesztés a törésen (BRF) biztonsági jelentősége nagy, mert a BRF kontrollálja a hűtésre rendelkezésre álló hűtőközeg tömegét, és meghatározza a nyomáscsökkenés időbeli lefolyását az erőműben. A BRF eredményeit a PHS-05, a PHS-BF és a PH4-SLB kísérlet, a 0,5-32,0% törésméret-tartományban, jól reprezentálja. Ezek közül a PHS-BF kísérlet eredményeit mutatom be.

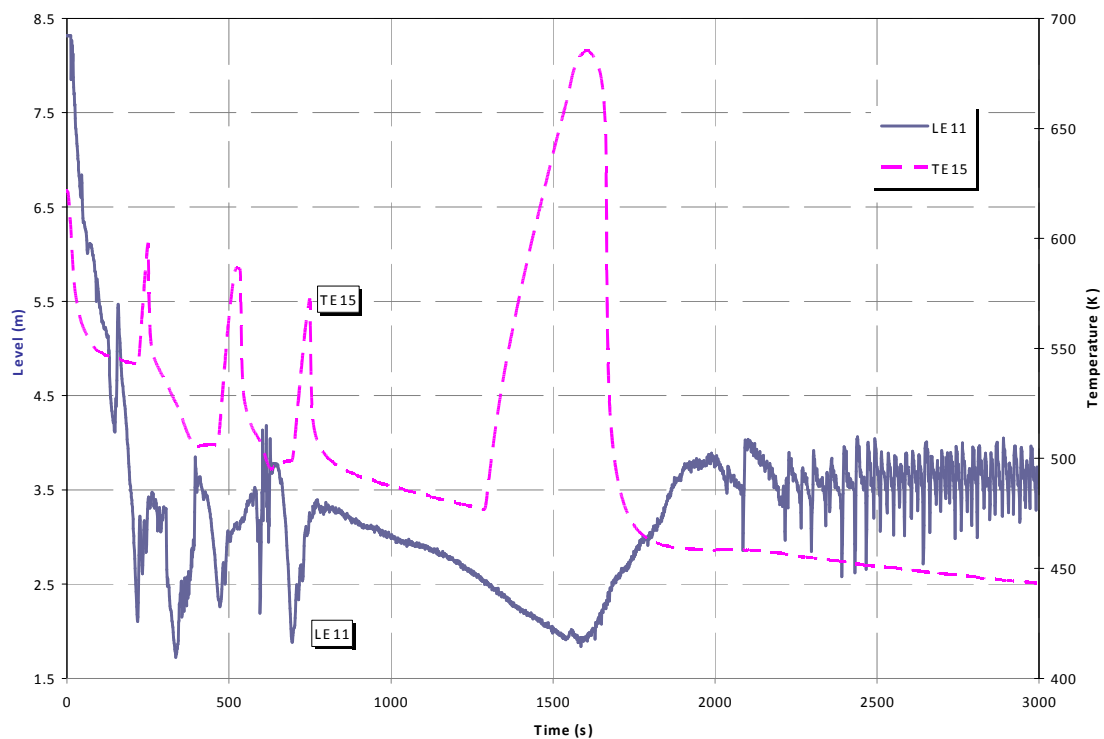
A „PHS-BF, 7,4%-os hidegági törés” kísérlet (4.4 táblázat 11. sz. mérés) az erőmű névleges üzemi paramétereiről indul, NZÜHR alkalmazása nélkül. A rendszer lehűtéséhez szekunder oldali hűtőközeg-eltérő (BL) nyomáscsökkentést alkalmazunk a BRU-A szelep nyitásával. A primerköri BL-hez nyitjuk a nyomástartó biztonsági szelepet, a primerköri hűtőközeg utántöltéshez (FD) 3 HA rendszert alkalmazunk, míg 1 KZÜHR rendszer aktiválása 670 K fűtőelem felületi hőmérsékletnél történik. A kísérlettel arra keressük a választ, hogy NZÜHR rendszerek nélkül, HA rendszerekkel az erőmű lehűthető-e a KZÜHR belépési nyomásáig, jelentős fűtőelem hőmérséklet növekedés nélkül. A tranziens folyamatnak a hűtőközeg-vesztés szempontjából történő értékeléséhez az 5.2.1, az 5.2.2 és az 5.2.3 ábrát használok. (Az ábrákon a koordináták angol feliratúak.) A törésen távozó hűtőközeg tömegfluxusa (FL02) magas csúcsot mutat a lefúvási fázis (blowdown) aláhűtött szakaszában, majd viszonylag rövid telítési állapotú szakaszt láthatunk (5.2.3 ábra). Az FL02 értékét ebben a periódusban a hidroakkumulátorokból a gyűrűkamrába áramló hideg hűtőközeg befolyásolja. A 218. s-nál a hidegági vízzár megnyílik (5.2.2 ábra), nagy gőztartalmú közeg áramlik a reaktormodell felé, így a hűtőközeg tömegsebesség a törésen lecsökken (5.2.3 ábra). Ennek következménye az, hogy az 5.2.1 ábrán látható primerköri nyomás jelentősen a szekunderköri nyomás alá csökken. A HA befecskendezés különböző gőztartalmú hűtőközeg áramláshoz vezet, erőteljes áramlás oszcilláció lép fel, melyet 400 és 600 s között egyfázisú gőz áramlás vált fel, amikor a HA befecskendezés időlegesen leáll, a primerköri nyomás átmeneti növekedése miatt (5.2.1 ábra). A HA 693 s-nál leürül, és a törésen hosszú egyfázisú gőz kiáramlási szakasz kezdődik. A KZÜHR 1552 s-nál indul, de hatása a hűtőközeg-vesztésre csak akkor van, amikor a hűtőközeg tömege a rendszerben stabilizálódik, jelentős hűtőközeg-szint (LE11) és tömegsebesség (FL02) oszcillációval. A 2992 s folyamatidő alatt a hűtőközeg-vesztesség 205 kg. Az 5.2.2 ábrán látható, hogy forráskrízis négy alkalommal lép fel; a negyedik alkalommal 1607 s-nál 685 K maximális burkolat-hőmérséklettel. (Az adatok pontos számszerű értékeit a digitális adatbankból vettem [2.10].)

dc_110_10



5.2.1. ábra

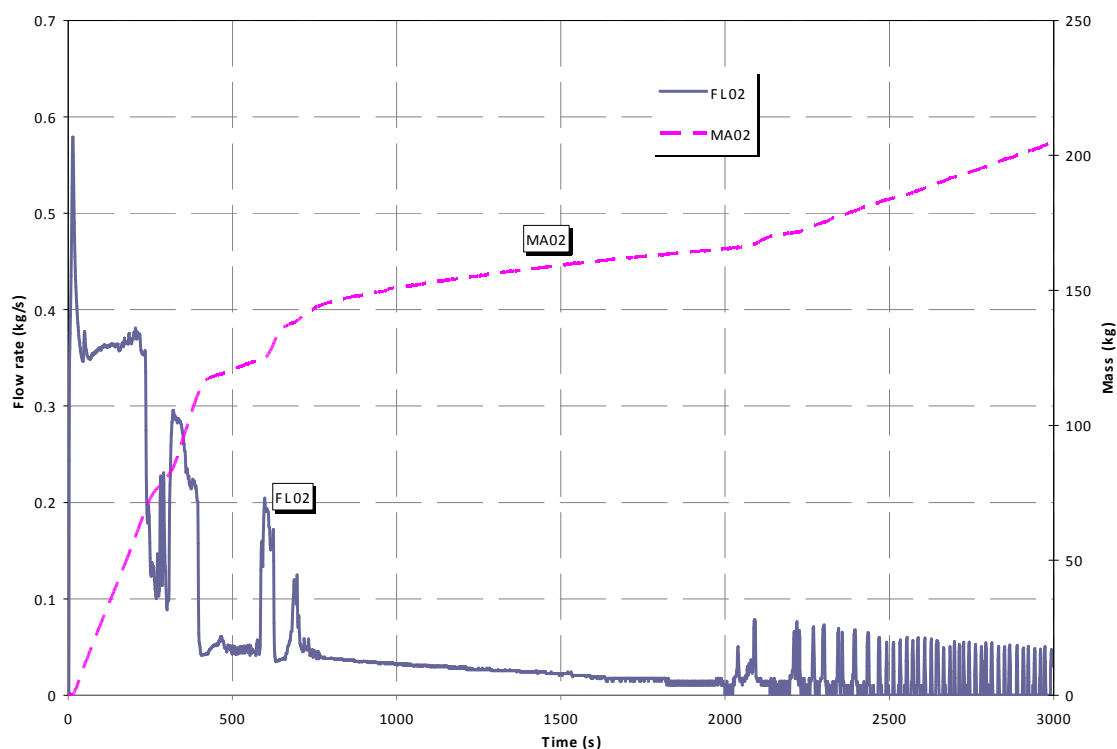
A primerköri (PR21) és szekunderköri (PR81) nyomás a PHS-BF kísérletben, 7,4% hidegági törés esetén



5.2.2. ábra

Hűtőközeg-szint a reaktormodellben (LE11) és burkolat-hőmérséklet (TE15) a PHS-BF kísérletben, 7,4% hidegági törés esetén

dc_110_10



5.2.3. ábra

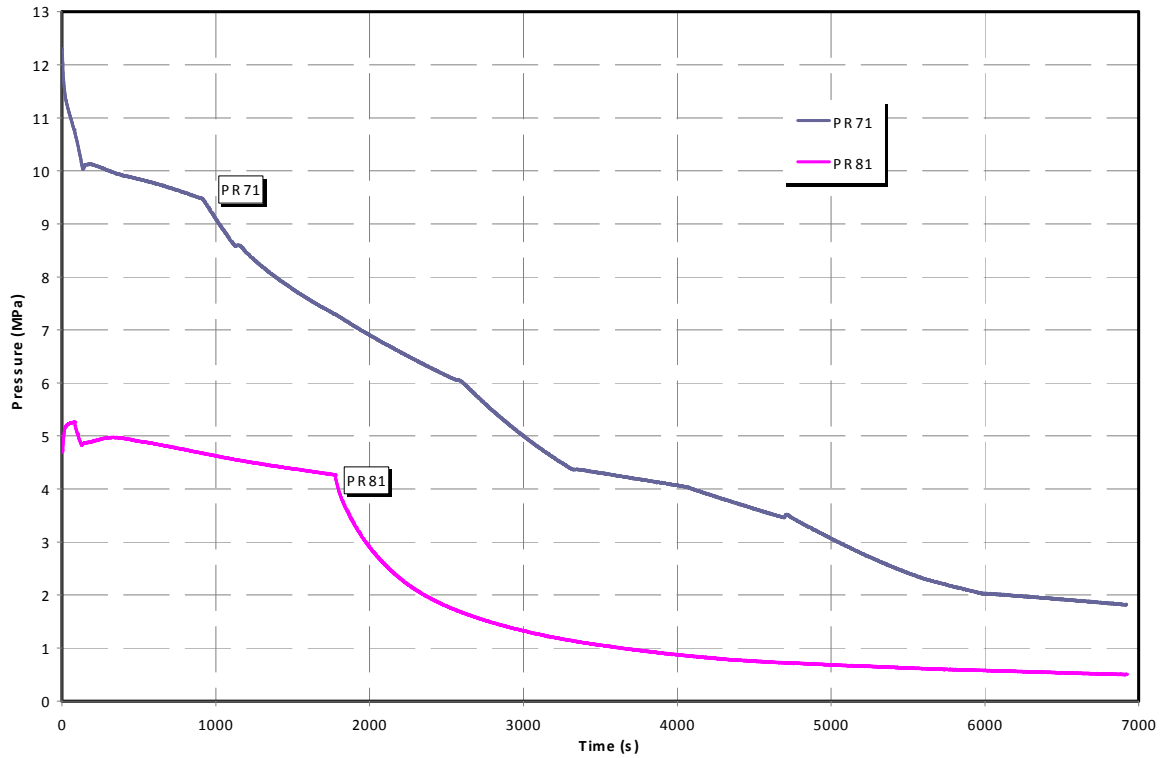
Hűtőközeg-vesztés a törésen (FL02) és annak integrális értéke a PHS-BF kísérletben, 7,4% hidegági törés esetén

5.2.2. Nyomástartó termohidraulika és bekötővezeték hidraulika

A nyomástartó termohidraulika és bekötővezeték hidraulika jelenségek biztonsági jelentősége akkor nagy, amikor a töréshely a nyomástartó felső részén van, vagy balesetkezelési beavatkozás miatt az edényt túltöltjük, mivel a nyomástartó edénynek térfogat-kompenzáló szerepe is van. A jelenségek vizsgálatára végeztük a következő kísérleteket: PH4-PS – az erőmű viselkedését modellezi TMI típusú üzemzavar esetén; IMP-1 – a post-LOCA lehűtés utasítás modellezése (4.5 táblázat, 9. mérés). A Paksi Atomerőműben az ES-1.2 utasítás. Ez utóbbit értékelem az alábbiakban.

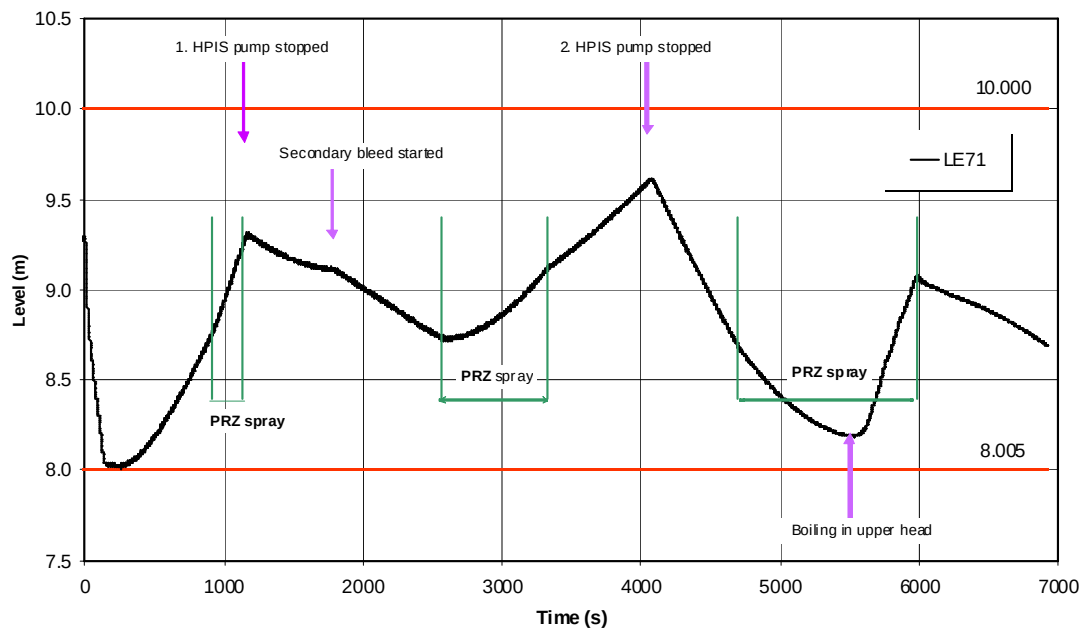
Az IMP-1 kísérlet az erőmű névleges üzemi paramétereiről indul 0,5% hidegági töréssel, 3 NZÜHR és 0 HA rendelkezésre állásával. A transziens folyamat vezérlése a kísérletben az ES-1.2 utasítás szerint történik. A kísérletben megfigyelt jelenségek a következők: a 3 NZÜHR feltölti a rendszert, hatásos a szekunderköri hűtőközeg-eltávolítás nyomáscsökkentés és a befecskendezéses hűtés, a gőz kondenzálása miatt a nyomástartóban. Az üzemzavari beavatkozások következtében a primerköri nyomás a 6921 s folyamatidő alatt végig magasabb, mint a szekunderköri nyomás (5.2.4 ábra). A gradiens-változások a spray hűtés következményei és mutatják a hűtés hatásosságát (lásd 5.2.5 ábrát). Az 5.2.5 ábrán – a hűtőközeg szint változásán a nyomástartóban – jól látható az üzemzavari beavatkozások hatása, így az 1. NZÜHR (1. HPIS), 2. NZÜHR (2. HPIS) leállítása, a szekunderköri nyomáscsökkentés kezdete (secondary bleed) és a befecskendezéses hűtés hatása (PRZ spray). Az 5.2.5 ábrán a 8.005 és 10.000 vonalak a nyomástartóban az üres és tele értékeket mutatják. A kísérlet jól reprodukálja a post-LOCA utasításban foglalt üzemzavari beavatkozásokat, azok hatását és hatásosságát. (Az 5.2.4, az 5.2.5 és az 5.2.6 ábrán a feliratok angol nyelvűek.)

dc_110_10



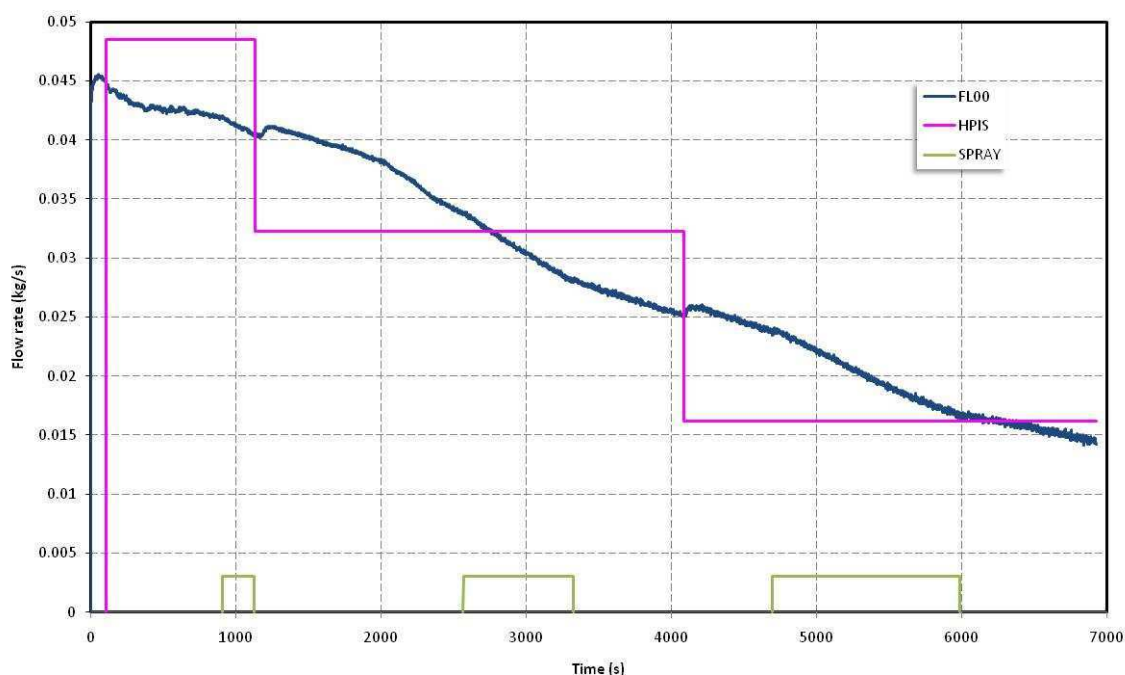
5.2.4. ábra

Nyomás a nyomástartóban (PR71) és a szekunder körben (PR81) az IMP-1 kísérletben, 0,5% hidegági törés esetén



5.2.5. ábra

Nyomástartó szint (LE71) az IMP-1 kísérletben, 0,5% hidegági törés esetén, az üzemzavari beavatkozások jelölésével



5.2.6. ábra

A hűtőközeg-vesztés (FL00), az NZÜHR befecskendezés (HPIS) és a nyomástartó hűtése (spray) az IMP-1 kísérletben, 0,5% hidegági törés esetén

5.2.3. Hőátadás a gőzfejlesztő primer- és szekunder oldalán

A hőátadási mód a gőzfejlesztő (GF) primer oldalán egy- és kétfázisú természetes cirkuláció, a szekunder oldalon nagytérfogatban történő forrás. A PHS-TC és OAH-C2 kísérlet jól reprezentálja a GF hőátadás hatását és a hatásosság csökkenését – a hőátadás romlását – a szekunderoldali szint lépcsőzetes (PHS-TC) és folyamatos csökkentése eseteiben. A jelenséget a kísérletben „megfelelően” modellezzük, a részleteket a [2.10] és a [2.11] hivatkozásban írtam le. Itt, terjedelmi korlátok miatt, csak hivatkozom rá.

5.2.4. Egy- és kétfázisú természetes cirkuláció

Az SBLOCA üzemzavar korai szakaszában a hőátadási mód a primer körben egyfázisú természetes cirkuláció. Később, a hűtőközeg-vesztés és a nyomás csökkenése miatt a zónában gőz fejlődik, amely a gőzfejlesztőben kondenzálódik, és kialakul a kétfázisú természetes cirkuláció. A természetes cirkulációs folyamatok ismeretének a biztonsági jelentősége az, hogy a maradványhő elvitelét biztosítja. A jelenségek szimulációjára elvégzett kísérletek a következők: G11-TC és OM1-TC kísérlet-sorozat a névleges üzemi paraméterek környezetében (G11-TC), és a hidroakkumulátorok belépési nyomása környezetében (OM1-TC); és a leállás alatti természetes cirkulációs zavarok vizsgálata, ahol egy a Paksi Atomerőműben bekövetkezett üzemzavart vizsgáltunk a PAV-GFK, PAV-FFT, PAV-GKK és PAV-HVM kísérlettel. A kísérletekkel modelleztük az erőmű természetes cirkulációs sajátosságait, beleértve a leállás alatti természetes cirkulációs zavarokat is [2.10, 2.11].

5.2.5. Keveredés és kondenzáció ZÜHR befecskendezéskor

A VVER típus sajátossága a közvetlen hidroakkumulátor (HA) és KZÜHR befecskendezés a reaktor tartályba. Ennek következtében a (hideg) víz a gőzt kondenzálja, amely gyors térfogat-csökkenéshez és erőteljes nyomás-oszcillációhoz vezet. A jelenséget jól modellezzük (szimuláljuk) az OAH-C1, a PHS-BF és a PH4-SLB kísérlettel [2.10, 2.11].

5.2.6. Vízár-viselkedés a meleg ágba és -megnyílás a hideg ágba

A VVER-440/213 típusú erőművek primer körében SBLOCA üzemzavar során vízár alakulhat ki mind a meleg ágba, mind a hideg ágba, amely jelentősen befolyásolja a tranziens folyamatot. A vízár miatt a hűtőközeg áramlása csökken, a primerköri nyomás időlegesen növekszik a gőzfejlesztő hőátadás csökkenése miatt, és a hűtőközeg-szintet a zónában fejlődő gőz lenyomja. A címben megfogalmazott jelenségek szimulálásában kapott eredményeket reprezentatív módon a CLB-10B, az OM5-BF, az OAH-C1 és a PHS-BF kísérlet tartalmazza. Ezek közül tárgyalom az OAH-C1 kísérletet (4.5 táblázat, 8. kísérlet).

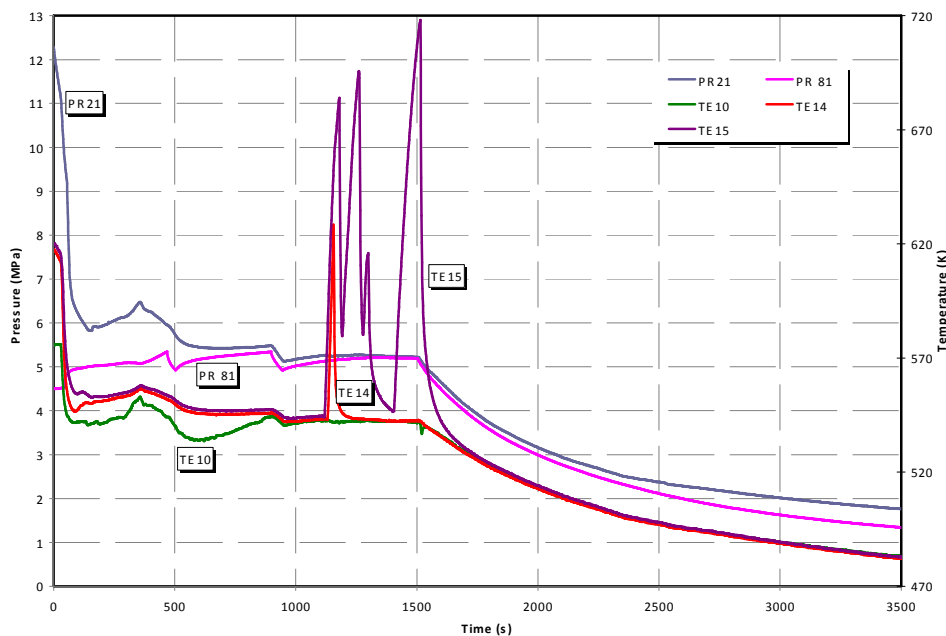
Az OAH-C1 kísérletet az US-NRC kódvalidációs célú CAMP programja keretében, az OAH finanszírozásával hajtottuk végre a következő célokkal: a melegági vízár hatása a primerköri hűtőközeg-forgalomra, gőzfejlesztő hőátadás, az NZÜHR nélküli üzemzavar lefolyása, a zóna felmelegedése a vízár-hatások miatt és a szekunderköri nyomáscsökkentés hatásossága a HA rendszerek újraindításához.

Az OAH-C1 kísérlet névleges üzemi paraméterekről induló SBLOCA kísérlet, 2% hidegági töréssel, 2 HA rendelkezésre állásával, NZÜHR nélkül. Az ÜV-1 alacsony nyomás jelről indul 11,8 MPa-nál, a szekunder oldal leválasztása 9 s-nál, a szivattyúkifutás kezdete 80 s-nál, a HA befecskendezés 6 MPa nyomásnál indul. A BRU-A nyitási és zárási nyomása 5.35 MPa és 4,92 MPa, a szekunderköri hűtőközeg-elvételes nyomáscsökkentés (a BRU-A szelep modell felhasználásával) 731 K-nél indul. A tranziens folyamat eseményei: ÜV-1 28 s-nál, szekunder kör leválasztása 37 s-nál, HA befecskendezés 159 s-nál kezdődik. A melegági vízár megnyílik 352 s-nál, a BRU-A szelep kétszer nyílik és záródik. A dryout típusú krízis a 11. fűtőelem kilépő keresztmetszetében (TE15) 1180, 1263 és 1515 s-nál lép fel, 684, 693 és 718 K maximális hőmérséklettel. A hidegági vízár 1150 s-nál nyílik. A szekunderköri nyomáscsökkentés (a BRU-A nyitásával) 1504 s-nál kezdődik, a 2 HA leürül 2548 s-nál, a kísérlet vége 3596 s-nál. Az adatokat az üzemzavari folyamat értékelése során a digitális adatbázisból vettem, amely CD-n a [2.10] hivatkozásban található.

Az üzemzavar lefolyását, különböző paraméter-csoportokkal, az 5.2.7, 5.2.8, 5.2.9, 5.2.10, 5.2.11 és 5.2.12 ábrákon mutatom be. Az 5.2.7 ábrán a primerköri (PR21) és szekunderköri (PR81) nyomással együtt a TE10, TE14 és TE15 fűtőelem felületi hőmérséklet látható, nagyon jelentős forráskrízis hőmérsékleti csúcsokkal. Az 5.2.8 ábrán rajzoltam fel a hidroakkumulátor nyomást (PR91), a szekunderköri nyomást (PR82) és a hűtőközeg-vesztést (FL02) a BRU-A szelepen. Jól látható, hogy az 1506 s-nál kezdődő hűtőközeg-elvételes nyomáscsökkentés (BL) újraindítja a HA befecskendezést a primer körben és a nyomáscsökkentés hatásos (lásd 5.2.7 ábrát is). Az 5.2.9 ábrán a hűtőközeg hőmérsékleteket a reaktorzóna belépésénél (TE63), a kilépésnél (TE22), a meleg- (TE45) és hideg- (TE46) GF kollektorban szemléltetem. A melegági vízár (LE31) leürülési folyamata, a szintváltozás felrajzolásával, a LE11 és LE45 reaktor modell és meleg kollektor szintekkel együtt, az 5.2.10 ábrán jól látható. Hasonlóan, reprezentatív ábra a hidegági vízár (LE52) megnyílás értékelése szempontjából az 5.2.11 ábra. A vízár különböző pontjain a lokális void értékeit és a

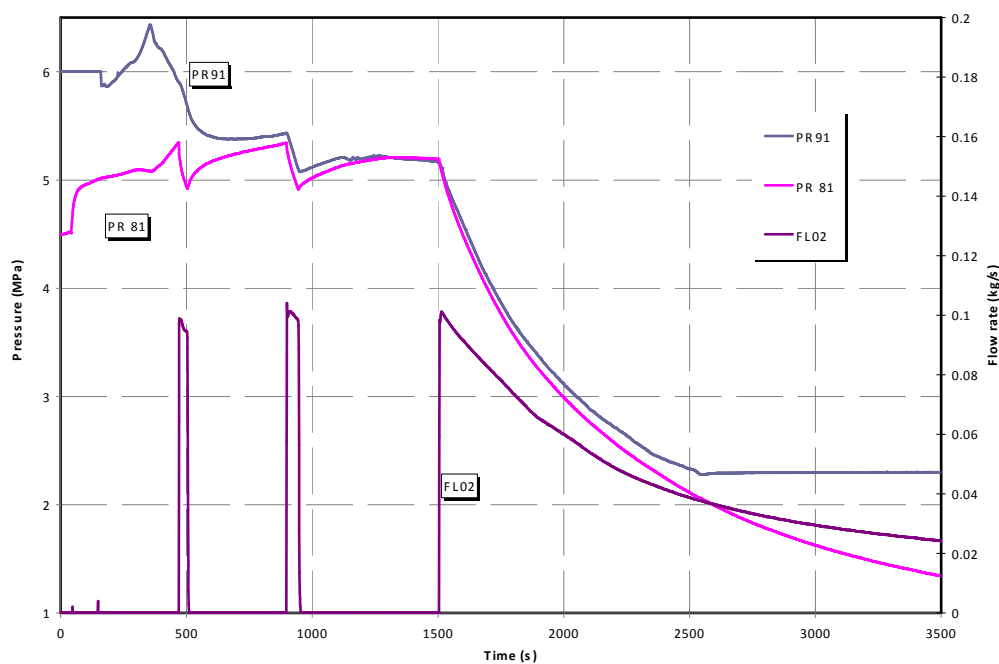
dc_110_10

hűtőközeg-szint változását rajzoltam fel a 250-400 s időintervallumban (lásd 5.2.12 ábra). A leürülés kezdetekor a void a csővezeték felső, vízszintes szakaszán közel 100% értéket vesz fel (LV30), majd az LV32, az LV35 és az LV34 szakaszon a void 100%, míg a leürüléskor az alsó vízszintes szakaszban 90 és 100% közötti, tehát a csőben (a cső alján) kevés, folyadék halmazállapotú hűtőközeg is van.



5.2.7. ábra

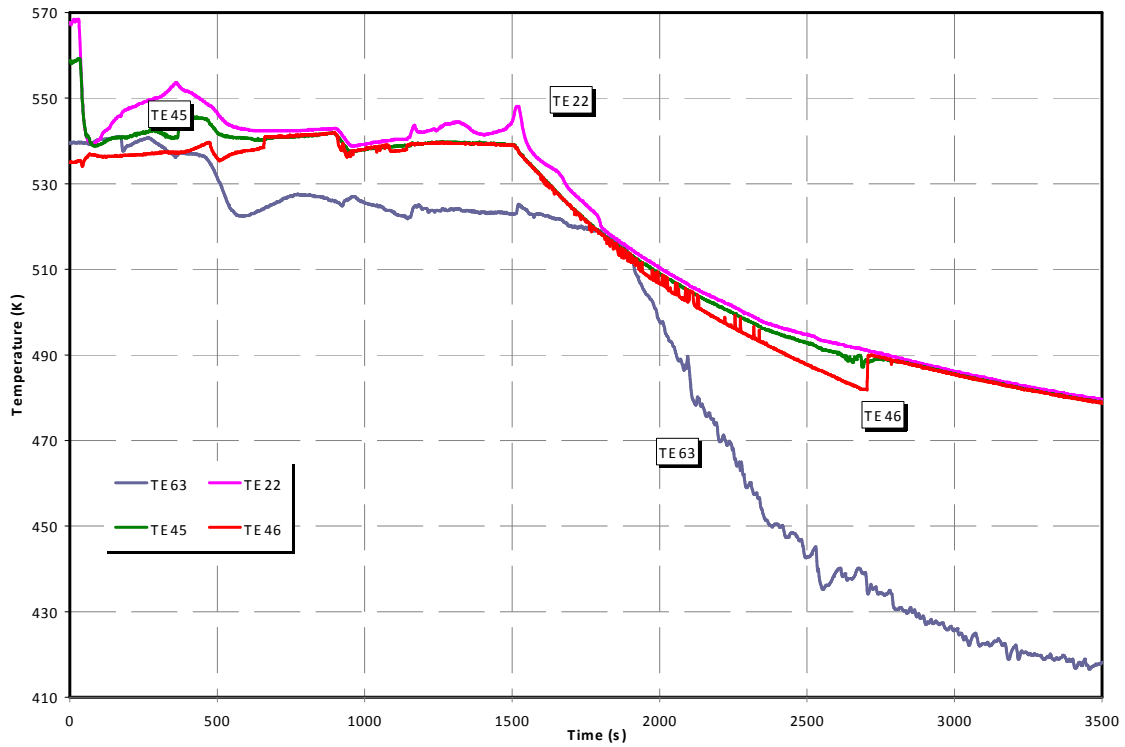
Primerköri (PR21) és szekunderköri (PR81) nyomás, burkolathőmérséklet (TE10, TE14, TE15) az OAH-C1 kísérletben, 2% hidegági törés esetén, NZÜHR nélkül, szekunderköri nyomáscsökkentéssel



5.2.8. ábra

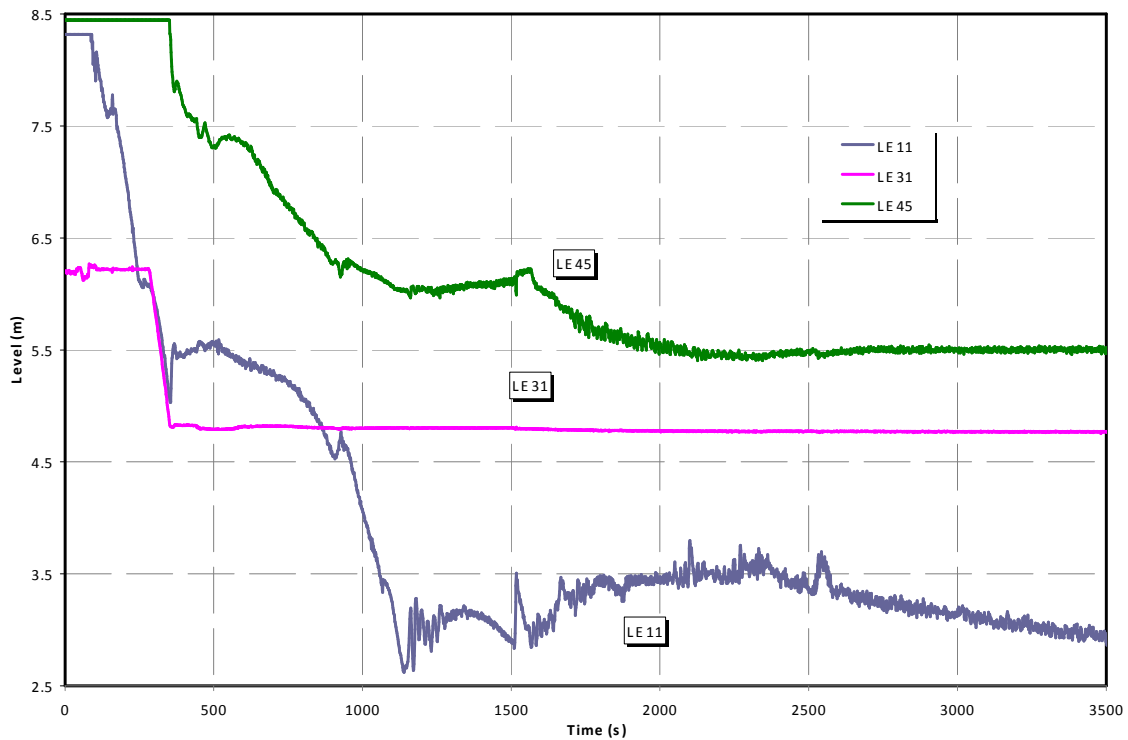
Hidroakkumulátor (PR91) nyomás és szekunderoldali nyomás (PR81), valamint hűtőközeg-vesztés a BRU-A szelepen (FL02) az OAH-C1 kísérletben, 2% hidegági törés esetén, NZÜHR nélkül, szekunderköri nyomáscsökkentéssel

dc_110_10



5.2.9. ábra

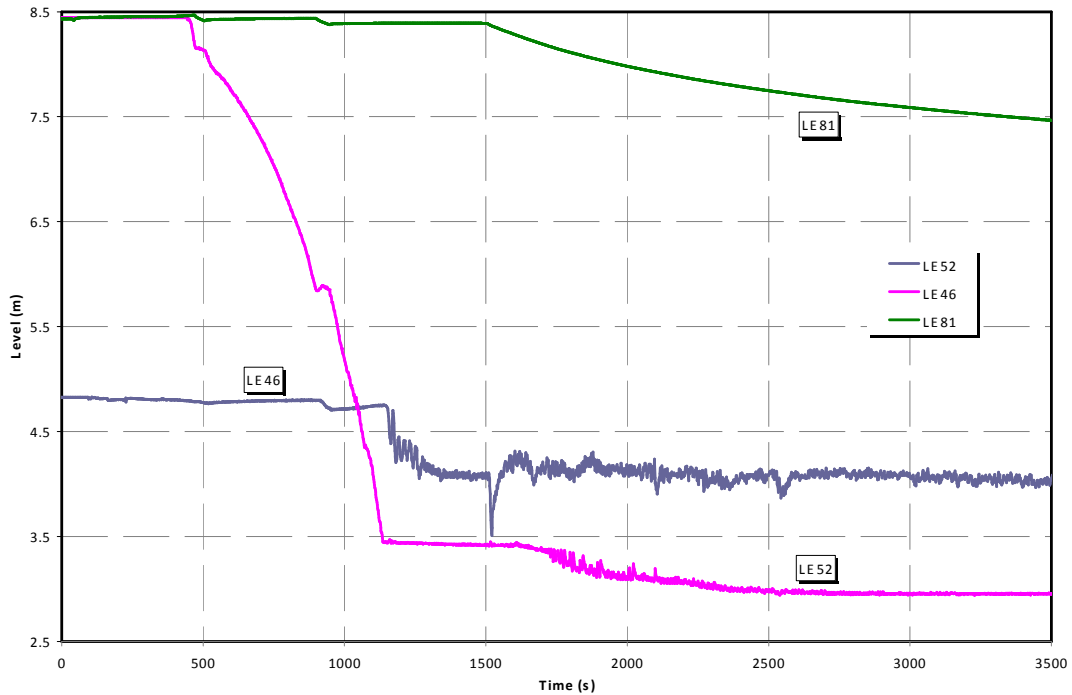
Hűtőközeg hőmérsékletek a zóna belépő keresztmetszetében (TE63), a kilépésnél (TE22), a GF belépésnél (TE45) és kilépésnél az OAH-C1 kísérletben, 2% hidegági törés esetén, NZÜHR nélkül, szekunderköri nyomáscsökkentéssel



5.2.10. ábra

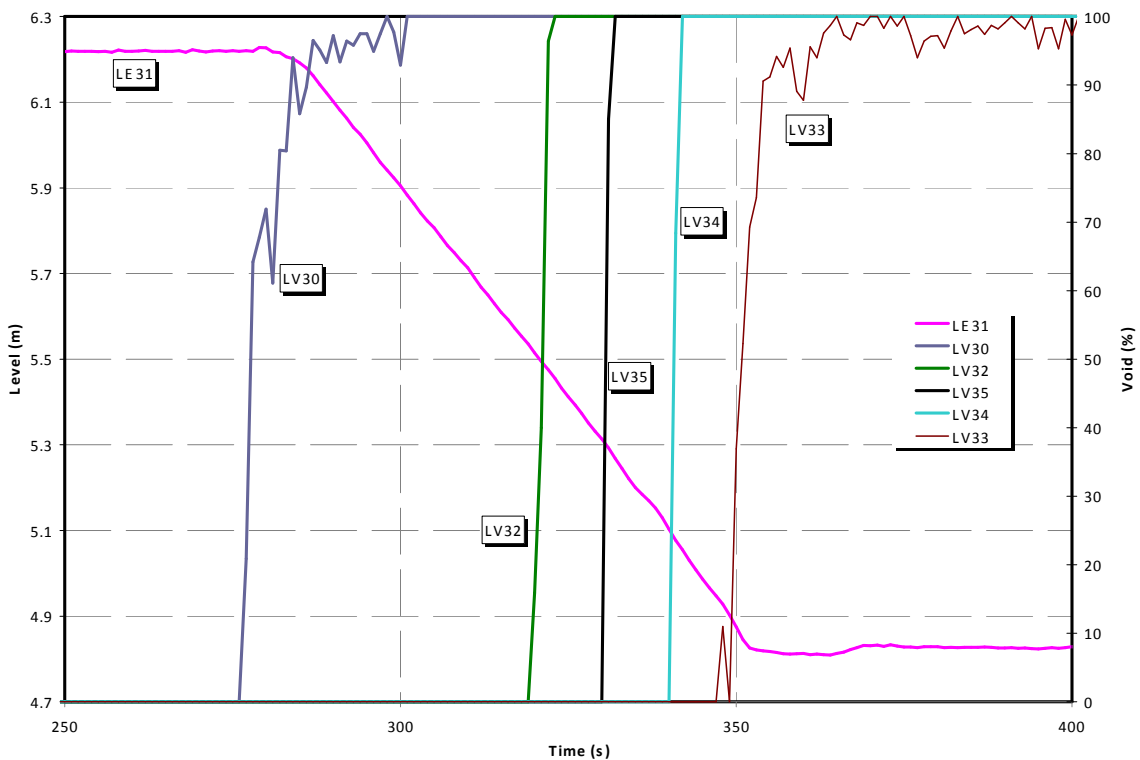
Hűtőközeg-szint a reaktormodellben (LE11), a melegági vízzár reaktor felőli oldalán (LE31), a hidegági vízzár reaktor felőli oldalán (LE52) az OAH-C1 kísérletben, 2% hidegági törés esetén, NZÜHR nélkül, szekunderköri nyomáscsökkentéssel

dc_110_10



5.2.11. ábra

Hűtőközeg-szint a hidegági vízzár gőzfejlesztő felőli oldalán (LE46) és a reaktor felőli oldalán (LE81) az OAH-C1 kísérletben, 2% hidegági törés esetén, NZÜHR nélkül, szekunderköri nyomáscsökkentéssel



5.2.12. ábra

Hűtőközeg-szint a melegági vízzárban (LE31) és lokális void (LV30, LV32, LV35, LV34, LV33) az OAH-C1 kísérletben, 2% hidegági törés esetén, NZÜHR nélkül, szekunderköri nyomáscsökkentéssel

5.2.7. Zóna hőátadás, beleértve a DNB és dryout típusú krízist

A zóna hőátadás és forráskrízis biztonsági jelentősége – a fűtőelem-hőmérsékletek kontrollálása miatt – igen nagy. A hőátadás az első lépésben a fűtőelem felületéről a hűtőközegbe történik, majd a hő a gőzfejlesztőn át jut a szekunder körbe. Nagyobb méretű törések esetén minden hőátadási mód – az egyfázisú folyadék hőátadástól az egyfázisú gőz hőátadásig – fellép. A burkolat-hőmérsékletek kontrollálása azonban a kritikus hőfluxus, valamint a krízis utáni újraelárasztási és újranedvesítési folyamatok pontos ismeretét is feltételezi. A hőátadás tehát a 2. fejezetben, a 2.1 és a 2.2 ábrán bemutatott forrásos hőcsere folyamatok mindegyik tartományát tartalmazza.

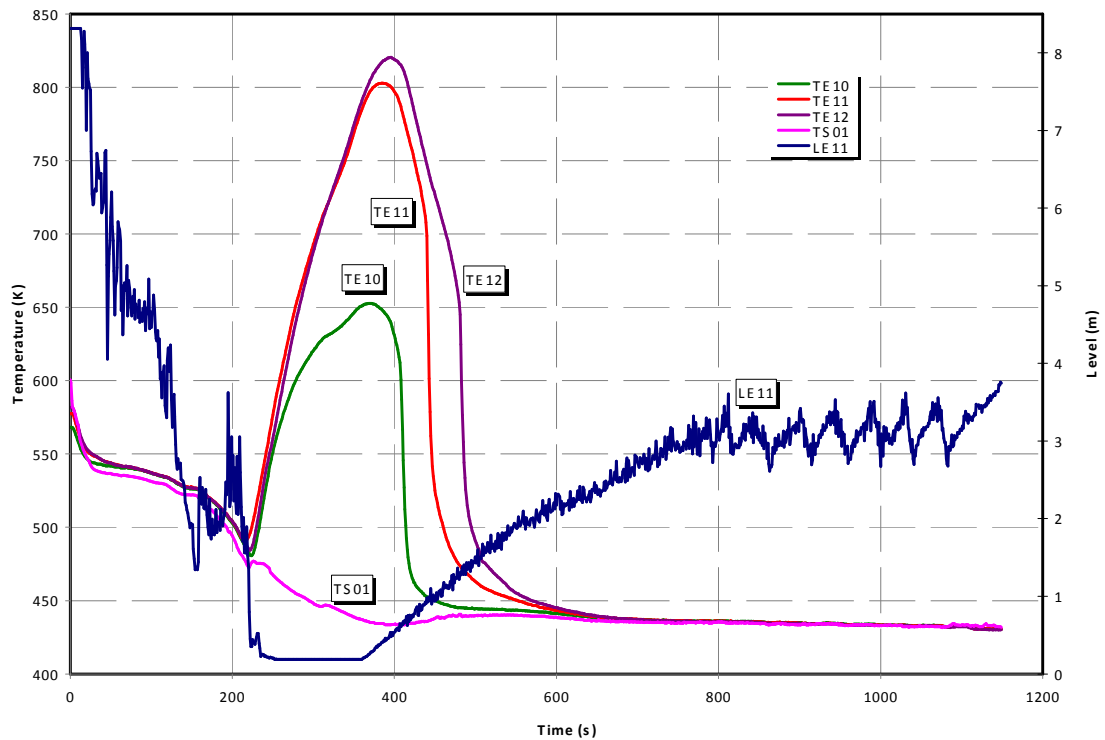
A folyamatokat reprezentatív módon mutatják a következő kísérletek: az OAH-C1 kísérlet, melyet az 5.2.6 fejezetben, a vízzár-viselkedés tárgyalásakor is felhasználtam; a BHS-BF kísérlet, amelynek eredményeit a hűtőközeg-vesztés a törésen fejezetben tárgyaltam; és a PH4-SLB LBLOCA kísérlet (4.6 táblázat, 6. kísérlet), melyet az alábbiakban használok fel.

A PH4-SLB kísérlettel a nyomástartó bekötő vezeték törését követő folyamatokat vizsgáltuk, amely 32%-os melegági LBLOCA kísérletnek felel meg. A kísérletben rendelkezésre áll 2 HA, 1 NZÜHR és 1 KZÜHR rendszer. A nagy törésméret miatt a hűtőközeg-vesztés nagy, a rendszer 210 s-ig teljesen leürül, és 210 s-nál fellép a hőátadási krízis (lásd 5.2.13 ábrán LE11 és TE10, TE11, TE12). A hidegági vízzár 216 s-nál, a melegági 234 s-nál megnyílik. A HA befecskendezés 20 s-nál kezdődik és 218 s-nál a HA rendszerek leürülnek. A maximális fűtőelem felületi hőmérséklet a 6. sz. rúdon (TE14) lép fel, normál csatornában, 419 s időpontban, 928 K maximális hőmérséklettel (5.2.14 ábra). A fűtőelem felületi hőmérséklet mérések elhelyezését a 4.4 ábra és az 5.4 táblázat segítségével azonosíthatjuk. A rendszer újratöltése (refill) a 304. s-tól az 1 KZÜHR rendszer belépésével kezdődik, és 800 s után a szint 3 m magasságban stabilizálódik, jelentős fluktuációval. A felületek újranedvesítése (rewetting) 420 s után kezdődik. A kísérletben karakterisztikusan megjelenik az LBLOCA üzemzavar három fázisa: lefúvás (blowdown), újrafeltöltés (refill) és újranedvesítés (rewetting). (Az 5.2.13-5.2.16 ábrákon a koordináták angol felirattal szerepelnek.)

5.4. táblázat: Termoelemek elhelyezése a fűtőelem felületi hőmérsékletek méréséhez

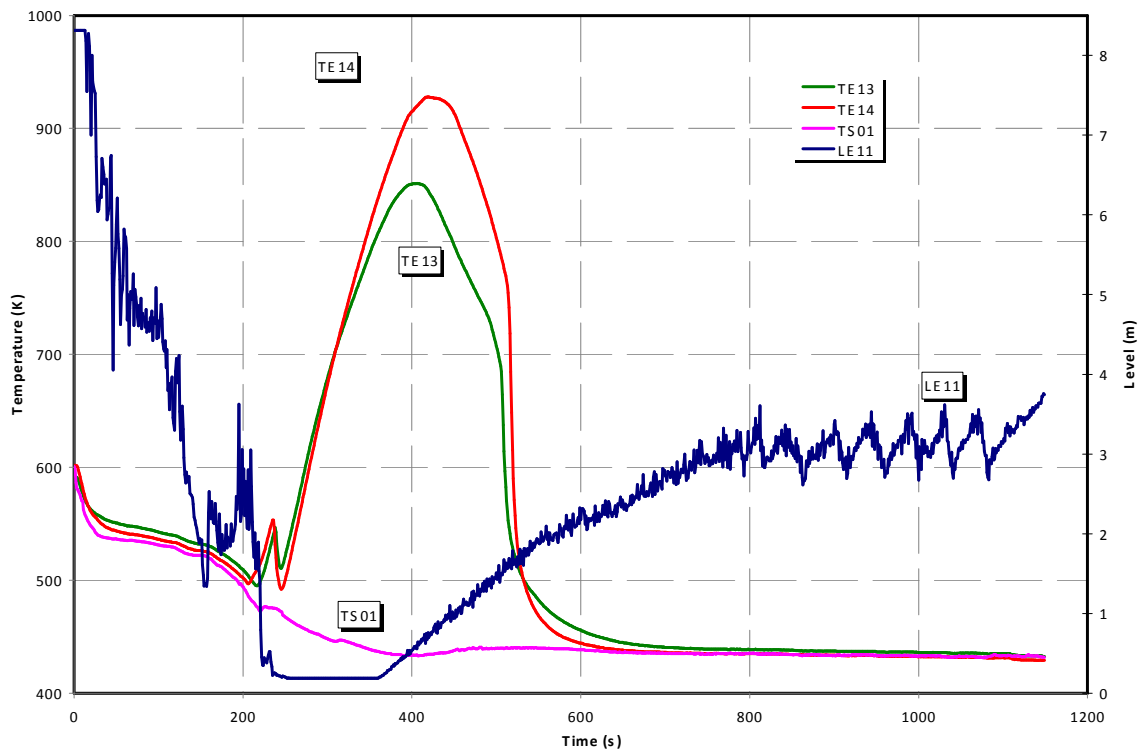
Azonosítás	Rudak száma	Szint a 0.00 m-től	Szint a zóna belépő keresztmetszetétől
TE10	10	1.044	50
TE11	2	1.494	500
TE12	8	1.994	1000
TE13	9	2.494	1500
TE14	6	2.994	2000
TE15	11	3.444	2450
TE16	1	3.444	2450
TE17	16	3.444	2450
TE18	2	3.444	2450
TE19	3	3.444	2450

dc_110_10



5.2.13. ábra

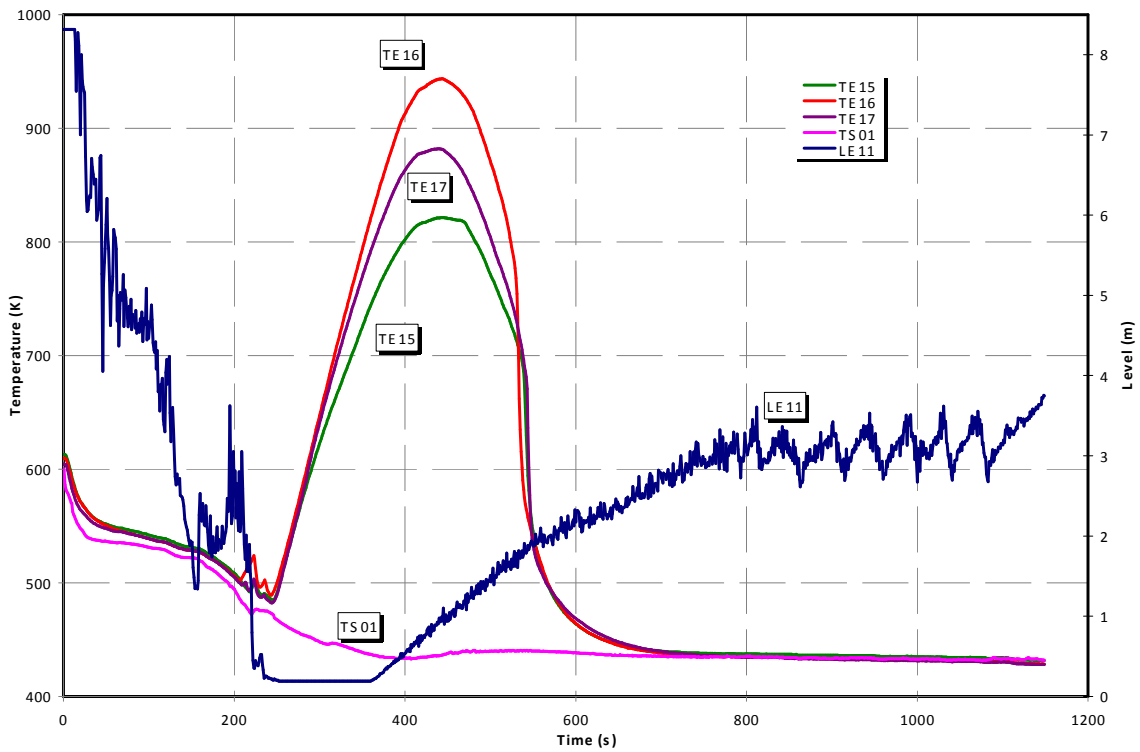
Fűtőelem felületi hőmérsékletek (TE10, TE11, TE12), a telítési hőmérséklet (TS01) és a hűtőközeg-szint a zónában (LE11) a PH4-SLB kísérletben, 32% melegági törés esetén



5.2.14. ábra

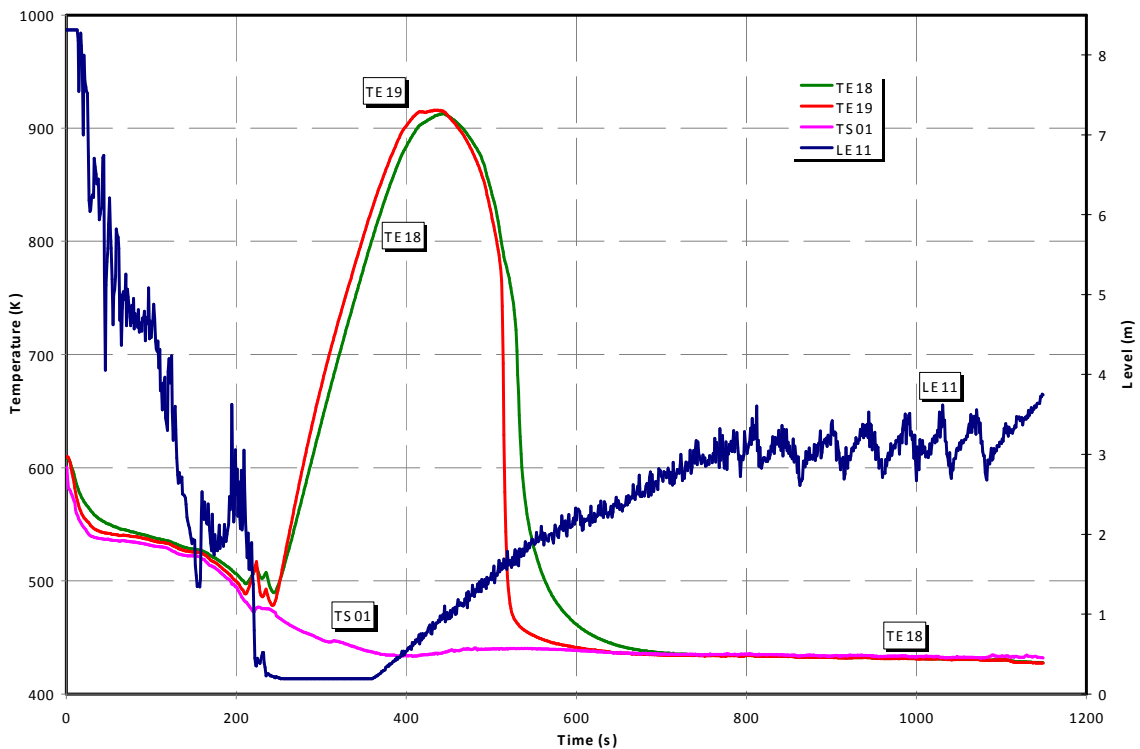
Fűtőelem hőmérsékletek (TE13, TE14), a telítési hőmérséklet (TS01) és a hűtőközeg-szint a zónában (LE11) a PH4-SLB kísérletben, 32% melegági törés esetén

dc_110_10



5.2.15. ábra

Fűtőelem hőmérsékletek (TE15, TE16, TE17), a telítési hőmérséklet (TS01) és a hűtőközeg-szint a zónában (LE11) a PH4-SLB kísérletben, 32% melegági törés esetén



5.2.16. ábra

Fűtőelem hőmérsékletek (TE18, TE19), a telítési hőmérséklet (TS01) és a hűtőközeg-szint a zónában (LE11) a PH4-SLB kísérletben, 32% melegági törés esetén

6. Az ATHLET, CATHARE és RELAP5 kód PMK-2 kísérletekre alapozott validációja

6.1. Bevezetés a rendszer-termohidraulikai kódok validációjához

Az atomerőművek biztonsági értékelésének termohidraulikai hátterét meghatározóan rendszer-termohidraulikai kódokkal biztosítják. A számítási eredmények megbízhatósága érdekében a kódokat rendszer-kísérletekkel ellenőrizni kell. Atomerőművek esetében a rendszer-kísérlet az egyetlen lehetőség, hogy az üzemzavarok során az erőműben fellépő folyamatokat kísérletileg is megismerjük. (Az erőműben az elfogadhatatlanul magas kockázat miatt kísérletek nem végezhetők.)

A validációs folyamat a kódok fejlesztési fázisában a megmaradási egyenletek zárásához szükséges fizikai modellek fejlesztésére, empirikus egyenletek vagy egyszerűen az egyenletekben szereplő konstansok ellenőrzésére, tesztelésére irányul. A validáció a kódfejlesztési fázisban egyszerű geometriában végrehajtott alapkísérletekre (pl. a hőátadási krízis értéke csövön belüli áramlás esetén) és komponens szintű kísérletekre (pl. reaktorzóna, gőzfejlesztő) alapozódik, amikor a jelenségek, folyamatok (pl. a reaktorzónán belül) egymással kölcsönhatásban (pl. a hűtőközeg keveredés és hőátadási krízis) vizsgálhatók. A validációs folyamat harmadik lépése (amelyet vagy a fejlesztők, vagy a fejlesztőktől függetlenül végeznek) kizárólag rendszer-kísérletekre alapozott validáció. A validációnak ebben a záró-lépésében igazoljuk a kód teljes körű alkalmazhatóságát, a fizikai törvényeknek való megfelelést, a kód alkalmasságát a folyamatok komplex, reaktor geometriában történő leírására.

Más szempontból nézve a validáció a rendszer-termohidraulikai kódok hatósági érvényű tesztelését jelenti. Az engedélyezési hatóság (Magyarországon az OAH) azért fogadja el a biztonsági értékelés eredményeit, mert azokat széles körűen tesztelt kódokkal végzett számításokból kapják. (A Nukleáris Biztonsági Szabályzatban ez olvasható: „Az elemzésekhez használt adatok helyességét igazolni kell megalapozott, valós adatokkal való összehasonlítással, kísérleti eredmények felhasználásával ...”). A kísérleti adatoknak a számítási adatokkal való összehasonlítása révén értjük meg részleteiben is mind a kísérleteket, mind a számításokat. (A VVER típusra Magyarországon, a PMK-2 projektek keretében létrehozott tudományos iskola fontos hozzájárulás a műszaki tudományok fejlődéséhez, a rendszer-termohidraulika területén.)

Magyarországon a rendszer-termohidraulikai kísérleti eredmények és kódok főbb alkalmazásai az elmúlt időszakban a következők voltak:

- az AGNES projekt, amelyben a Paksi Atomerőmű biztonságának szállítótól független, nemzeti keretek között lebonyolított újraértékelését végezték el 1991-94 között;
- a Végleges Biztonsági Jelentés (VBJ) termohidraulikai háttér-számításai 2006-2008 között;
- az erőműben végrehajtott (összes) módosítás, fejlesztés, így az Állapot-Orientált Kezelési Utasítás (ÁOKU) minőség-biztosítása kísérletekkel, számos kezelési utasításban;
- teljesítménynövelés a Paksi Atomerőműben;
- az „átfolyás a primer körből a szekunder körbe” üzemzavar értékelése és a tervezett módosítások alátámasztása;

- a Hidropressz által előírt, az üzemelő blokkokon a hideg- és meleg ág csővezetékekkel történő összekötése szükségtelenségének az igazolása;
- a szekunderköri és primerköri hűtőközeg-elvétel és -utántöltés hatásosságának igazolása, pl. a LOCA utáni lehűtőkor, és LBLOCA fellépése esetén, a lehűtés során.

A PMK-2 projektek és az ezekre alapozott validáció tette lehetővé a fenti feladatcsoportokban a magas színvonalú, nemzeti- és nemzetközi keretek között végzett munkát.

6.2. A PMK-2 kísérletek helye a nemzetközi kódvalidációs gyakorlatban

A nemzetközi kódvalidációs gyakorlat első jelentős fejezetét az OECD/CSNI (Organisation for Economic Co-operation and Development/Committee for Safety of Nuclear Installations) kezdeményezése alapján szerveződött ISP (International Standard Problem) projektek jelentették [2.11, 6.10]. Az ISP projektek keretében 19 PWR típusú erőművi modellen végzett rendszer-termohidraulikai kísérlet eredményeit használták fel. A kísérletek az OECD/CSNI kódvalidációs mátrixban szereplő kísérlet-típusok (LBLOCA, különböző SBLOCA és erőművi tranziens kísérletek), amelyek megfelelnek az OECD-VVER kódvalidációs mátrixnak [2.12]. (A három mátrix PMK-2-re alkalmazott magyar nyelvű változatát az 5. fejezetben tárgyalom.) Az ISP-ben a VVER-440/213 típusra PACTEL kísérletet választottak, mivel a típust üzemeltető országok közül 1992-ben csak Finnország volt az OECD tagja.

A kódvalidáció második nagy nemzetközi fejezetét, amely a VVER-440/213 típusra vonatkozott, a PMK-2 mérésekre alapozott IAEA-SPE (International Atomic Energy Agency-Standard Problem Exercise), az SPE-1, az SPE-2, az SPE-3 és az SPE-4 projekt jelentette. A validációs gyakorlatokon 29 ország kutatói vettek részt [2.10, 2.11] az ATHLET (Mod1.1-A), CATHARE (V1.3E) és RELAP5 (mod1, mod2, mod2.5, mod3, mod3.1) változataival. Az SPE-1, SPE-2 és SPE-4 SBLOCA típusú kísérleteket tartalmazott, a ZÜHR rendszerek különböző rendelkezésre állását tételezve fel, míg az SPE-3 a primer körből a szekunder körbe történő átfolyást (PRISE) szimulálta. A projektek adatait a 6.1 táblázatban foglaltam össze.

A VVER-440/213 típusra vonatkozó kódvalidáció harmadik fejezetét az EU-Phare és EU-Framework projektek keretében lebonyolított gyakorlatok jelentették, 16 PMK-2 kísérlettel, az Egyesült Királyság, Franciaország, Németország, Finnország, Csehország, Szlovákia, Olaszország, Oroszország, Belgium és Magyarország részvételével [2.11]. A projektek adatait a 6.2 táblázatban foglaltam össze.

Az USNRC (United States Nuclear Regulatory Commission – az Egyesült Államok Nukleáris Engedélyezési Hatósága) CAMP (Code Assessment and Maintenance Program – kódvalidációs és karbantartási program) keretében 2 PMK-2 kísérlet végrehajtására került sor: OAH-C1: SBLOCA NZÜHR nélkül, szekunder oldali hűtőközeg-elvétellel, és OAH-C2: gőzfejlesztő (GF) hőátadás vizsgálata folyamatos szekunderoldali hűtőközeg-szint csökkentés mellett, az OAH finanszírozásával.

6.1. táblázat: Az IAEA SPE-1, SPE-2, SPE-3 és SPE-4 projektek, 1986-1993

Projekt	A mérés tárgya	Kódok és résztvevők
SPE-1	7.4% hidegági törés, 0 HA és 1 NZÜHR működésével	RELAP4/mod6, RELAP5/mod1, RELAP5/mod2, 11 résztvevő ország 13 intézményével
SPE-2	7.4% hidegági törés, 3 HA és 1 NZÜHR működésével	RELAP4/mod6, RELAP5/mod1, RELAP5/mod2, 12 résztvevő ország 12 intézményével
SPE-3	PRISE – primer körből a szekunder körbe történő átfolyás, 3 HA, 3 NZÜHR működésével és GF biztonsági szelep nyitva	RELAP4/mod6, RELAP5/mod1, RELAP5/mod2, RELAP5/mod2.5, 16 résztvevő ország 19 intézményével
SPE-4	7.4% hidegági törés, 3 HA, 0 NZÜHR, 1 KZÜHR működésével, szekunder oldali hűtőközeg- elvéttel (bleed)	RELAP5/mod2, RELAP5/mod2.5, RELAP5/mod3, RELAP5/mod3.1, ATHLET Mod1.1-A, CATHARE2 V1.3E 23 résztvevő ország 26 intézményével

6.2. táblázat: EU-Phare és EU-Framework projektek, 1995-2004

Projekt	A mérés tárgya	Kísérletek, kódok, résztvevők
PHARE 4.2.6b	Nyomástartó termohidraulika és nagy törés (LBLOCA) a meleg ágban, a Paksi Atomerőműben	Kísérletek: PH4-PS, PH4-SLB Kódok: ATHLET Mod1.1-D, CATHARE2 V1.5 7 ország 7 intézménye
PHARE 2.02/94	PRISE – primer körből a szekunder körbe történő átfolyás, a Paksi Atomerőműben	Kísérlet: PH2-PS Kód: RELAP5/mod3.3 5 ország 8 intézménye
PHARE VVER01	PRISE – primer körből a szekunder körbe történő átfolyás, a Paksi Atomerőműben	Kísérletek: PHV-11, PHV-12, PHV-12 Kód: ATHLET Mod1.2-A 6 ország 6 intézménye
PHARE VVER02	Baleseti elemzési módszerek és balesetkezelés, a Paksi Atomerőműben	Kísérletek: PHV-21, PHV-22 Kód: RELAP5/mod3.2.2 7 ország 10 intézménye
PHARE SRR3/95	Balesetkezelés, a VVER erőművekben	Kísérletek: PHS-TC, PHS-05, PHS-BF Kódok: ATHLET Mod1.2-A, RELAP5/mod3.3, CATHARE2 V1.3 8 ország 8 intézménye
5th Framework Program (IMPAM-VVER)	Balesetkezelés, a Paksi és a Loviisai Atomerőműben	Kísérletek: IMP-21, IMP-22, IMP-23, IMP-32, IMP-1, IMP-31 Kódok: ATHLET Mod1.2-B, ATHLET Mod1.2-D, RELAP5/mod3.3

A 6.3 táblázatban mutatom be a Németországban (ahol az ATHLET kódot fejlesztették) is használt OECD-VVER validációs mátrix PMK-2 kísérletekre vonatkozó részletét [2.10, 2.11, 6.10]. Az látható, hogy a validációra kiválasztott PMK-2 kísérletek között találjuk a Mátrix I – LBLOCA (PH4-SLB), a Mátrix II – SBLOCA (SPE-4, OM1-G1, OM1-G2, PHS-05) és a Mátrix III – Tranziens (PHV-22) kísérleteket, valamint a PAV-GFK és OM6-FET méréseket, melyekkel a leállított reaktorban a természetes cirkuláció megzavarását modelleztük. A validációt az ATHLET négy módosítására végezték el.

A 6.4 táblázat a RELAP5/mod3.1 kódra alkalmazott validációs mátrix részletét mutatja be. A táblázatban a francia BETHSY 1:100, a PMK-2 1:2070 kicsinyítési viszonytal jellemezhető. A BETHSY a 3-hurkos, 1000 MWe teljesítményű francia erőmű modellje, a PMK-2 a 6-hurkos VVER-440/213 típusú Paksi Atomerőmű modellje. A kísérlet az SPE-4. A 6.4 táblázat szerint a kis- és közepes méretű folyásoknál az erőműben fellépő jelenségek szimulációs minősítése lényegében megegyezik. A BETHSY esetében ez a mérés az ISP27 (0.5% hidegági törés NZÜHR működés nélkül), míg a PMK-2-nél az SPE-4 (7.4% hidegági törés 3 HA, 0 NZÜHR, 1 KZÜHR működésével). A minősítés a RELAP5 kódot fejlesztő Egyesült Államokban történt, az NRC megbízásából.

6.3. táblázat: ATHLET validáció PMK-2 kísérletekkel Németországban (részlet az ATHLET Mod 2.0-A kézikönyvből, magyar fordítás)

PMK-2 kísérlet	A validáció fő iránya és a mérés típusa	ATHLET változat
PHV-22	Mátrix III – Tranziens Teljes feszültségkiesés ATWS eseménnyel	Mod 1.2-A
SPE-4	Mátrix II – SBLOCA Balesetkezelés, szekunderoldali hűtőközeg- elvétellel	Mod 1.1-A
OM1-G1	Mátrix II – SBLOCA Nem-kondenzálódó gázok hatása a GF hőátadásra	Mod 1.1-B
OM1-G2	Mátrix II – SBLOCA Nem-kondenzálódó gázok hatása a hőátadásra a zónában	Mod 1.1-B
PHS-05	Mátrix II – SBLOCA Túltöltés NZÜHR működéssel	Mod 1.1-D
PH4-SLB	Mátrix I – LBLOCA Zóna kiszáradás, újratöltés, újranedvesítés	Mod 1.2-A
PAV-GFK	Nitrogén a felső keverőtérben, leállított reaktorban	Mod 1.1-B
OM6-FET	Izolációs szelep zárása a hideg ágban	Mod 1.1-B

6.4. táblázat: RELAP5/mod3.1 validációs mátrix (részlet a RELAP5/mod3.3 kézikönyvből, magyar fordítás)

Jelenségek	Berendezés	
	BETHSY	PMK-2
Kétfázisú természetes cirkuláció	+	+
Reflux kondenzáció és CCFL	+	o
Hűtőközeg-vesztés	+	+
Fázis-szeparáció és keverék szint	+	–
Rétegződés vízszintes csövekben	+	+
Vízzár megnyílás	+	+
Void- és tömeg-áramlás eloszlás a zónában	o	o
Hőátadás a reaktor zónában	+	+
Hőátadás részben leürült zónában	+	+
Hőátadás a GF primer oldalán	+	+
Hőátadás a GF szekunder oldalán	+	+
Szerkezeti hőmérséklet, hővesztesség	o	o

+ szimulált, o részben szimulált, – nem szimulált

6.3. A minőségi és mennyiségi validáció módszere és eredményei

A rendszer-termohidraulikai kódok validációjának mind a minőségi, mind a mennyiségi módszerét használok, majd kiválasztott, reprezentatív kísérleteken bemutatom a módszerek alkalmazását és értékelem az ATHLET, CATHARE és RELAP5 kódok PMK-2 kísérletekre alapozott hazai validációját. A validáció teljes anyagát a PMK-2 projektek kétkötetes Zárójelentésének második kötetében írtam le [2.11], munkatársaim közreműködésével.

6.3.1. A minőségi validáció módszere

A minőségi validáció módszere azt jelenti, hogy vizuális megfigyelés alapján, mérnöki megítéléssel adjuk meg a mérések és számítások közötti eltérést, a számítógépi kód becslési hibáját. A minőségi becslési gyakorlatban a vizuális összehasonlítás a paraméterek időfüggő részére vonatkozik, míg a kezdeti feltételekben, a peremfeltételekben és a tranziens során fellépő események sorrendjében, az adatok számított és mért értékeit, mennyiségileg hasonlítjuk össze.

A kvalitatív/minőségi validáció minősítése a következők szerint történik:

- a kód-számítás *minőségileg és mennyiségileg korrekt*, ha a mérés és számítás közötti eltérés (a becslési hiba) a mérés hibahatárán belül van;
- a kód-számítás *minőségileg korrekt*, ha a mérés és számítás közötti eltérés nem esik a hibahatáron belül, de a trend korrekt;
- a kód-számítás *elfogadható*, ha a számítási eredmény kívül esik a mérések hibahatárán, és a trend sem korrekt, de az ok ismert;
- a kód-számítás *nem fogadható el*, ha a számítási eredmény a hibahatáron kívül esik és az ok nem ismert.

A rendszer-termohidraulikai kódok számítási pontosságának értékelése 1985-1990-ig kizárólag a fent leírt minőségi módszerrel történt és az engedélyezési számításoknál jelenleg is (Magyarországon is) ezt használják. A következő fejezetben tárgyalt mennyiségi módszereket a „best estimate” (BE) kódok megjelenése sürgette. A BE kódokban a fizikai folyamatokat, jelenségeket úgy modellezzük, ahogyan azok a valóságban (az erőműben) fellépnek, tehát szándékos konzervativizmus nélkül. Így a számítási eredmény számszerű minősítésére, a predikciós hiba megadására szükség van.

6.3.2. A mennyiségi validáció módszere

Az 1980-as években a USNRC kezdeményezte az ICAAP programot a termohidraulikai rendszerkódok validálására, rendszer-kísérletek eredményeivel és Kunz R.F. [6.1] több kvantitatív módszert is ajánlott. Ezt a programot is támogatta a Pisai Egyetemen kifejlesztett FFT (Fast Fourier Transform) módszer. Az FFTBM (Fast Fourier Transform Based Method) néven ismertté vált módszer széles körű alkalmazását mutatta be Prošek A., D’Auria F. és Mavko B. [6.3] 2002-ben. A módszert több OECD-ISP-ben és IAEA-SPE-ben (Standard Problem Exercise, az SPE-1, SPE-2, SPE-3 és SPE-4 validációs gyakorlatokban) alkalmazták. Az IJS-AEKI (Institute Jožef Stefan) projektben közösen is használtuk a módszert [6.4] az SPE-4 kísérletre, hazai részről a RELAP5/mod2 kódváltozatra. Az FFT módszert az amerikai ACAP (Automated Code Assessment Programme) keretében, turbinakiesés (benchmark) gyakorlathoz, annak értékeléséhez is használták. Az ISP-35-ben (konténment kísérlet a hélium-eloszlás tanulmányozására) Magyarországból, a CONTAIN kóddal, a VEIKI vett részt. Később az FFTBM módszert és az alkalmazást lehetővé tevő számítógépi kódot az IJS-ben módosították [6.5, 6.6]. Közös munka volt a [6.7]-ben megjelent (Mavko B., Prošek A., D’Auria F.) cikk, melyhez digitális adathordozón adtam át az SPE-4 mérési és a 16 résztvevő ország 27 validációs célú számítási eredményét, a NAÜ engedélyével.

A kvantitatív módszernek minőségi és mennyiségi fázisa van, melyhez elfogadtam az OECD/CSNI [6.8] és a US INEL [6.9] ajánlásait. A minőségi fázis lépései (részletesen a [2.11]-ben) a következők:

- a tranzienszt jellemző paraméterek kiválasztása, melyhez az üzemzavar-elemzésekben megszerzett ismeretek szükségesek;
- a tranziens folyamat felosztása fenomenológiai ablakokra (phenomenological windows). Mindegyik ablakra specifikus kulcs-jelenséget adunk meg; azonosítjuk a releváns termohidraulikai állapotokat (Relevant Thermal-hydraulic Aspects – RTA) és kiválasztjuk a paramétereket, amelyek az RTA-kat jellemzik;
- az eredmények minőségi, szubjektív értékelése, megfigyelés alapján, mérnöki becsléssel történik a következők szerint:
 - o *kiváló (E-excellent)*: a kód a paramétert minőségileg és mennyiségileg helyesen számolja, a számítási eredmények a mérési hibán belül esnek, a számítás minőségileg és mennyiségileg helyes;
 - o *megfelelő (R-reasonable)*: a kód a paramétert minőségileg helyesen, mennyiségileg nem helyesen számolja, a számítási hiba nagyobb, mint a mérési hiba, de a változás trendje helyes;
 - o *elfogadható (M-minimal)*: a kód nem számolja helyesen a paramétert sem minőségileg, sem mennyiségileg, de az ok ismert;

dc_110_10

- o *nem elfogadható (U-unqualified)*: a kód nem számolja helyesen a paramétert, és az ok sem ismert, a számítási eredmény kívül esik a mérési hibán, a paraméter időbeli viselkedése nem helyes.

A validáció mennyiségi fázisához az FFTBM módszert választottam. Az IJS-től átvett, az AEKI-ben implementált hazai kódváltozatot (FFTBM Excel Add-In) az SPE-4 adataival teszteltem és azt használtam/használtuk a jelenleg (2011) Magyarországon használatos termohidraulikai rendszerkódok, az ATHLET Mod2.0-A, a CATHARE2 V1.5 és a RELAP5/mod3.3 validálásához.

Az FFTBM-re alapozott módszerrel a számítások minősége, a mért és számított mennyiségek közötti különbség a dimenzió nélküli átlagos amplitúdóval (a számítások és a mérések közötti eltéréssel – AA) és súlyozott frekvenciával (WF) jellemezhető. Ezek számolásához az adott paraméter (pl. nyomás) mért ($F_{exp}(t)$) és számított ($F_{cal}(t)$) értékeit használva felírjuk a hibafüggvényt:

$$\Delta F(t) = F_{cal}(t) - F_{exp}(t) \quad (6.1)$$

Az FFT szerinti átlagos amplitúdó az f_n frekvenciákra írható fel, ahol $n=1,2,\dots,2^m$ és az $N=2^m$ összefüggésből $m=8, 9, 10$ vagy 11 . Ezzel az átlagos amplitúdó,

$$AA = \frac{\sum_{n=0}^{2^m} |\tilde{\Delta F}(f_n)|}{\sum_{n=0}^{2^m} |F_{exp}(f_n)|} \quad (6.2)$$

A súlyozott frekvencia (WF) az f_n frekvenciák összege, szorozva a hibafüggvény amplitúdókkal $|\tilde{\Delta F}(f_n)|$ és osztva a $|\tilde{\Delta F}_{exp}(f_n)|$ összegével:

$$WF = \frac{\sum_{n=0}^{2^m} |\tilde{\Delta F}(f_n)| \cdot f_n}{\sum_{n=0}^{2^m} |\tilde{\Delta F}_{exp}(f_n)|} \quad (6.3)$$

ahol $f_n = \frac{n}{T_d}$ és T_d a tranziens idő hossza s-ban. A tranziensre, a tranziens jellemző paraméterek összességére, a súlyozott átlagos amplitúdó,

$$AA_{tot} = \sum_{i=1}^{N_{var}} (AA)_i \cdot (w_f)_i \quad (6.4)$$

és a súlyozott frekvencia,

$$WF_{tot} = \sum_{i=1}^{N_{var}} (WF)_i \cdot (w_f)_i \quad (6.5)$$

és

$$\sum_{i=1}^{N_{var}} (w_f)_i = 1, \quad (6.6)$$

ahol N_{var} a vizsgálatba bevont, a tranziens jól jellemző paraméterek száma, és $(w_f)_i$ a súlyfaktor az i -edik változóra a következő egyenlet szerint:

$$(w_f)_i = \frac{(w_{\text{exp}})_i \cdot (w_{\text{saf}})_i \cdot (w_{\text{norm}})_i}{\sum_{i=1}^{N_{\text{var}}} (w_{\text{exp}})_i \cdot (w_{\text{saf}})_i \cdot (w_{\text{norm}})_i} \quad (6.7)$$

ahol az egyes tagok: w_{exp} a mérés, w_{saf} a becslés biztonságához való hozzájárulás és w_{norm} a nyomásra való normalizáláshoz tartozó hozzájárulás. Ezek a kódba beépített – nagy számú, előzetes számításból kapott – adatok a nyomásvesztésekre, az anyag-leltárra (inventory), az áramlási sebességekre, a primerköri nyomásra (erre normalizálva, tehát=1), a szekunderköri nyomásra, a hűtőközeg-hőmérsékletekre, a fűtőelem-burkolat hőmérsékletekre, a hűtőközeg-szintekre és a zóna teljesítményre. A számítási hiba értékeléséhez a PMK-2 kísérletekben 10-15 paramétert választunk, egy-egy kísérletből.

Az elfogadási kritériumot, a K elfogadási tényezőt így definiáljuk:

$$AA_{\text{tot}} < K \quad (6.8)$$

A korábban – döntően a RELAP5 kóddal – elvégzett számítások alapján a minősítés, amelyet elfogadok és használok, a következő:

$AA_{\text{tot}} \leq 0,3$ nagyon jó (very good) egyezés;
 $0,3 < AA_{\text{tot}} \leq 0,5$ jó (good) egyezés;
 $0,5 < AA_{\text{tot}} \leq 0,7$ rossz (poor) egyezés;
 $AA_{\text{tot}} > 0,7$ nagyon rossz (very poor) egyezés.

A tranziensekre jó az egyezés, ha $K=0,4$, a primerköri nyomásra 0,1.

6.3.3. A validációs kutatások eredményei

A PMK-2 kísérletekre alapozott validációs kutatások időben és tartalmilag is egybeesnek a 4.3.1 fejezetben összefoglalt kísérletekkel, mivel a kísérleti eredmények döntő többségére végeztünk validációs célú számításokat a projektek két évtizedes időtartama alatt. Az 5. fejezetben a PMK-2 kísérletekre kidolgozott validációs mátrix egyértelmű tartalmi kapcsolatot jelent a kísérletek és a kísérletekben szimulált/modellezett jelenségek, folyamatok, események között. Ezt a logikát követem, amikor hét jelenség-csoport és négy – a VVER típus viselkedését jól leíró – üzemzavar, valamint a balesetkezelést támogató kísérletek tárgyalásakor a folyamatok leírásához reprezentatív kísérleteket párosítok.

A minőségi és mennyiségi validációra kiválasztott reprezentatív kísérletek egy csoportját és validált kódváltozatokat foglaltam össze a 6.5 táblázatban. Ezzel a 9 kísérlettel mind a módszer, mind a validáció eredményessége bemutatható az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 kódra. A validáció jelenti a PMK-2 projektek egyik fő eredményét, amely a projektek zárójelentésének is fontos fejezete [2.10, 2.11]. A 6.5 táblázatban az 1÷6 sorszámú kísérletek SBLOCA típusú kísérletek, különböző specifikus célokkal: NZÜHR általi túltöltés, HA befecskendezés újraindítása, szekunderköri és primerköri B&F, TMI típusú folyás a nyomástartón, PRISE típusú hűtőközeg-vesztés, LBLOCA a meleg ágban és ATWS.

Ebből a 9 kísérletből az OAH-C1 és a PH4-SLB kísérlettel tárgyalom, mutatom be a minőségi validációt, a PHS-05 és a PH4-SLB kísérlettel a mennyiségi validációt, illetve ezek eredményeit. Az OAH-C1 SBLOCA kísérletet szekunderköri hűtőközeg-elveteles nyomás-

csökkentéssel végeztük abból a célból, hogy újraindíthatók legyenek a hidroakkumulátorok. A kísérletet és a validációs számításokat az OAH közvetlenül is támogatta és a US NRC CAMP program része volt. A kódváltozat a RELAP5/mod3.2.2 Gamma. A PH4-SLB LBLOCA kísérlet, melegági töréshellyel. A kódváltozat az ATHLET MOD1.1-D, amelyet az AGNES projektben használtunk az LBLOCA (2x100% méretű törés) elemzésekre. A kísérlet az LBLOCA mindhárom fázisát (lefűvés, újratöltés, újranedvesítés) tartalmazza.

6.5. táblázat: Minőségi és mennyiségi validációra kiválasztott reprezentatív kísérletek és kódok

Sor-sz.	Kísérlet	A mérés tárgya	Validált kódok	
			Minőségi módszer	Mennyiségi módszer
1	PHS-05	0.5% hidegági törés, túltöltés 3 NZÜHR betáplálással	ATHLET Mod1.2-A CATHARE2 V1.3 RELAP5/mod3.2.2.Gamma	ATHLET Mod2.0-A CATHARE2 V1.5 RELAP5/mod3.3.
2	OAH-C1	2.0% hidegági törés szekunderköri hűtőközeg-elvétellel, a HA-befecskendezés újraindításával (B&F)	RELAP5/mod3.2.2.Gamma	-
3	SPE-4	7.4% hidegági törés szekunderköri hűtőközeg-elvétellel, a lehűtésre gyakorolt hatás vizsgálata (B&F)	ATHLET Mod1.1-A CATHARE2 V1.3E RELAP5/mod2.5/V251	-
4	IMP-22	7.4% hidegági törés szekunderköri hűtőközeg-elvétellel, a lehűtésre gyakorolt hatás vizsgálata (B&F)	-	CATHARE2 V1.5
5	IMP-23	7.4% hidegági törés szekunderköri és primerköri hűtőközeg-elvétellel, a lehűtésre gyakorolt hatás vizsgálata (B&F)	RELAP5/mod3.3	-
6	PH4-PS	Folyás a nyomástartón, a biztonsági szelep nyitásával, mely 1% törést reprezentál (TMI típus)	ATHLET MOD1.1-D	-
7	SPE-3	PRISE – primerkörből a szekunder körbe történő átfolyás a GF melegági kollektor fedél felnyílásakor, 118% törés	RELAP5/mod2	-
8	PH4-SLB	LBLOCA a nyomástartó bekötő vezeték törésével, amely 32% melegági törés	ATHLET MOD1.1-D	CATHARE2 V1.5 RELAP5/mod3.3.
9	PHV-22	Teljes feszültség-kiesés ATWS eseménnyel, amely erőművi tranzienszt reprezentál	RELAP5/mod3.2.2.Gamma	RELAP5/mod3.3.

A mennyiségi validációra kiválasztott PHS-05, SBLOCA kísérlettel a rendszer túltöltését vizsgáljuk, 3 HA-ral. A kódok, az ATHLET Mod2.0-A, a CATHARE2 V1.5 és a RELAP5/mod3.3 a jelenleg (2011) Magyarországon használatban lévő kódváltozatok. A PH4-SLB SBLOCA kísérletet a CATHARE2 V1.5 és RELAP5/mod3.3 validálására használom, így lehetőség van a minőségi és mennyiségi validáció összehasonlítására is. Terjedelmi okok miatt a minőségi validációs eredményeket a PH4-SLB kísérlettel a 2. Függelékben, a mennyiségi validációs eredményeket, ugyancsak a PH4-SLB kísérlettel a 3. Függelékben tárgyalom.

6.3.3.1. Minőségi validációs eredmények az OAH-C1 kísérlettel

Az *OAH-C1* kísérletet, amely 2% hidegági töréshelyű SBLOCA kísérlet, 2 HA és 1 NZÜHR rendelkezésre állásával, szekunder oldali hűtőközeg-elvételes nyomáscsökkentéssel (BL), az 5.2.6 fejezetben, mint reprezentatív kísérletet a „Vízár-viselkedés a melegágban és megnyílás a hideg ágban” jelenség-csoport tárgyalásakor, mint reprezentatív kísérleti eredményt bemutatam. A validálásra kiválasztott kód a *RELAP5/mod3.2.2.Gamma* változat. A számításhoz használt nodalizációs séma a 4.1 ábrán látható. A számítás kezdeti- és peremfeltételeit, valamint az események sorrendjét a 6.6 táblázatban foglaltam össze. Az eredmények azt mutatják, hogy mind a kezdeti-, mind a peremfeltételek egyezése (hibája) a mérési hibákon belül esik, ezért a számítás „*minőségileg és mennyiségileg korrekt*”. (A mért paraméterek hibáját, a $\Delta\pm$ legnagyobb eltérést és a $\sigma\pm$ szórásnégyzetet (standard deviation), részletesen tárgyalom a [2.10] hivatkozásban.)

A tranziens jól jellemző paraméterek mért és számított értékei a 0-3500 s folyamatidő függvényében, a 6.1-6.8 ábrán láthatók. A paraméterek változásának trendjét a kód jól számolja, így a kódpredikció egészére „*minőségileg és mennyiségileg korrekt*” minősítést adhatunk. A hideg HA víz befecskendezése a gyűrűkamrába gyors kondenzációhoz vezet. A számításban a BRU-A háromszor nyílik, a kísérletben kétszer, ami jól látható a 6.1-6.2 ábrán, a nyomások változásán. Az intenzív kondenzáció a számításban nagyobb hűtőközeg-vesztéshez vezet, ahogyan az a 6.5 ábrán látható. A hőátadást a zónában és a forráskrízist, kritikus hőfluxust a kód jól számolja: a maximális burkolat-hőmérséklet időpontja/értéke 1514 s/742 K a kísérletben és 1526 s/726 K a számításban. A melegági vízzár leürülés és megnyílás számítása „*korrekt*”, mind a reaktor oldalon, mind a gőzfejlesztő oldalon (6.6 ábra). A hidegági vízzár megnyílásban az eltérés $\sim 11\%$ (6.8 ábra).

Összefoglalóan, a validációs célú számítás azt mutatja, hogy a kódszámítás „*korrekt*” a tranziens egészére, jól számolható a melegági vízzár viselkedés és a hidegági vízzár megnyílás, valamint a hőátadás a zónában, beleértve a dryout típusú krízis fellépési idejét és a maximális fűtőelem felületi hőmérséklet értékét.

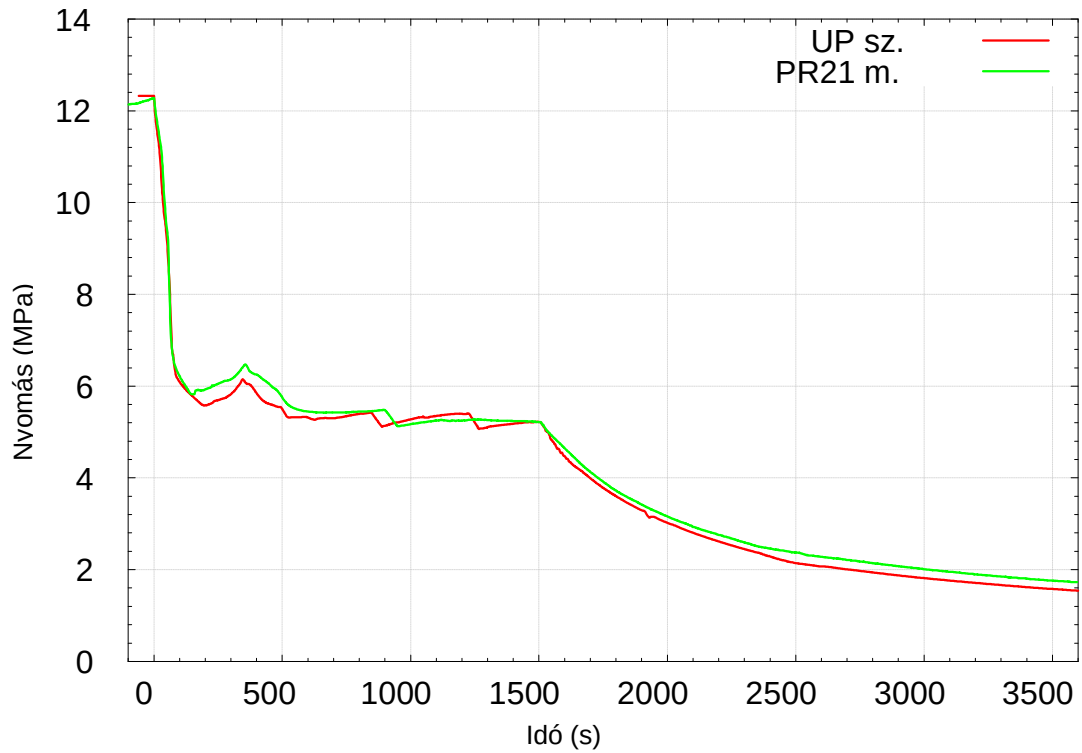
A 2. Függelékben mutatom be az ATHLET MOD1.1-D kóddal a PH4-SLB kísérletre végzett minőségi validációs számítások eredményeit. A számítás a primer- és szekunderköri nyomással, a hidroakkumulátor nyomással, a hűtőközeg-szinttel a reaktor modellben és a melegági vízzárban, a tömegsebességgel, a hűtőközeg-vesztés integrális értékével és a fűtőelem-burkolat hőmérséklettel jellemzett tranziens folyamatra „*minőségileg és mennyiségileg korrekt*” minősítésű validációs számítási eredmény.

dc_110_10

6.6 táblázat: Kezdeti feltételek, peremfeltételek és események sorrendje az OAH-C1 kísérletben és a számítási eredmények a RELAP5/mod3.2.2 Gamma kóddal

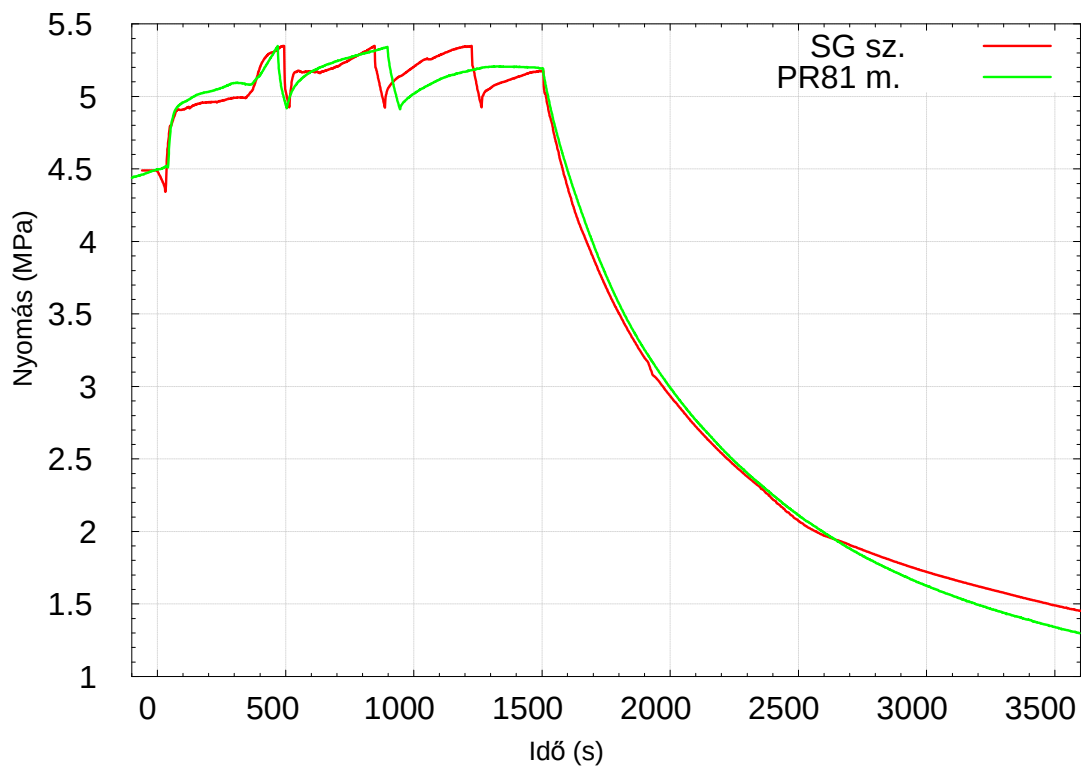
Kezdeti feltételek	OAH-C1 kísérlet	RELAP5/mod3.2.2 Gamma
Nyomás a primer körben (PR21), MPa	12.28	12.325
Hűtőközeg tömegáramlási sebessége (FL53), kg/s	4.4	4.4
Hűtőközeg-hőmérséklet a belépésnél (TE63), K	539.6	538.17
Zóna teljesítmény (PW01), kW	663.0	661.1
Hűtőközeg-szint a nyomástartóban (LE71), m	8.868	8.865
Nyomás a szekunder körben (PR81), MPa	4.5	4.49
Tápvíz tömegáramlási sebessége (FL81), kg/s	0.47	0.55
Tápvíz hőmérséklet (TE81), K	471.2	471.2
Hűtőközeg-szint a GF-ben (LE81), m	8.43	8.159
Peremfeltételek		
A törést modellező szelep nyitni kezd, s	0	0
ÜV-1 alacsony primerköri nyomás miatt, MPa	11.18	11.15
Szivattyúkifutás kezdete (ÜV-1 +), s	9	10
HA befecskendezés kezdete, MPa	6	6
BRU-A nyit/zár, MPa	5.35 / 4.915	5.35 / 4.92
Az események sorrendje, s		
ÜV-1 megtörtént	28	21
Nyomástartó üres	43	34
Szivattyúkifutás kezdete	80	80
HA befecskendezés kezdete	159	118
Melegági vízzár megnyílás	352	344
BRU-A első nyitása	469	495
BRU-A ismételt nyitása	897	847
Fűtőelem hőmérséklet első csúcs	1115	1036
Hidegági vízzár megnyílás	1179	1046
Fűtőelem hőmérséklet második csúcs	1260	-
Fűtőelem hőmérséklet harmadik csúcs	1410	1460
Maximális fűtőelem hőmérséklet	1514 / 742	1526 / 726
HA üres	2548	2481
A mérés vége	3596	3600

dc_110_10



6.1. ábra

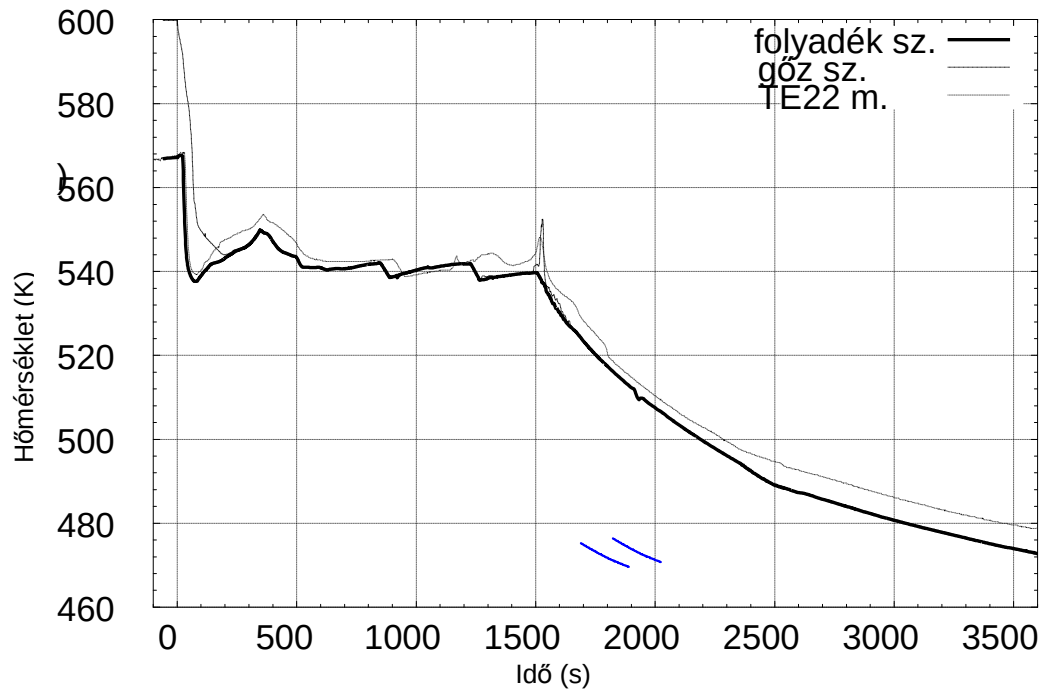
A primerköri nyomás (PR21) mért és számított értéke az OAH-C1 kísérletben. Számítás a RELAP5/mod3.2.2.Gamma kóddal



6.2. ábra

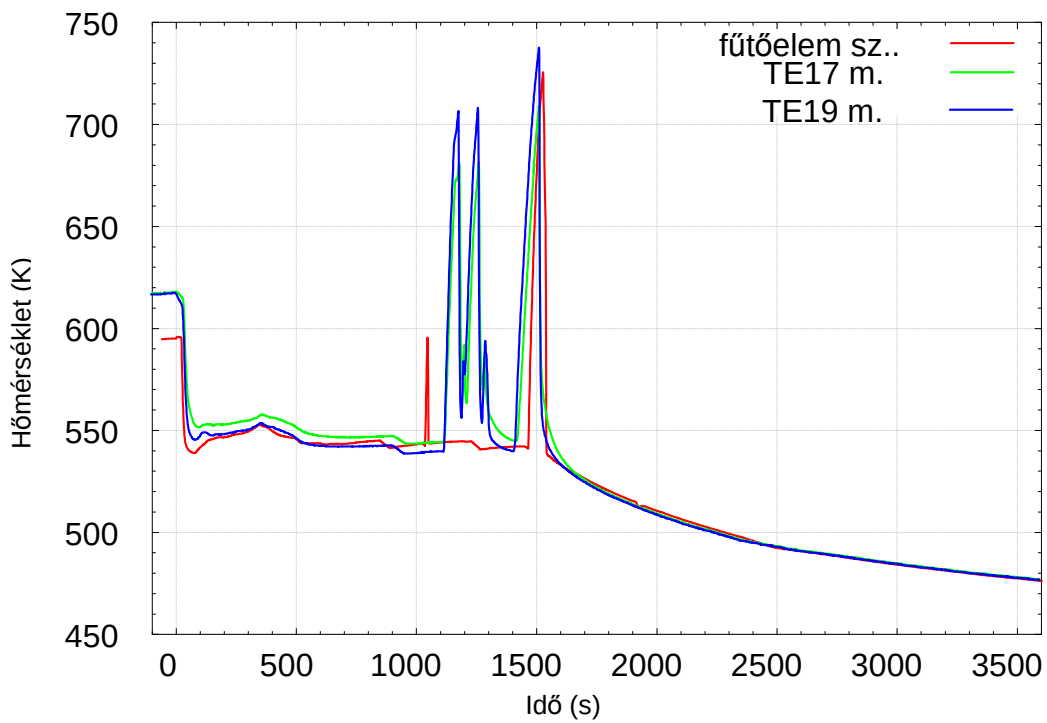
A szekunderköri nyomás (PR81) mért és számított értéke az OAH-C1 kísérletben. Számítás a RELAP5/mod3.2.2.Gamma kóddal

dc_110_10



6.3. ábra

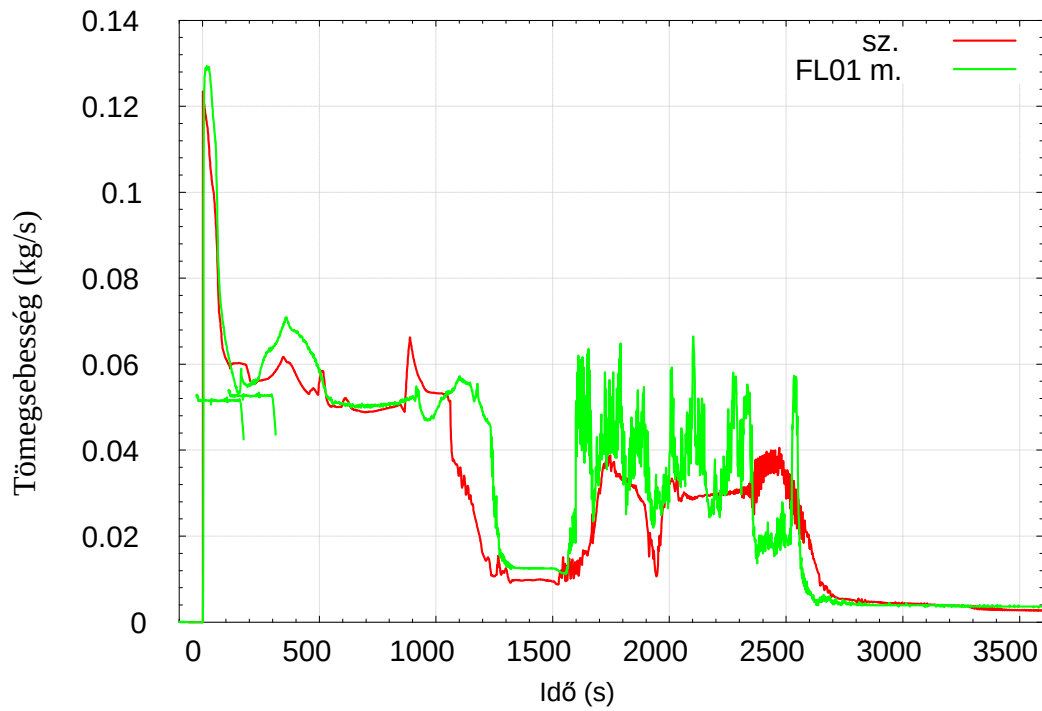
A hűtőközeg-hőmérséklet mért és számított értékei a kilépésnél az OAH-C1 kísérletben.
Számítás a RELAP5/mod3.2.2.Gamma kóddal



6.4. ábra

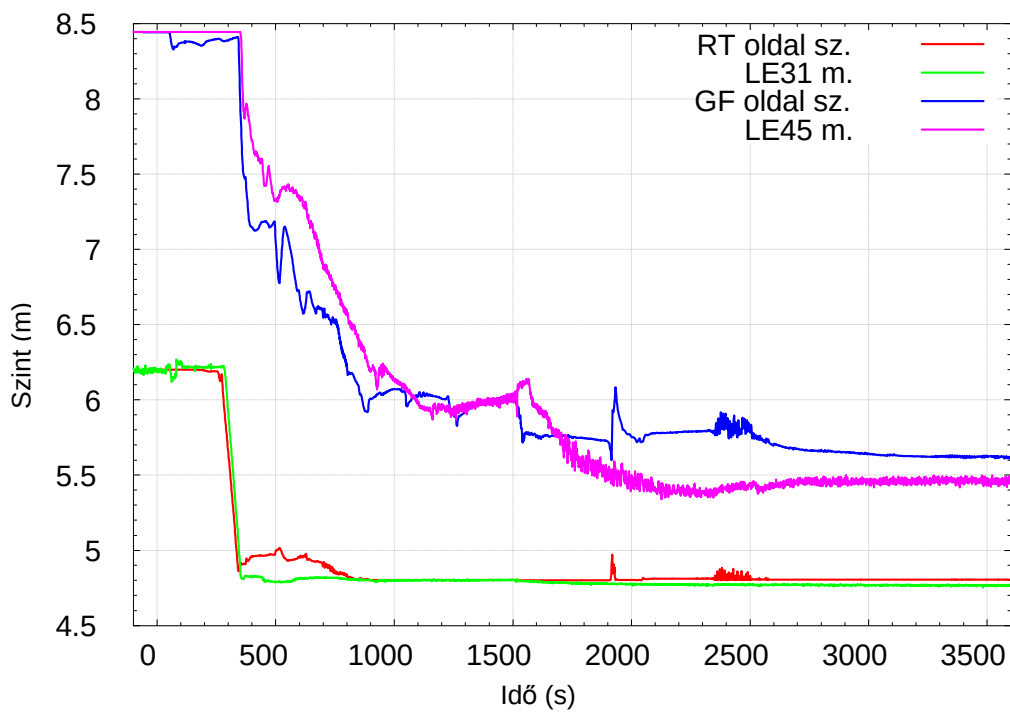
A burkolat-hőmérséklet mért és számított értékei a kilépésnél az OAH-C1 kísérletben.
Számítás a RELAP5/mod3.2.2.Gamma kóddal

dc_110_10



6.5. ábra

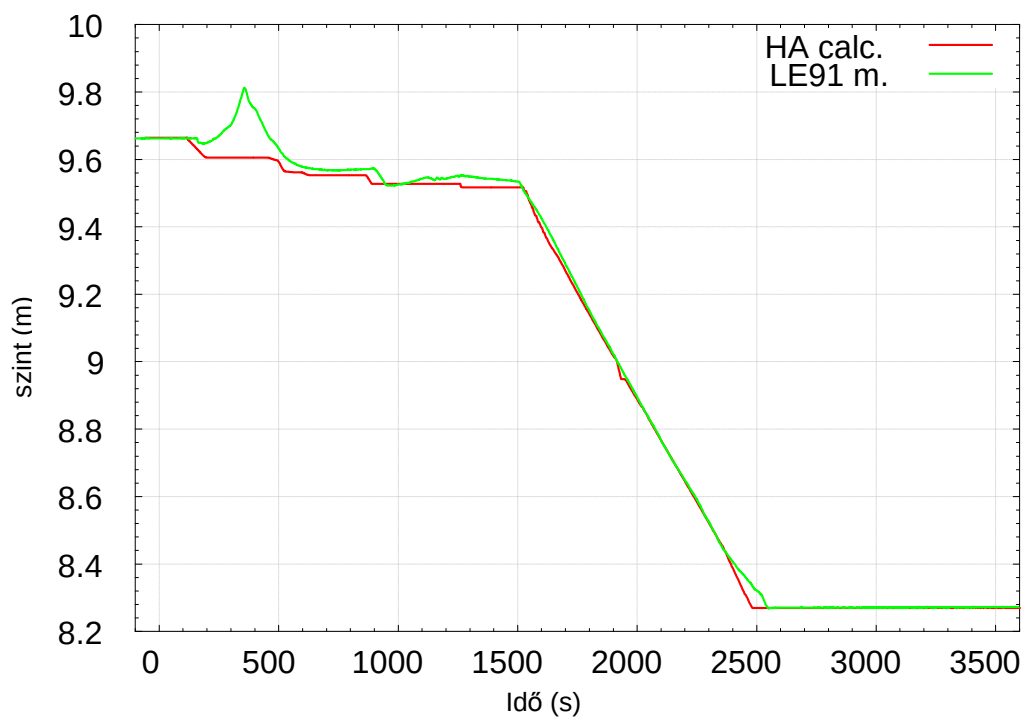
Mért és számított tömegsebesség a törésen az OAH-C1 kísérletben. Számítás a RELAP5/mod3.2.2.Gamma kóddal



6.6. ábra

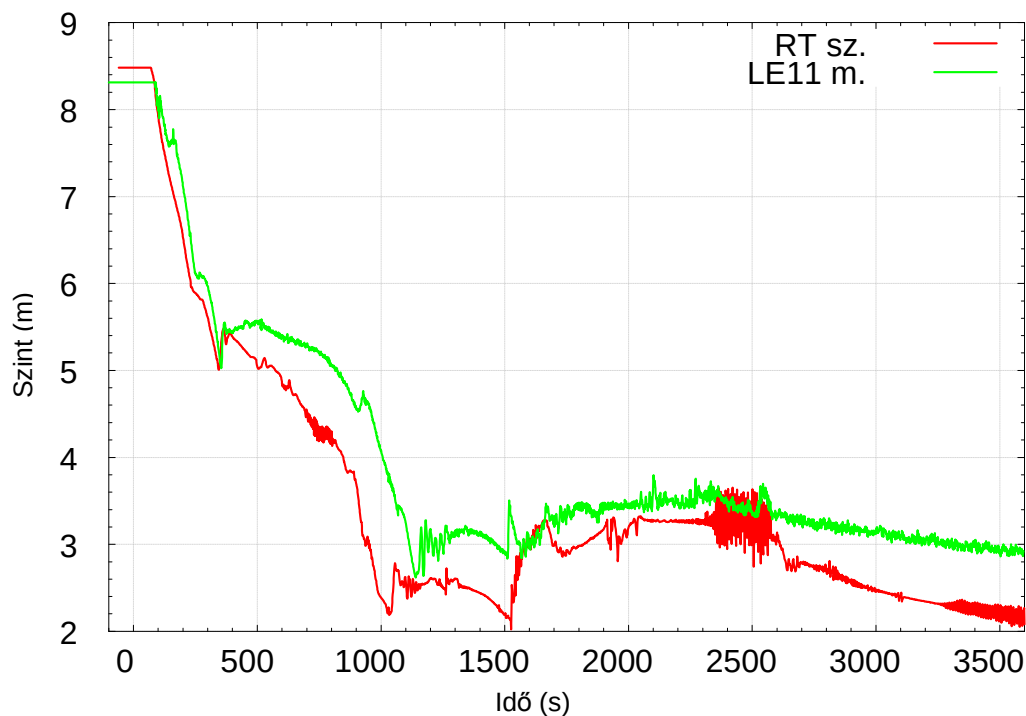
Hűtőközeg-szintek mért és számított értékei a meleg ágba az OAH-C1 kísérletben. Számítás a RELAP5/mod3.2.2.Gamma kóddal

dc_110_10



6.7. ábra

A hűtőközeg-szint mért és számított értékei a hidroakkumulátorban (LE91) az OAH-C1 kísérletben. Számítás a RELAP5/mod3.2.2.Gamma kóddal



6.8. ábra

A hűtőközeg-szint mért és számított értékei a reaktor-modellben (LE11) az OAH-C1 kísérletben. Számítás a RELAP5/mod3.2.2.Gamma kóddal

6.3.3.2. Az ATHLET, CATHARE és RELAP5 kód mennyiségi validációja a PHS-05 kísérlettel

A PHS-05 kísérletet a 6.8 táblázatban összefoglalt 14 paraméterrel jellemzem. A paraméterek változását a folyamatidő függvényében a kódokkal végzett számításokból kapjuk, amely input adat az FFTBM Excel Add-In kódhoz.

A tranzienszt a számítási eredmények tanulmányozása, minőségi értékelése alapján a következő fenomenológiai ablakokra osztom:

1. A primerkör aláhűtött: 0-350 s
2. A reaktor-modell leürülés: 350-1300 s
3. Fűtőelem túlmelegedés, újranedvesítés: 4720-5000 s
4. Primerköri hűtőközeg-mennyiség visszaállítása és nyomástartó túltöltés: 5000-6997 s.

Ezekre az adatokra, folyamatidő-szakaszokra készítettem el a 6.9 táblázatot, a PHS-05 kísérlet releváns termohidraulikai állapotaira (RTA) és az azokat jellemző paraméterekre. A kísérleti adatok és az ATHLET MOD2.0A, CATHARE2 V1.5 és RELAP5/mod3.3 kóddal végzett számítások közötti eltérés (hiba) minősítését a 6.3.2 fejezetben leírtak szerint végeztem: a kvalitatív minősítés (Q): E – kiváló, R – megfelelő, M – elfogadható és U – nem elfogadható. Az üzemzavart jellemző RTA típusok: TSE – időbeli esemény, SVP – egyértékű paraméter, IPA – integrált értékű paraméter. A 6.9 táblázat 24 adatából a kódok sorrendje szerint: E – 3, 6 és 9 esetben, R – 19, 15 és 13 esetben, M – 2, 3 és 2 esetben fordul elő. Ennek alapján az eltérést (hibát) „megfelelő”-nek minősítem.

Az FFTBM Excel Add-In kóddal végzett számítások eredményét az átlagos AA_{tot} amplitúdóra és a súlyozott frekvenciára (WF_{tot}) a 0-6997 folyamatidőre, a tranziens egészére, a 6.7 táblázatban foglaltam össze.

6.7. táblázat: Az AA_{tot} és WF_{tot} értékei a három kódra

Kód	AA_{tot}	WF_{tot}
ATHLET Mod2.0-A	0,25	0,03
CATHARE2 V1.5	0,22	0,03
RELAP5/mod3.3	0,23	0,04

A minősítés mindhárom kódra „nagyon jó”, a 6.8. összefüggésben definiált elfogadási kritériumoknak megfelelően.

A 6.8 táblázatban kiválasztott – az üzemzavart jellemző – paraméterek közül a TE15, TE63, TE22, PR21, LE11 és MA00 paramétereket rajzoltam fel 0–6500 s folyamatidőre, a teljes folyamatidőre számolt AA értékekkel, a 6.9–6.14. ábrákon.

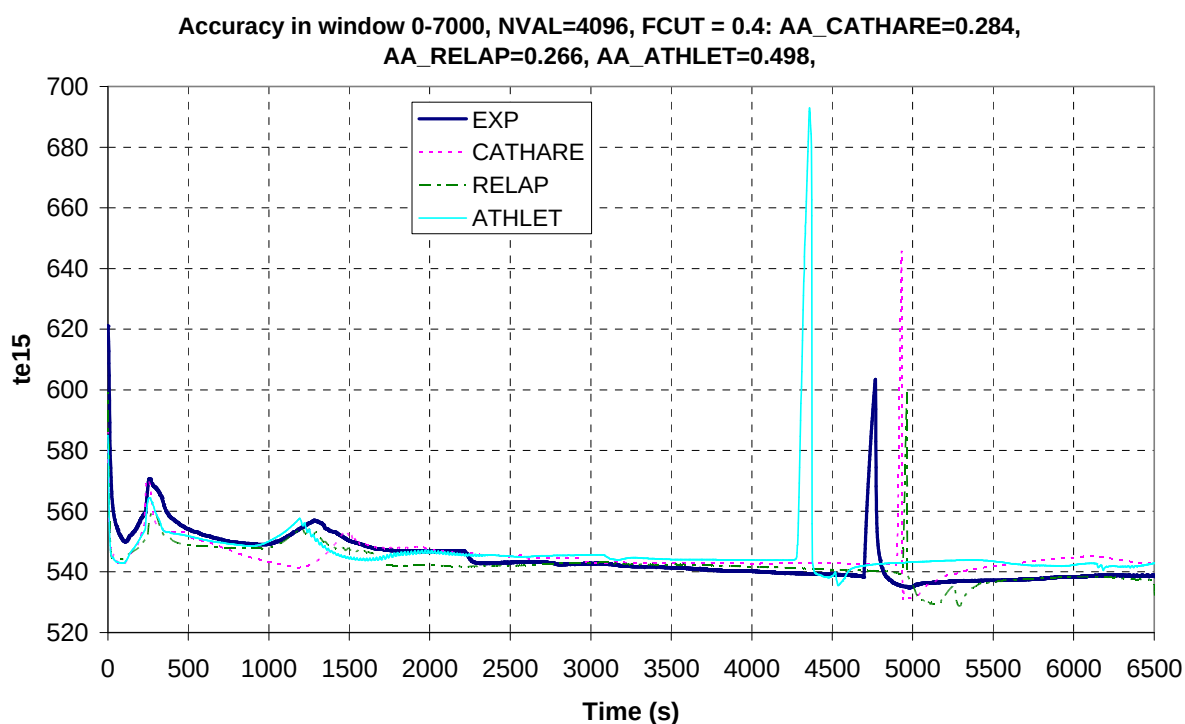
dc_110_10

6.8. táblázat: A PHS-05 üzemzavart jellemző paraméterek

Azonosító	Leírás
TE15	Fűtőelem felületi hőmérséklet a zóna kilépő keresztmetszetében
TE63	Hűtőközeg hőmérséklet a zóna belépő keresztmetszetében
TE22	Hűtőközeg hőmérséklet a felső keverőtérben
TE41	Hűtőközeg hőmérséklet a GF belépő keresztmetszetében
TE42	Hűtőközeg hőmérséklet a GF kilépő keresztmetszetében
PR21	Nyomás a felső keverőtérben
PR81	Nyomás a GF szekunder oldalán
LE11	Hűtőközeg-szint a reaktormodellben
LE71	Hűtőközeg-szint a nyomástartóban
LE31	Hűtőközeg-szint a melegági vízzárban
LE45	Hűtőközeg-szint a GF meleg kollektorában
LE46	Hűtőközeg-szint a GF hideg kollektorában
LE52	Hűtőközeg-szint a hidegági vízzárban
MA01	Hűtőközeg-vesztés integrális értéke

A CATHARE és a RELAP5 kód mennyiségi validációját a PH4-SLB kísérlettel a 3. Függelékben tárgyalom. A kiválasztott 14 paraméter tartalmazza a hűtőközeg- és fűtőelem felületi hőmérsékleteket, a primerkörüi és szekunderkörüi nyomást, a hűtőközeg szinteket a rendszer különböző egységeiben, valamint a hűtőközeg-vesztés értékeit a folyamatidő függvényében.

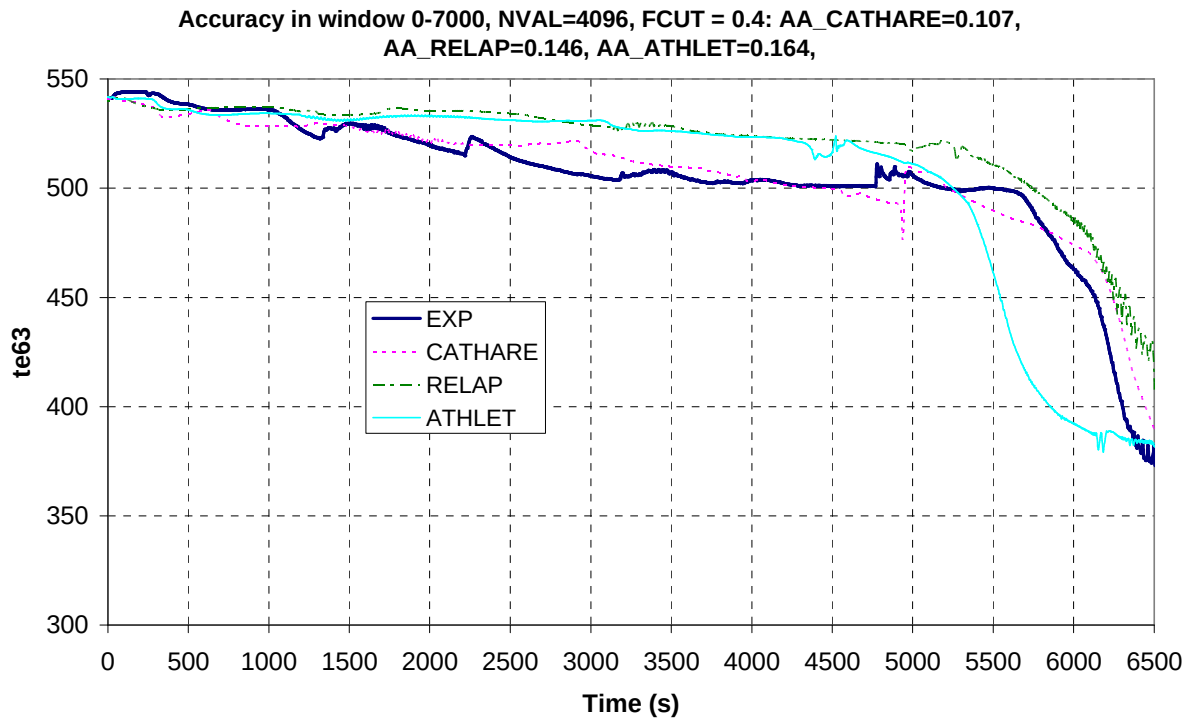
A minősítés mindkét kódra, a tranziens egészére, „nagyon jó”, tehát a validációs számítás az LBLOCA üzemzavarra az FFTBM legmagasabb minősítését kapja.



6.9. ábra

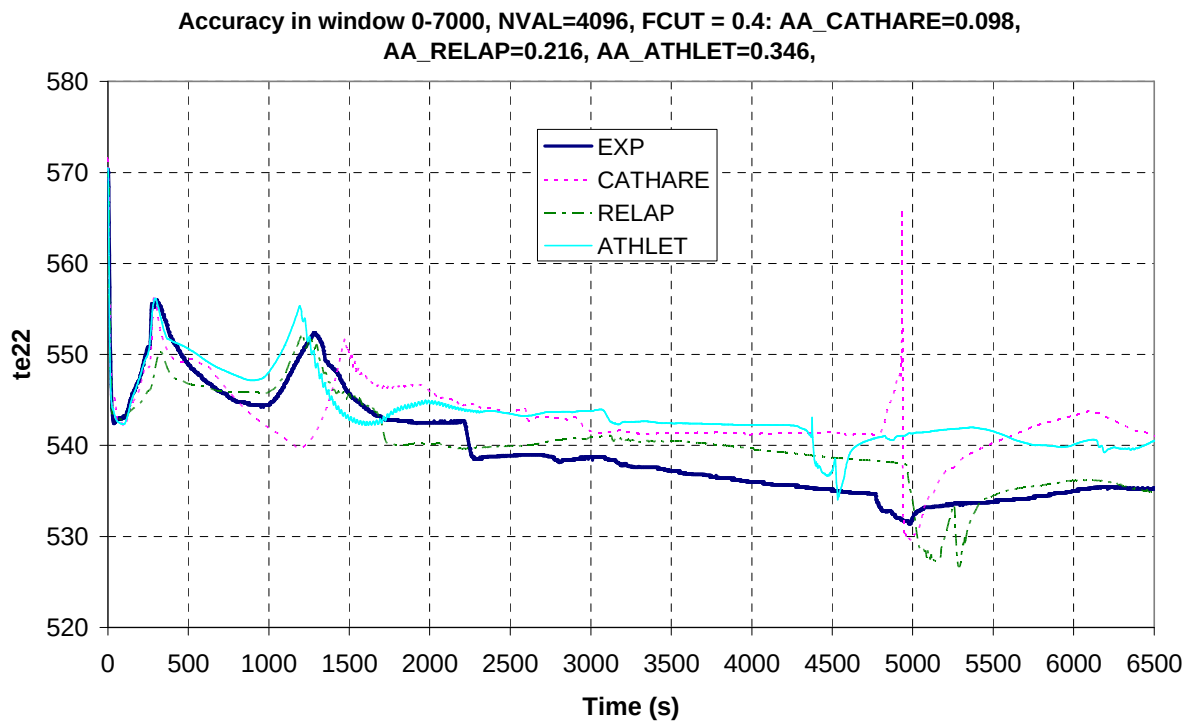
Fűtőelem felület hőmérséklet (TE15) a PHS-05 kísérletben, az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 számítás átlagos (AA) hibáival

dc_110_10



6.10. ábra

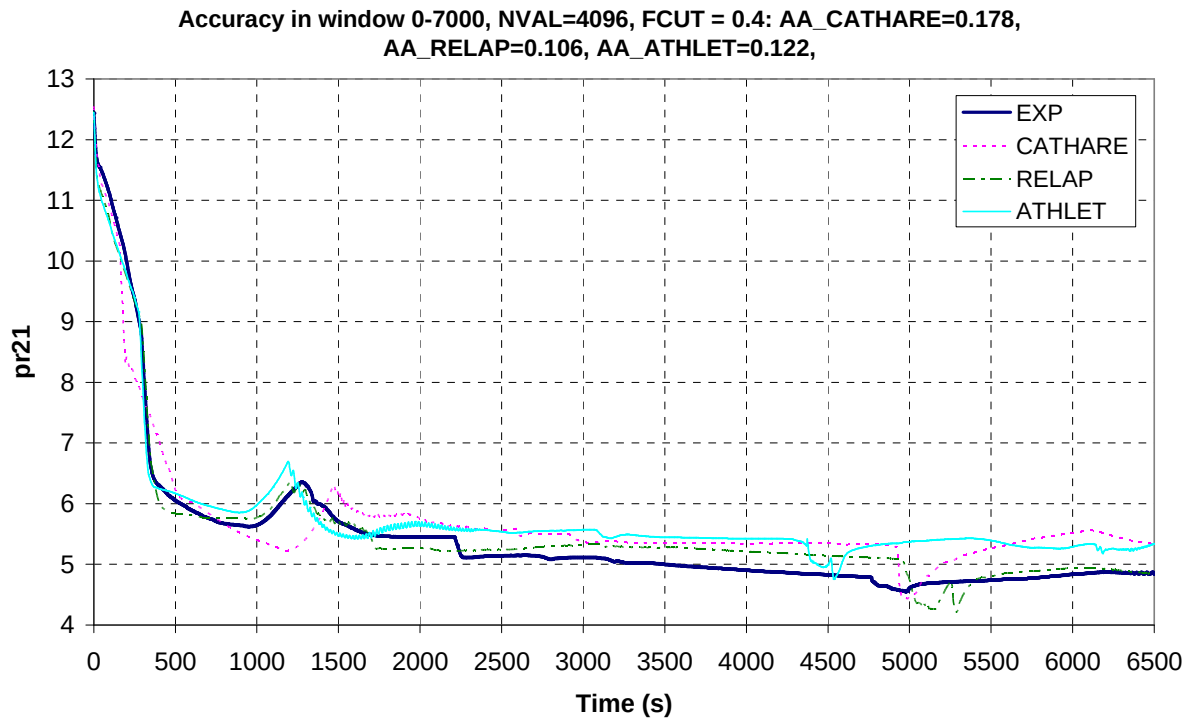
Hűtőközeg hőmérséklet a zóna belépésnél (TE63) a PHS-05 kísérletben, az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 számítás átlagos (AA) hibáival



6.11. ábra

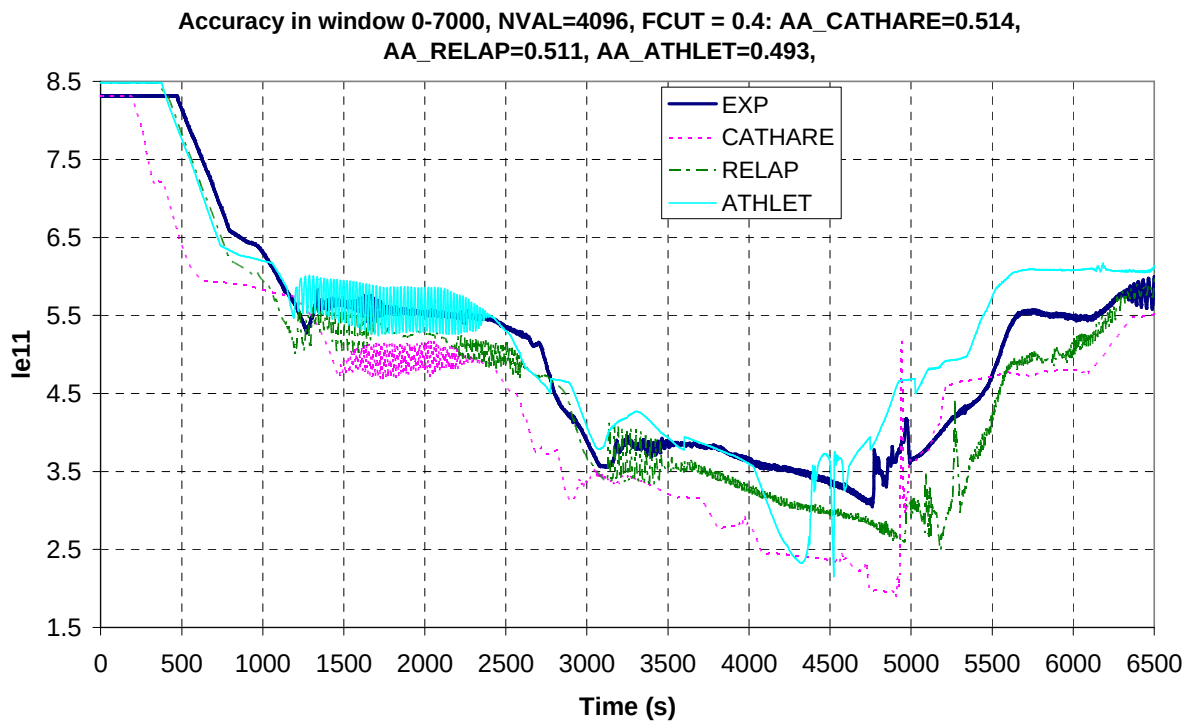
Hűtőközeg hőmérséklet a felső keverőtérben (TE22) a PHS-05 kísérletben, az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 számítás átlagos (AA) hibáival

dc_110_10



6.12. ábra

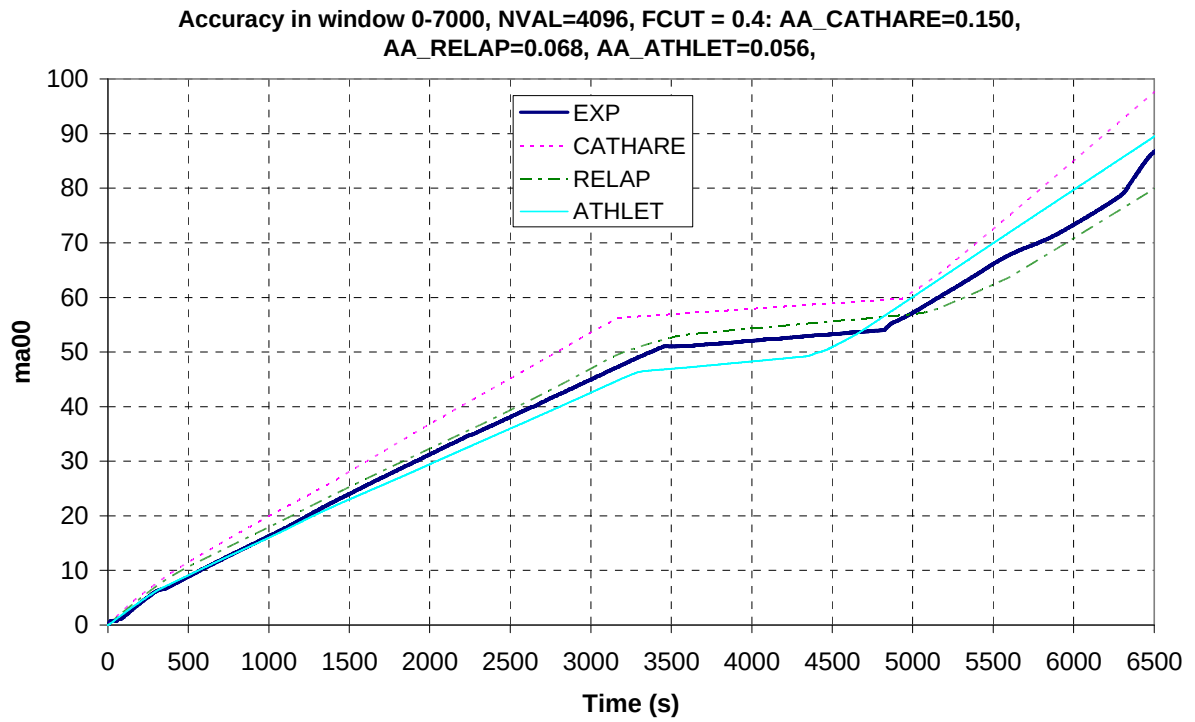
Nyomás a felső keverőtérben (PR21) a PHS-05 kísérletben, az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 számítás átlagos (AA) hibáival



6.13. ábra

Hűtőközeg-szint a reaktormodellben (LE11) a PHS-05 kísérletben, az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 számítás átlagos (AA) hibáival

dc_110_10



6.14. ábra

A hűtőközeg-vesztés integrális értéke (MA00) a PHS-05 kísérletben, az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 számítás átlagos (AA) hibáival

6.9. táblázat: Releváns termohidraulikai állapotok (RTA) és az azokat jellemző paraméterek a PHS-05 kísérletben, az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 számítás minősítésével, a kiválasztott 0-350 s, 350-4720 s, 4720-5000 s, és 5000-6997 s fenomenológiai ablakokra

RTA	RTA-kat jellemző paraméterek	Típus	PHS-05 kísérlet	ATHLET		CATHARE		RELAP5	
				Számítás	Q	Számítás	Q	Számítás	Q
1. A primerkör aláhűtött: 0 – 350 s									
Nyomástartó leürülés	Nyomástartó üres	TSE	350 s	205	M	125	M	222	M
Primerköri nyomás-változás	Nyomás 8.8 MPa-nál	TSE	292 s	284	M	184	M	321	M
	Nyomás 350 s-nál	SVP	6,61 MPa	6,36	R	7,42	R	7,57	R
Szekunderköri nyomásváltozás	Maximális nyomás	SVP	5,34 MPa	5,34	R	5,41	R	5,32	E
	Nyomás 350 s-nál	SVP	5,32 MPa	5,33	R	5,33	E	5,28	E
Szivattyú üzeme	Kifutás kezdődik	TSE	100 s		E	100	E	102	E
	Kifutás végződik	TSE	248 s		R	236,7	R	250	E
Primerköri hűtőközeg-tömeg-változás	Átlagos hűtőközeg-vesztés	IPA	0,019 kg/s		M	0,028	M	0,023	R
2. Reaktormodell leürülés (LE11): 350 – 4720 s									
Primerköri nyomás-változás	Nyomás 1300 s-nál	SVP	6,31 MPa	6,04	R	5,42	R	6,14	R
	Nyomás 4720 s-nál	SVP	4,79 MPa	5,28	R	5,34	R	4,84	R
Szekunderköri nyomásváltozás	Nyomás 4720 s-nál	TSE	4,79 MPa	5,07	R	5,23	R	4,80	E
Vízár viselkedés	Hidegági vízzár nyílás	TSE	3182 s	3203	E	2920	R	3155	E
	Melegági vízzár nyílás	TSE	1272 s	1192	R	1473	R	1204	R
Primerköri hűtőközeg-tömeg-változás	Átlagos hűtőközeg-vesztés	IPA	0,011 kg/s		R	0,016	R	0,011	E
Primerköri hőmérséklet viselkedés	Hőmérséklet a kilépésnél 4720 s-nál	SVP	534,7 K	540,5	R	541,2	R	534,9	E

Q: E = kiváló, R = megfelelő, M = elfogadható, U = nem elfogadható

6.9. táblázat (folytatás)

RTA	RTA-kat jellemző paraméterek	Típus	PHS-05 kísérlet	ATHLET		CATHARE		RELAP5	
				Számítás	Q	Számítás	Q	Számítás	Q
3. Fűtőelem felmelegedés, újranedvesítés (TE15): 4720 – 5000 s									
Leszáradásos krízis fellépése	Krízis fellépés kezdete	TSE	4720 s	4260	R	4905	R	5135	R
	Minimális hűtőközeg-szint, s-nál	SVP	3,05 m 4760 s	3,26 m 4590 s	R	1,89 m 4908 s	R	2,59m	R
	Maximális fűtőelem burkolat hőmérséklet, s-nál	STS	4768 s	4360	R	4930	R	5160	E
	Maximális fűtőelem burkolat hőmérséklet	SVP	613 K	693	R	645,9	R	593	R
Újranedvesítés	NZÜHR befecskendezés kezdete	TSE	4751 s		R	4924	R	5150	R
	Leszáradás vége	TSE	5000 s	4380	R	5000	E	5340	R
4. Primerköri hűtőközeg mennyiség visszaállítása (nyomástartó túltöltés): 5000 – 6997 s									
Primerköri nyomás viselkedés	Nyomás 5000 s-nál	SVP	4,61 MPa	5,37	R	4,46	R	4,78	R
Primerköri hőmérséklet viselkedés	Hőmérséklet a zóna kilépésnél 5000 s-nál	SVP	532,1 K	541,3	E	530	E	534,2	E
	Hőmérséklet a zóna belépésnél 5000 s-nál	SVP	506,0 K	511,1	R	508,9	E	518,7	R
Primerköri hűtőközeg tömeg-változás	Átlagos hűtőközeg-vesztés	IPA	0,019 kg/s		R	0,019	E	0,014	R
	A törésen távozó összes tömeg	IPA	94,9 kg	99,0	R	110	R	84,8	R

Q: E = kiváló, R = megfelelő, M = elfogadható, U = nem elfogadható

6.4. A validáció összefoglaló értékelése

A termohidraulikai rendszer-kódok PMK-2 kísérletekre alapozott validációja az első IAEA kódvalidációs gyakorlattal, az SPE-1-gyel kezdődött 1986-ban, és itt az értekezésben leírt számításokkal, 2010-ig folytatódott.

A PMK-2 kísérletekre alapozott – a VVER-440/213 típusra vonatkozó – nemzetközi kódvalidáció széles körű nemzetközi együttműködés-sorozat kereteiben folyt, melynek részei a következők:

- IAEA SPE sorozat (SPE-1, SPE-2, SPE-3, SPE-4) keretében, (összesen) 29 ország részvételével, 1986 és 1993 között, SBLOCA és PRISE típusú kísérletekkel;
- EU-Phare és EU-Framework projektek keretében, 16 kísérlettel, az Egyesült Királyság, Franciaország, Németország, Finnország, Csehország, Szlovákia, Olaszország, Oroszország és Belgium részvételével folytak a validációs kutatások, az értekezésben is tárgyalt (best-estimate) kódokkal. Az üzemzavar típusok: LBLOCA, nyomástartó termohidraulika, PRISE típusú üzemzavar, és balesetkezelési célú üzemzavar típusok;
- US-NRC CAMP program keretében, a RELAP5/mod3.3 kódváltozat tesztelésére, két kísérletet használtak/használtak. Ezek: SBLOCA kísérlet szekunderköri hűtőközeg-elvétellel és gőzfejlesztő hőátadási vizsgálatok, szekunderköri hűtőközeg-szint csökkentéssel;
- ATHLET validáció, a GRS-ben a kódfejlesztők által végzet fejlesztési fázisú validáció, négy különböző kódváltozatra (Mod1.1-A, Mod1.2-A, Mod1.1-B, Mod1.1-D), a következő kísérletekkel: ATWS (PHV-22), SBLOCA (SPE-4) szekunderköri nyomáscsökkentéssel, SBLOCA (OM1-G1) nem-kondenzálódó gázok hatása a GF hőátadásra, SBLOCA (OM1-G2) nem-kondenzálódó gázok hatása a zóna hőátadásra, SBLOCA (PHS-05) túltöltés NZÜHR működéssel, LBLOCA (PH4-SLB), természetes cirkulációs zavar a leállított reaktorban (PAV-GFK) és izolációs szelep zárása a hideg ágba (PAV-FET);
- RELAP5 validáció az SPE-4 kísérlettel, amely a mod3.1 kódváltozat NRC által készített validációs mátrixához tartozik.

Az értekezésben tárgyalt minőségi és mennyiségi validáció a fentiekben vázolt validációs kutatások összefoglaló, záró fejezete, melyhez 9 kísérletet választottam: PHS-05, OAH-C1, SPE-4, IMP-22, IMP-23, PH4-PS, SPE-3, PH4-SLB és PHV-22. A kísérletek az OECD-VVER kódvalidációs mátrixba tartozó kísérletek mindhárom csoportját tartalmazzák, így az LBLOCA-t, (PH4-SLB), az SBLOCA-t (PHS-05, OAH-C1, SPE-4, IMP-22, PH4-PS, SPE-3) és a Tranzienst (PHV-22, teljes feszültségkiesés ATWS-sel). A kódok az AGNES projektben és a VBJ-ben alkalmazott ATHLET és RELAP5 kódváltozatok.

A kódvalidáció eredményei az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 kódra a következők:

- *Kisméretű (SBLOCA) törések.* A számítások eredménye mindhárom kódra, a minőségi értékelés szerint, a tranziensek egészére „korrekt”. Jól számolható a melegági vízzár viselkedés és a hidegági vízzár megnyílás, valamint a hőátadás a zónában, beleértve a dryout típusú krízis fellépési idejét és a maximális fűtőelem felületi hőmérséklet értékét. Mennyiségi értékelés szerint a minősítés ebben az üzemzavar csoportban mindhárom kódra „nagyon jó” (very good).
- *Nagyméretű (LBLOCA) törés.* Az ATHLET kóddal végzett számítások eredménye a minőségi értékelés szerint minőségileg és mennyiségileg „korrekt”, tehát a számítás eredménye „kiváló”. A CATHARE és a RELAP5 kóddal végzett mennyiségi értékelés szerint a validáció minősítése „nagyon jó” (very good).
- *Erőművi tranziensek.* A tranziens „teljes feszültségkiesés ATWS-el”, a minőségi értékelés szerint a számítás minőségileg és mennyiségileg „korrekt”. A mennyiségi értékelés szerint a minősítés „jó” (good).

7. ÖSSZEFOGLALÁS

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 folyt azután a „klasszikusnak” tekinthető területeken a kutatások. Meghatározó kutatói szerepem volt azokon a területeken, amelyeknek eredményeit az értekezésben saját, új tudományos eredményként foglalom 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 rendszer kódok 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 rendszer kódok 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 lehetnek 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.

7.1. 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 sűrűlódási tényezőket és a keresztirányú ellenállástényezőt 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 törésméretekkkel 0,5-30% tartományban; 10 kísérlet melegági 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 rendszer kódok validációjához használható minőségű. Az OECD-VVER kódvalidációs mátrixok PMK-2 kísérletekre történő alkalmazása során mindhárom tranziens-csoportban – tehát a nagy törések, kis/közepes méretű törések és a tranziensek esetében – vizsgálni kellett, hogy a kísérletek a mátrixok által kívánt szinten modellezik-e a jelenségeket. Az eredmény az, hogy a PMK-2 kísérletek a következő jelenségeket modellezik 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 kutató-csoportok 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 projekteknél a három kód 15 változatának validálására. A PMK-2 projekteknél 29 ország mintegy 60 kutatója vett részt. A validációra alkalmazott módszerek magukba 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.

7.2. A tudományos eredmények rövid összefoglalása

1. Szubcsatorna szintű hűtőközeg keveredési vizsgálatok

Hűtőközeg keveredési vizsgálatokat végeztem a hűtőközeg sebesség- és hőmérséklet eloszlás nagyszámú és nagypontosságú, 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 sűrűlási tényezőket a normál-, oldal- és sarok csatornákra, és módosítottam a kódban a keresztirányú impulzus egyenlet ellenállás-tényezőjét. A módszer és validáció sikerességét számításokkal igazoltam.

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.

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

2.3.Tudományos vezetéssel és közvetlen részvételemmel, a VVER-1000 típusú reaktor zóna rúdkegél modelljein, 460 pontban végzett kritikus hőfluxus mérésekkel, majd a 2.1.igénypont szerinti módszer felhasználásával, igazoltuk a Bezrukov korreláció alkalmazhatóságát a VVER-1000 típusra.

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 üzemi zavarai hűtőrendszerek (ZÜHR) modelljeit és az erőművi rendszernek megfelelő beavatkozásokat végrehajtó irányító rendszert. A PMK-2 berendezés alkalmas a tervezési és tervezésin túli üzemi zavarok 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.

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) támogatású projektek keretében .

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 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 vesztes 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 választását ATWS üzemzavar fellépése esetén .

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].

7.3. 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) Hidropress 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.

8. RÖVIDÍTÉSEK JEGYZÉKE

AA	Átlagos amplitúdó (FFTBM) (error function amplitude)
ACAP	Automatikus Kódvalidációs Program (Automated Code Assessment Program)
AM	Baleset-kezelés
AR	A BRU-A új neve
ATWS	ÜV-1 nélküli üzemzavar (Anticipated transient without scram)
BF	Hűtőközeg elvétel és utántöltés (Bleed and feed)
BRU-A	Szekunderköri nyomás-redukáló szelep
CAMP	Kódvalidációs és –Karbantartási Program (Code Assessment and Maintenance Program)
CCFL	Ellenáramú áramlás korlátozás (Counter Current Flow Limitation)
CSNI	Nukleáris Berendezések Biztonsági Bizottsága (Committee for Safety of Nuclear Installations)
DAS	Adatgyűjtő rendszer
DBA	Tervezési üzemzavar (Design Basis Accident)
DE	Sűrűség
DNB	Filmforrás típusú krízis (Departure from Nucleate Boiling)
DNBR	Filmforrás típusú krízis viszony (Departure from Nucleate Boiling Ratio)
DP	Nyomáskülönbség
ECCS	ZÜHR rendszer (Emergency core cooling system)
EFW	Biztonsági tápvíz rendszer (Emergency feed water)
EU	Európai Unió
$f_{\max}$	Maximális frekvencia komponens
f_s	Mintavételi frekvencia
FCUT	Frekvencia-vágási frekvencia (Cut-off frequency)
FET	Szelepszárás a hideg ágban
FFT	Gyors Fourier Transzformáció
FFTBM	Gyors Fourier Transzformációs Módszer
FFIX	Minimum-maximum frekvencia
G11-TC	Természetes cirkuláció különböző hűtőközeg-mennyiségeknél
GFK	Gáz a felső keverőtérben
PAV-GKK	Gáz az FG kollektorokban
HA	Hidroakkumulátor
HPIS	Nagynyomású ZÜHR rendszer
HVM	Hideg víz injektálás a meleg ágba
IAEA	Nemzetközi Atomenergia Ügynökség
IBLOCA	Közepes méretű LOCA
ICAAP	Nemzetközi Kódvalidációs és Alkalmazási Program (International Thermal Hydraulic Code Assessment and Application Program)
IMPAM	Balesetkezelés (Improved Accident Management)
ISP	Nemzetközi Kódvalidációs Gyakorlat (International Standard Problem)
K	Elfogadási tényező
LBLOCA	Nagy töréses LOCA
LE	Szint

dc_110_10

LOCA	Hűtőközeg-elvesztéses üzemzavar (Loss of coolant accident)
LOFA	Áramlás-elvesztéses üzemzavar (Loss of flow accident)
LPIS	Kisnyomású ZÜHR rendszer (Low pressure injection system)
LV	Lokális void
MCP	Főkeringtető szivattyú
MTA	Magyar Tudományos Akadémia
MV	Motoros szelep
NEA	Nukleáris Energia Ügynökség (Nuclear Energy Agency)
NPP	Atomerőmű (Nuclear power plant)
NVH	Nagynyomású Vízhűtéses Hurok
OAH	Országos Atomenergia Hivatal
OECD	Gazdasági Együttműködési és Fejlesztési Szervezet (Organisation for Economic Co-operation and Development)
OKKFT	Országos Középtávú Kutatási és Fejlesztési Terv
OMFB	Országos Műszaki-Fejlesztési Bizottság
PA Zrt	Paksi Atomerőmű Zrt.
PMK	Paks Modell Kísérlet
PR	Nyomás
PRISE	Hűtőközeg folyás a primer körből a szekunder körbe
PV	Pneumatikus szelep
PW	Teljesítmény
RTA	Releváns termohidraulikai állapot (Relevant Thermohydraulic Aspect)
SAR	Biztonsági Jelentés (Safety Analysis Report)
SBLOCA	Kisméretű LOCA (Small break LOCA)
SG	Gőzfejlesztő (Steam generator)
SIT	Hidroakkumulátor (Safety injection tank)
SPE	Kódvalidációs gyakorlat (Standard Problem Exercise)
STB	Teljes feszültségkiesés (Station blackout)
TCG	Természetes cirkuláció nem-kondenzálódó gázzal
TLF-BF	Teljes tápvízvesztés hűtőközeg-elvétellel és -utántöltéssel
TLFW	Teljes tápvízvesztés
UP	Felső keverőtér
US NRC	Az Amerikai Egyesült Államok Nukleáris Engedélyezési Hatósága (United States Nuclear Regulatory Commission)
WF	Súlyozott frekvencia

9. KÖSZÖNETNYILVÁNÍTÁS

Köszönetet mondok Gadó Jánosnak, az MTA KFKI Atomenergia Kutatóintézet igazgatójának, a kutatási feltételek biztosításában nyújtott támogatásáért.

Kollégáim közül sokaknak tartozom köszönettel. Kiemelem közülük Baranyai Gábort, Biró Editet, Ézsöl Györgyöt, Guba Attilát, Perneczky Lászlót, Takács Antalt, Tóth Ivánt, Trosztel Istvánt, akikkel a legtöbbet dolgoztam együtt, és akik segítséget nyújtottak az értekezésben foglalt tudományos eredmények eléréséhez.

Az értekezés gépelésében nyújtott sokoldalú segítségért köszönetet mondok Nagyné Pomázi Zsuzsának.

10. IRODALOMJEGYZÉK

2. fejezet

- [2.1] Collier J. G.: Convective Boiling and Condensation. McGraw Hill, 1972.
- [2.2] 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.
- [2.3] Csom Gyula: Atomerőművek üzemtana II. kötet. Az energetikai reaktorok üzemtana 2. rész. ISBN 963 420 829 0. Műegyetemi Kiadó, 2005.
- [2.4] 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.
- [2.5] Szabados László: A nukleáris biztonság vizsgálati módszerei és eszközei. OKKFT A/11 program. Budapest, 1987. ISBN 963 372 408 2.
- [2.6] KFKI-AEKI: A Paksi Atomerőmű biztonságának újraértékelésére szolgáló AGNES projekt fő következtetései. KFKI-AEKI, 1994.
- [2.7] IAEA: Selected Safety Aspects of WWER-Model 213 Nuclear Power Plants. ISBN 92-0-101-196-2. Vienna, 1996.
- [2.8] Szabados László: Rendszer-termohidraulikai eredmények VVER típusú atomerőművek biztonsági értékeléséhez. KFKI-2004-01 Riport.
- [2.9] 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.
- [2.10] 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.
- [2.11] 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.
- [2.12] NEA: Validation Matrix for the Assessment of Thermal-hydraulic Codes for VVER LOCA and Transients. A report by the Groeneveld D. C. et al.: An improved table look-up method for predicting critical heat flux. NURETH-6, Grenoble, Dec. 5-8, 1993. Proc. Vol. 1, p. 223-230. OECD Support Group on the VVER Thermal-hydraulic Code Validation Matrix. Nuclear Energy Agency, NEA/CSNI/R(2001)4, June 1, 2001.
- [2.13] L. Szabados, F. D'Auria, G. Kimber, J. Sienicki: Optimization of the Matrix: Guidelines for Facility and Test Qualification. Report No.: OECD.FTQ-01., KFKI Atomic Energy Research Institute, Budapest, 1996.
- [2.14] Simulation of a Loss of Coolant Accident. Results of a Standard Problem Exercise on the Simulation of a LOCA. IAEA-TECDOC-425, Vienna, 1987.
- [2.15] 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.
- [2.16] 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.

- [2.17] 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.

3. fejezet

- [3.1] Szabados László: Vízhűtéses energetikai reaktorok termohidraulikai kísérleti és számítási bázisának létrehozása és alkalmazása. Kandidátusi értekezés. Budapest, 1977. OKNy D1957.
- [3.2] Szabados L. és mások: Az NVH termohidraulikai kísérleti berendezés. I. Rész. KFKI-77-108.
- [3.3] Szabados L. és mások: Az NVH termohidraulikai kísérleti berendezés. II. Rész. KFKI-77-109.
- [3.4] Szabados L. és mások: Az NVH termohidraulikai kísérleti berendezés. III. Rész. KFKI-77-110.
- [3.5] Szabados L., Tóth I.: A Digital Computer Program for Thermohydraulic Investigation of Closed or Semi-open Reactor Cores. KFKI, 1971.
- [3.6] 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).
- [3.7] Szabados L., Tóth I.: FOURIER-I, A Computer Program for Fuel Element Thermal Design. KFKI-70-32.
- [3.8] Szabados L. és mások: HOTRAN – Steady-State and Transient Thermohydraulic Calculations of Water-Cooled Reactor Cores. KFKI-70-34.
- [3.9] 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.
- [3.10] Tóth I., Szabados L., Grillo P.: BIOT – A 3-Dimensional Steady-State and Transient Heat Conduction Code. KFKI-70-35.
- [3.11] Perneczky L., Szabados L., Kovács L. M.: HOTRAN-2 – A Code for Coolant Flow Transient Calculation of Water-Cooled Reactor Cores. KFKI-77-16.
- [3.12] 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.
- [3.13] 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.
- [3.14] Experimental design verification of VVER-440 model 213 nuclear power plants. IAEA-TECDOC-810, ISSN 1011-4289, Vienna 1995.
- [3.15] Todreas N. E. et al: Coolant mixing in LMFBR rod bundles and outlet plenum mixing transients. M.I.T. Progress Reports, 1978-1980.
- [3.16] Ibragimov M.K. et al: Calculation of Secondary Flow in Turbulent Fluid Stream. Fluid Dynamics. Vol. 4. 1968. pp. 114-116.
- [3.17] L. Maróti: Axial distribution of void fraction in subcooled boiling. Budapest, 1975. KFKI-75-52.
- [3.18] L. Maróti: Axial distribution of void fraction in subcooled boiling. Nuclear Technology Vol. 34. June 1977.
- [3.19] Szabados L.: Az NVH termohidraulikai kísérleti berendezés. III. rész. KFKI-77-110.
- [3.20] L. Szabados: Theoretical and experimental background of thermohydraulics applied for VVER safety studies. MTA KFKI AEKI. AEKI-THL-2009-252-10/M0 riport.

- [3.21] L. Maróti: A model for two-phase frictional pressure drop calculations. Budapest, 1975. KFKI-75-31.
- [3.22] Szabados L., Téchy Zs.: VOID-1, Számítógépi program gőztartalom meghatározására reaktorcsatornáknál. KFKI-73-28.
- [3.23] Téchy Zs., Szabados L.: A Theoretical Basis of Bubble Motion in Reactor Channels. Atomkernenergie (ATKE) Bd. 23 (1974) Lfg. 4.
- [3.24] 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.
- [3.25] Selected safety aspects of WWER-440 model 213 Nuclear Power Plants. International Atomic Energy Agency, 1996. ISBN 92-0-101196-2.
- [3.26] L. S. Tong, J. Weisman: Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors. AEC Monograph by American Nuclear Society, 1970.
- [3.27] L. S. Tong, J. Weisman: Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors. Third Edition. ANS, 1996.
- [3.28] Szabados László: Kritikus hőfluxus korrelációk statisztikus vizsgálatokhoz. AEKI-G-2030/2005.
- [3.29] Кутателадзе С.С.: Теплопередача при конденсации и кипении. Н-Л., 1952, 232с.
- [3.30] Zuber N.: Hydrodynamic aspects of boiling heat transfer, Thesis AECV-4439, 1956.
- [3.31] Determination of critical heat fluxes for jacket-free assemblies. Subroutine ALPHA-2. Bezrukov Yu. A. private communication (2005).
- [3.32] Griffith P., Pearson J. F., Lepkowski R. J.: Critical Heat Flux during a Loss of Coolant Accident. Nuclear Safety, Vol. 18, No. 3, 1977.
- [3.33] Szabados László: Kritikus hőfluxus vizsgálatok stacionárius és tranziens állapotban. KFKI-1977-115. ISBN 963 371 383 8.
- [3.34] 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.
- [3.35] Two-phase flow and heat transfer in rod bundles. ANS Nuclear Meeting, California, 1969. Edited by V. E. Schrock.
- [3.36] L. Maróti: Critical heat flux in subcooled and low quality boiling. KFKI-76-34.
- [3.37] Сабадош Л. и др.: Исследования кризиса теплообмена в моделях топливной сборки реактора ВВЭР-1000. Итоговый отчёт. ЦИФИ Будапешт, 1986.
- [3.38] Сабадош Л. и др.: Расчётный и экспериментальный анализ критнагрузок в пучках, моделирующих периферийные зоны соседних безчехловых касет реакторов ВВЭР-1000. Теплофизика-86 Росток, 1986.
- [3.39] Hao B. R. (B&W), Zielke L. A. (B&W Alliance), Parker M. B. (Westinghouse Hanford): Low-Flow Critical Heat Flux. Transactions of American Nuclear Society, 23, 488 (1975).
- [3.40] L. S. Tong, J. Weisman: Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors. ANS, 1996. ISBN 0-89448-038-3.
- [3.41] 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).
- [3.42] L. Szabados, I. Tóth., I. Trosztel: Transient Heat Transfer and Crisis. Int. Heat Transfer Conf. München, 1982. Transaction, Vol. V. pp. 543-550.
- [3.43] L. Szabados: Heat Transfer and Critical Heat Flux in VVER and PWR Type Reactors. AEKI-G-2025/2005. Budapest, 2006. február.
- [3.44] NTI: <http://www.reak.bme.hu/dr.aszodi.attila/kutatas.html>

- [3.45] Gy. Ézsöl, L. Szabados, H-M. Prasser: Condensation Induced Water Hammer Experiments for the Safety Assessment of a VVER Type Nuclear Power Plant.
- [3.46] Gy. Ézsöl, G. Baranyai, L. Perneczky, L. Szabados, I. Tóth: Modelling of External Cooling for In-vessel Corium Retention in VVER-440/213 Type Nuclear Power Plants. ICONE-18, Xi'an, China, May 17-21 2010. pp 1-6.
- [3.47] G. Házi, G. Mayer, I. Farkas, P. Makovi, A. A. El-Kafas: Simulation of Small Break Loss of Coolant Accident by Using RETINA V1.0 Code. Annals of Nuclear Energy, 2001, Vol. 28, pp. 1583-1594.

4. fejezet

- [4.1] IAEA: Experimental design verification of VVER-440 model 213 nuclear power plants. IAEA-TECDOC-810, ISSN 1011-4289, Vienna 1995.
- [4.2] 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.
- [4.3] D. Bestion, G. Geffraye: The CATHARE code. CEA/Grenoble. DTP/SMTH/LMDS/EM/2001-063. April 2002.
- [4.4] ISL: RELAP5/mod3.3 Code Manual. Volume III and Volume VII. NUREG/CR-5535/Rev.1. Information System Laboratories, Inc., December 2001.
- [4.5] PMK-2 – VVER440-Reports, Final Reports on the PMK-2 Projects for VVER Safety Studies. NEA – 1789 PMK2-VVER440-REPORTS.

6. fejezet

- [6.1] 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.
- [6.2] 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.
- [6.3] 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.
- [6.4] 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.
- [6.5] 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.
- [6.6] A. Prošek: Excel Add-in for Calculating Code Accuracy with Improved Fast Fourier Transform Based Method (FFTBM). IJS-DP-8721, February 2003.
- [6.7] B. Mavko, A. Prošek, F. D'Auria: Determination of Code Accuracy in Predicting Small-Break LOCA Experiment. Nuclear Technology, Vol. 120, pp 1-18, 1997.
- [6.8] H. Holmström: Quantification of Code Uncertainties. OECD/CSNI Meeting, Aix-en-Provence, 1992.
- [6.9] R. R. Schultz: Methodology for Quantifying Computational Capability of RELAP5/mod3 Code for SBLOCAs, LBLOCAs and Operational Transients. CAMP I Meeting, Villigen, 1992.
- [6.10] 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.

1. Függelék

1.1. A balesetkezelést támogató kísérletek

Az Állapot-Orientált Kezelési Utasítások (ÁOKU) bevezetését, ill. az utasítások kísérleti háttérű minősítését számos PMK-2 kísérlettel támogattuk. Ezek a kísérletek, a kísérlet-specifikus célokkal és eredményekkel a következők:

- SPE-4, 7,4% hidegági törés 3 HA, 0 NZÜHR és 1 LPIS rendelkezésre állásával. A mérés célja: az NZÜHR rendszerek elvesztésének hatása az üzemzavari folyamatra és a szekunderköri hűtőközeg-elvételes nyomáscsökkentés (BL) hatásossága. A kísérlet eredménye: a beavatkozással a rendszer nem hűthető le a KZÜHR belépési nyomásáig jelentős fűtőelem-túlmelegedés nélkül.
- PHS-BF kísérlet, az SPE-4 kísérlet kiegészítve primerköri BL és primerköri FD (hűtőközeg-pótlás) balesetkezelési beavatkozással. A kísérlet eredménye: a PHS-BF kísérleti feltételekkel a KZÜHR belépési nyomása nem érhető el jelentős fűtőelem-túlmelegedés nélkül.
- IMP-21 és IMP-22 kísérlet: célja azonos a PHS-BF kísérletével, de a beavatkozások más-más fűtőelem felületi hőmérsékletekről indítva, más időpontokban kezdődnek. A mérések eredménye: a beavatkozásokkal a KZÜHR belépési nyomása nem érhető el jelentős fűtőelem-túlmelegedés nélkül.
- IMP-23, 7,4% hidegági törés, PACTEL üzemi paraméterekkel, 3,5 MPa kezdő nyomással, az IMP-21 és IMP-22 céljaival. A kísérlet eredménye: a KZÜHR belépési nyomása elérhető.
- IMP-32, 7,4% hidegági törés az IMP-23 üzemi adataival, de az eredeti 5,0 MPa HA kezdő nyomással. A kísérlet eredménye: a kísérleti feltételekkel a KZÜHR belépési nyomása nem érhető el, ezért 823 K (550°C) fűtőelem felületi hőmérsékletnél a teljesítményt (a maradványhő szintjére) csökkentve, a KZÜHR indításával a rendszer lehűthető.
- OAH-C1, 2% hidegági törés 2 HA rendelkezésre állásával, NZÜHR nélkül. A kísérlet célja annak kísérleti vizsgálata, hogy szekunderköri BL alkalmazásával a HA befecskendezés a primer körben újraindítható-e, amely a rendszer lehűtését biztosítja. A kísérlet eredménye: a kísérletet az 5.2.6 fejezetben tárgyaltam, a balesetkezelési beavatkozás hatásos.
- OM5-FW, teljes tápvízvesztés 1 NZÜHR és 0 HA alkalmazásával, szekunderköri BL és primerköri BL (a nyomástartó biztonsági szelep nyitásával), valamint primerköri FD (1 NZÜHR alkalmazásával) balesetkezelési beavatkozással. A kérdés az, hogy a beavatkozások elég hatásosak-e ahhoz, hogy a hosszú idejű hűtés biztosítható legyen. A kísérlet eredménye: a balesetkezelési beavatkozások a zóna biztonságos, hosszú idejű hűtéséhez hatásosak. A primerköri BL-hez 1 NZÜHR elegendő.
- OM5-ST, teljes feszültségkiesés 1 NZÜHR és 0 HA alkalmazásával, szekunderköri BL és primerköri BL, valamint primerköri FD balesetkezelési beavatkozással. A kísérlet eredménye: a balesetkezelési beavatkozások hatásosak.
- IMP-1, a post-LOCA lehűtés (ES-1.2) utasítás beavatkozásaival végrehajtott kísérlet. A kísérlet eredményeit részletesen tárgyaltam az 5.2.2 fejezetben. A kísérlet eredménye: a szekunderköri BL-lel biztosítható a megfelelő mértékű aláhűtés a primer körben, azonban a gőzképződés a felső keverőtérben és a GF kollektorokban nem kerülhető el.

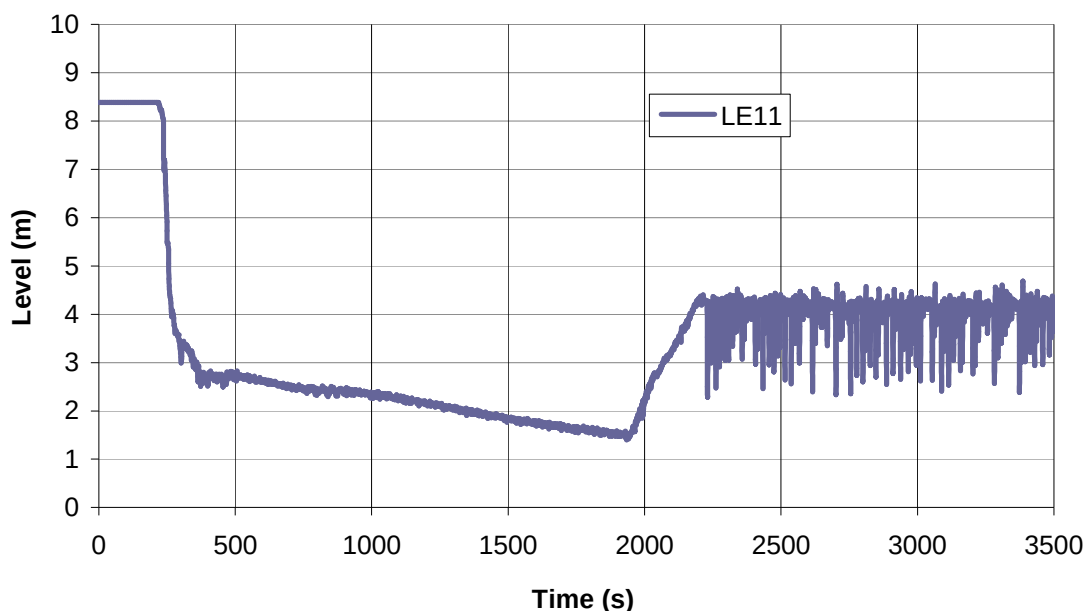
1.2. A primer körből a szekunder körbe történő átfolyás (PRISE) üzemzavar

A PRISE üzemzavar kezdeti eseménye a kollektorfedél felnyílása és a gőzfejlesztő hőátadó csöveinek törése. Az üzemzavar kezdetén aláhűtött folyadék áramlik a törésen át a GF szekunder oldali terébe, növekszik a nyomás és kinyílik a GF biztonsági szelepe. Operátori beavatkozás nélkül az üzemzavar folyamatos hűtőközeg-vesztéshez vezet, a hermetikus teret megkerülve, a környezetbe. A hűtőközeg-vesztés csökkentése olyan operátori beavatkozással érhető el, amely csökkenti a primer kör nyomását a GF biztonsági szelepeinek nyitási nyomása alá. A biztonságnövelő intézkedések jelenleg is folynak (2010). A PMK-2 kísérletek, melyek támogatják a biztonságnövelő intézkedéseket, a következők: PHV-12 és PHV-13 (10, ill. 3 hőátadó cső törése); SPE3, PH2-PS és PHV-11 (kollektor fedél felnyílása).

1.3. LBLOCA üzemzavar az erőmű lehűtése során

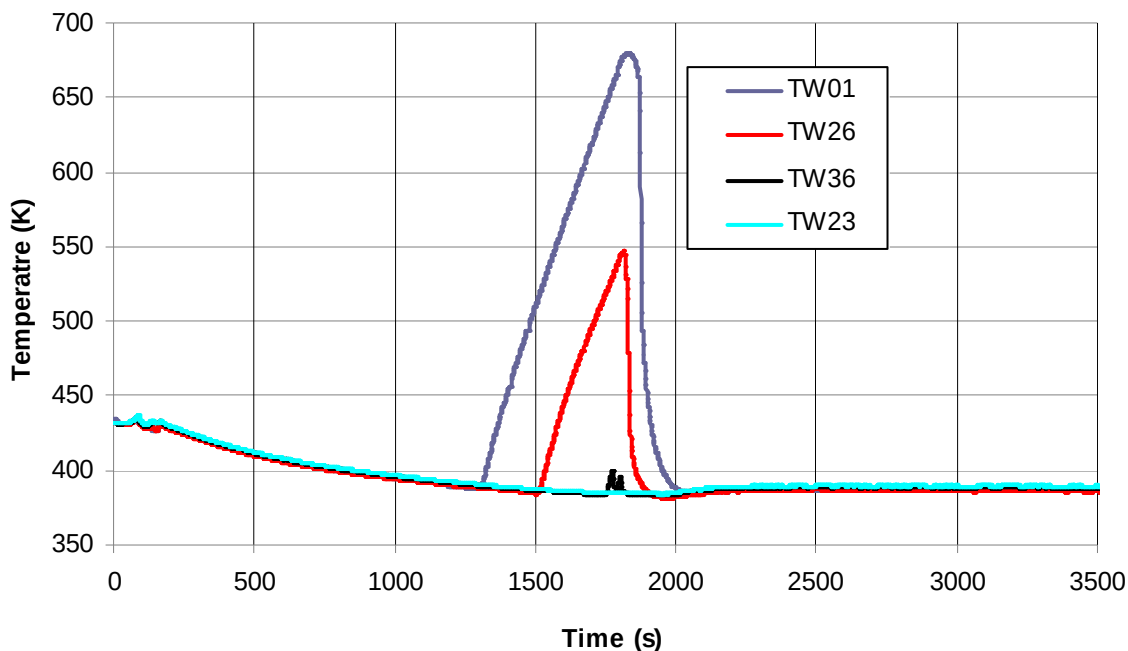
A VVER típusú erőművekben az eredeti lehűtési folyamatban a HA és NZÜHR rendszereket lekapcsolják az erőművi rendszerről, és nincsen automatikus indítás a KZÜHR rendszerekre 2,5 MPa nyomás alatt. A módosított utasításban 2 KZÜHR automatikusan indulhat, amely biztosítja a lehűtést. Az IMP-31 kísérlettel ezt az üzemzavart szimuláltuk.

A kísérlet, 30%-os hidegági törésmérettel 2,82 MPa nyomásról indul, a teljesítmény a maradványhőnek megfelelő 21 kW. A viszonylag nagy törésméret miatt a hűtőközeg-vesztés nagy, és fellép a forráskrizis. A hűtőközeg-szint változása a reaktor modellben (LE11) az 1.3.1 ábrán, a fűtőelem hőmérsékletek a kiterjedt dryout típusú krízissel az 1.3.2 ábrán láthatók. A KZÜHR-t az operátor indítja 1777 s-nál, és ezzel megállítja a fűtőelem felületi hőmérséklet növekedést (TW01) 679 K értéknél. Ezt követően a tartály szint növekszik a törés szimulátor magasságáig, és jelentős fluktuációval ezen a szinten marad a 3500 s tranziens folyamatidő végéig. (A koordinátatengelyeken a felirat angol.)



1.3.1. ábra. Hűtőközeg szint (LE11) a reaktor modellben 30% hidegági törésnél, az „LBLOCA üzemzavar lehűtés során” kísérletben

dc_110_10

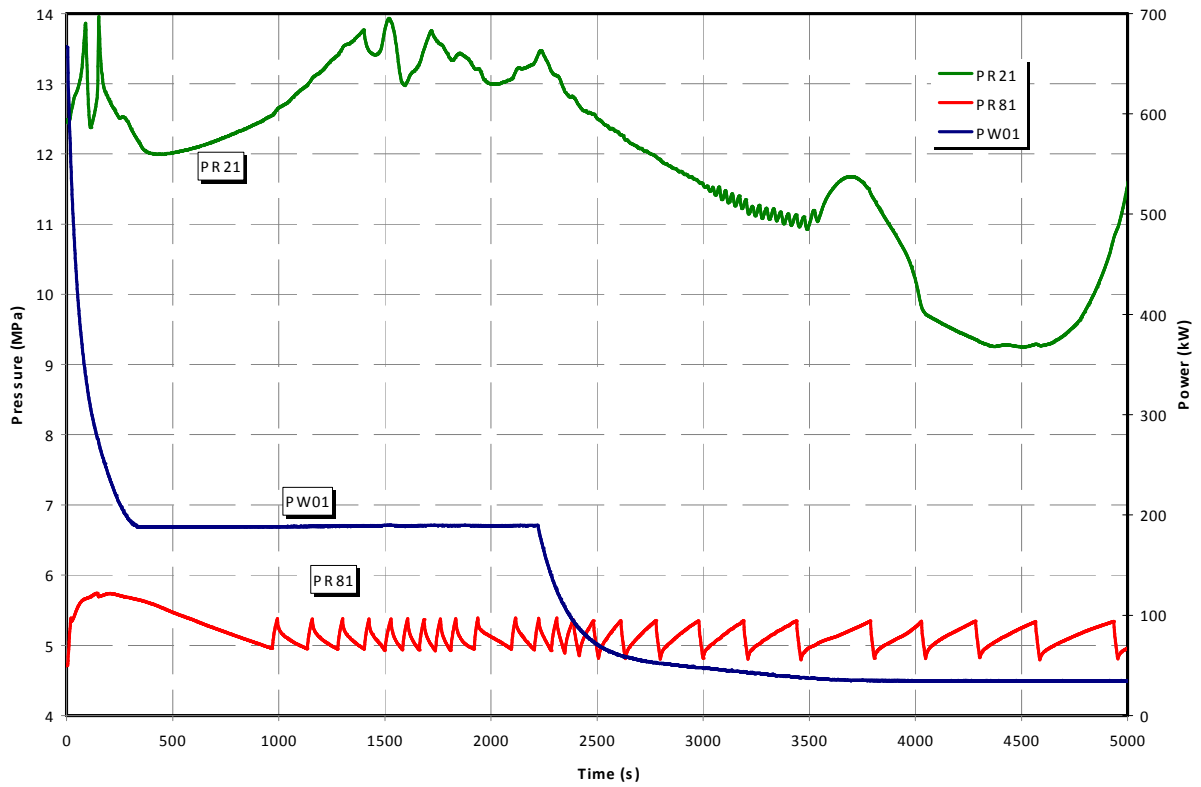


1.3.2. ábra. Fűtőelem hőmérsékletek, kiterjedt krízissel, 30% hidegági törésnél, az „LBLOCA üzemzavar lehűtés során” kísérletben

1.4. Az ÜV-1 elmaradásával járó (ATWS) tranziens folyamat

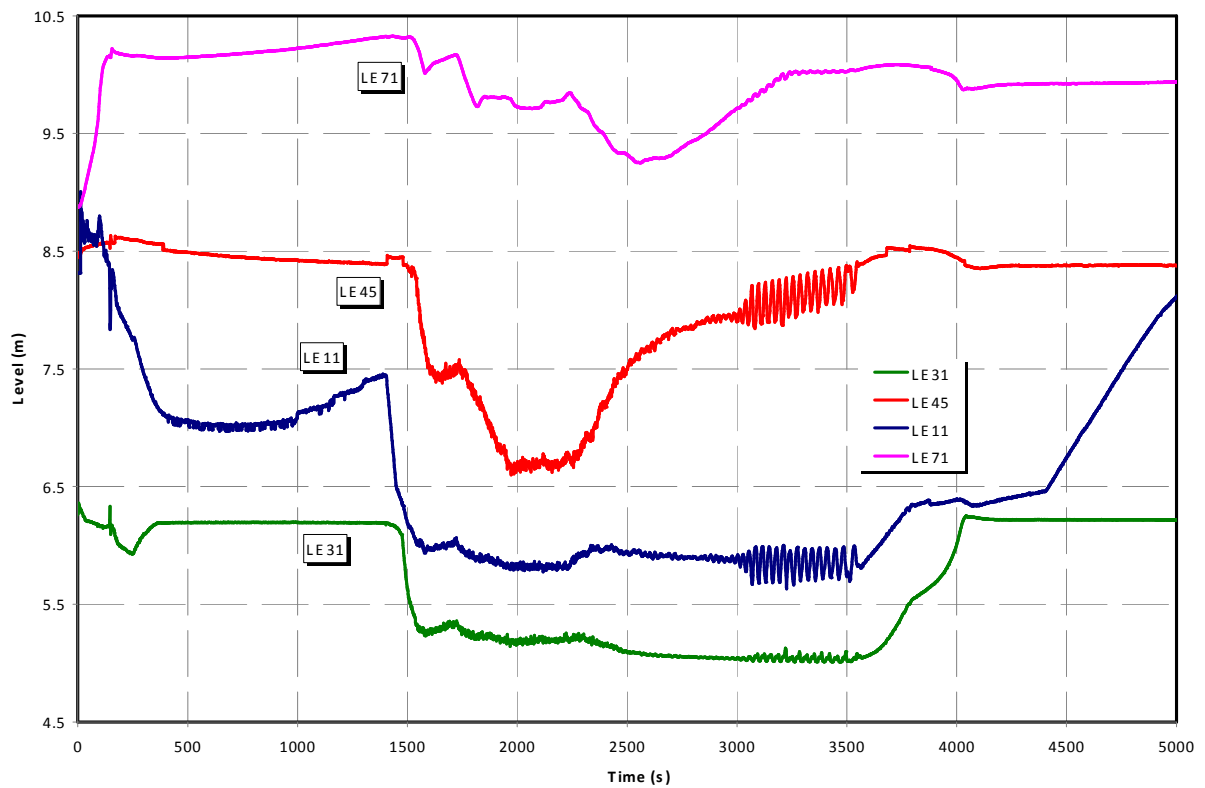
Az ÜV-1 elmaradásával járó üzemzavar modellezésével az erőmű viselkedését vizsgáljuk, nevezetesen azt, hogy az erőmű védelmi rendszere, releváns operátori beavatkozásokkal, a folyamatot az előírt paraméter-határok között tartja-e. Ennek szimulálásához hajtottuk végre a PHV-22 mérést. A kísérlet a névleges üzemi paraméterekről indul, teljes feszültségkieséssel, mint kezdeti eseménnyel. A tranziens indításakor gőzképződés kezdődik, és a teljesítmény a negatív visszacsatolás miatt 300 s alatt, 664 kW-ról 200 kW-ig csökken. Majd 2200 s-tól a börtartalmú NZÜHR befecskendezés miatt a teljesítmény jelentősen tovább csökken, az 1.4.1 ábra szerint. A PW01 görbe neutronfizikai számításokból vett input adat. Ugyanezen az ábrán látható a primerköri (PR21) és a szekunderköri nyomás (PR81) ciklikus változása a tranziens folyamatidő függvényében. A szekunderköri nyomás változása a BRU-A szelep-modell nyitása és zárása következménye. A primer körben a nyomástartó biztonsági szelep 13,9 MPa-nál nyit és 13,0 MPa-nál zár. A BRU-A szelep nyitási és zárási nyomása (PR02), valamint a biztonsági szelepen a háttér-nyomás (PR01) az 1.4.4 ábrán látható. Az 1.4.2 ábrán a hűtőközeg-szinteket (LE71, LE45, LE11 és LE31) rajzoltam fel. A szintváltozás a gőzfejlesztő szekunder oldalán és a hűtőközeg-vesztés a szekunder oldalon az 1.4.3 ábrán látható. Az 1.4.5 és 1.4.6 ábrán a TE15, TE22, TS01, valamint a TE45, TE46 hőmérsékleteket és az FL54 tömegsebességet rajzoltam fel. Látható, hogy 4000 s-ig a hűtőközeg a kilépő keresztmetszetben (TE22) telített állapotú.

dc_110_10



1.4.1. ábra

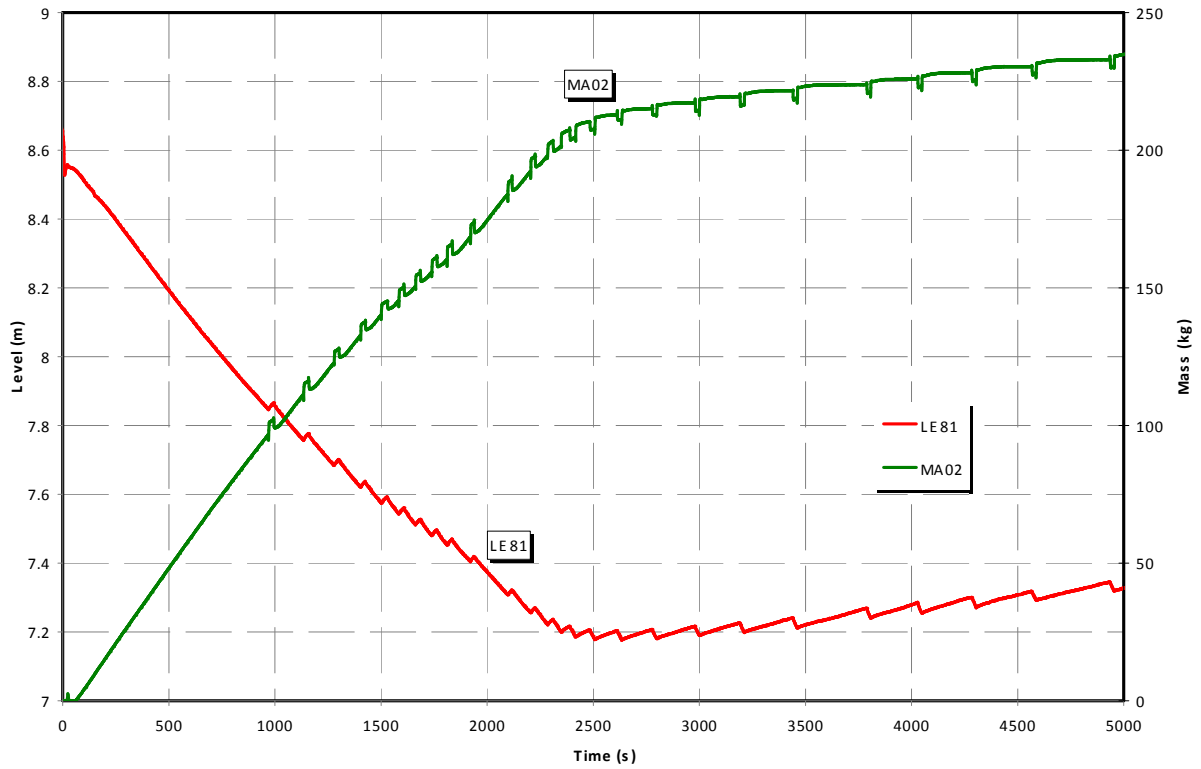
Primerköri (PR21) és szekunderköri (PR81) nyomás és zóna teljesítmény (PW01) a PHV-22 feszültségkiesés ATWS-sel kísérletben



1.4.2. ábra

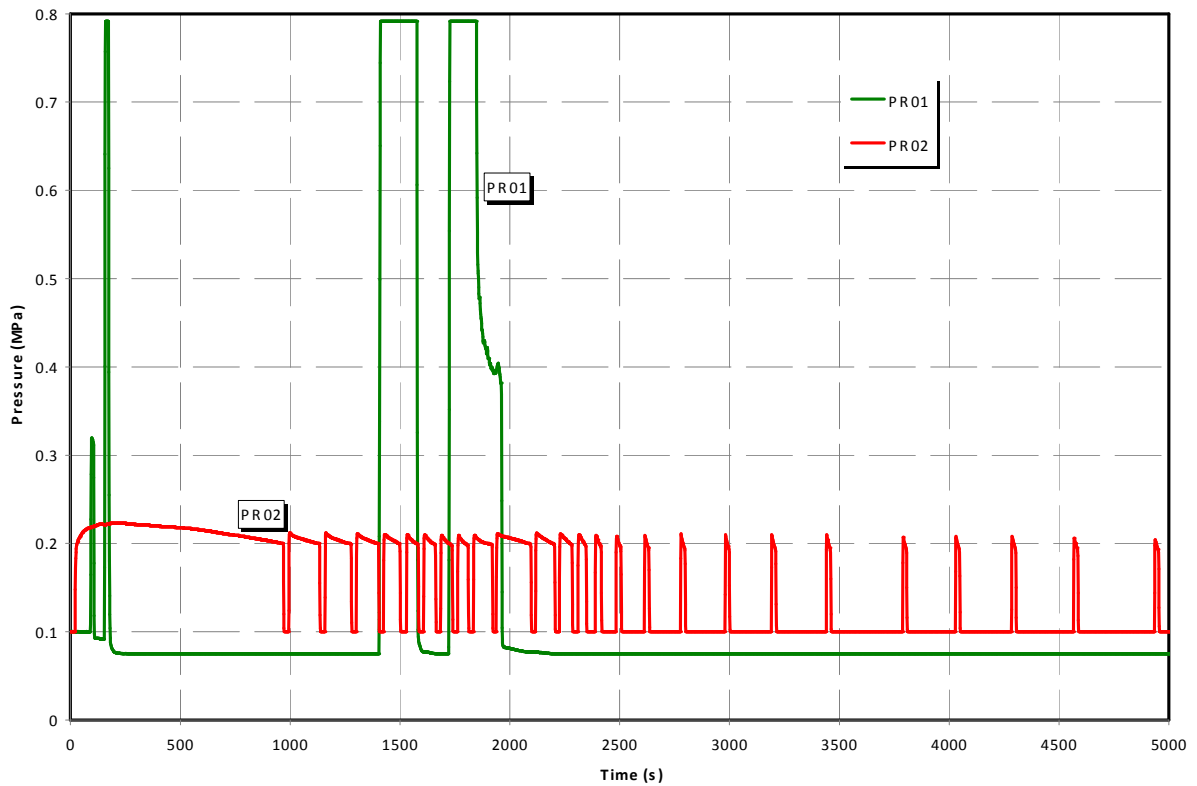
Hűtőközeg-szint a reaktormodellben (LE11), a melegági vízzárban (LE31), a meleg kollektorban (LE45) és a nyomástartóban (LE71) a PHV-22 feszültségkiesés ATWS-sel kísérletben

dc_110_10



1.4.3. ábra

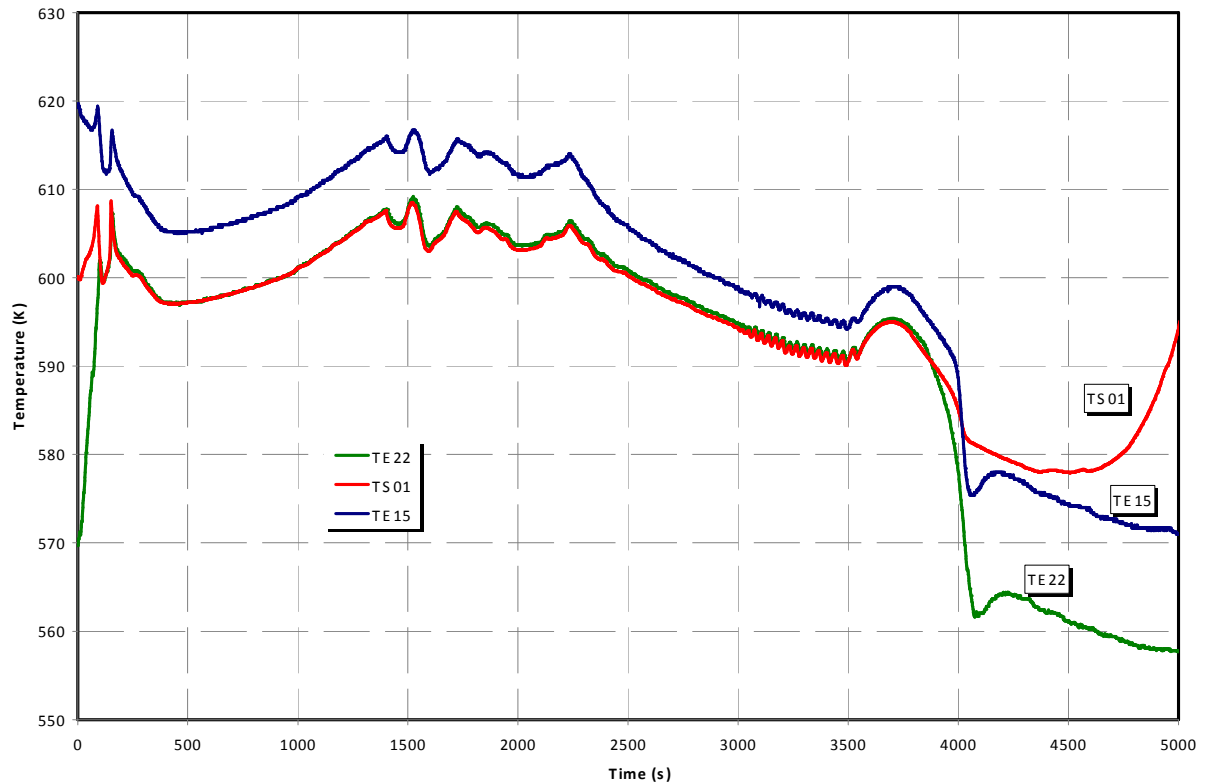
Hűtőközeg-szint a GF szekunder oldalán (LE81) és a hűtőközeg-vesztés integrális értéke (MA02) a PHV-22 feszültségkiesés ATWS-sel kísérletben



1.4.4. ábra

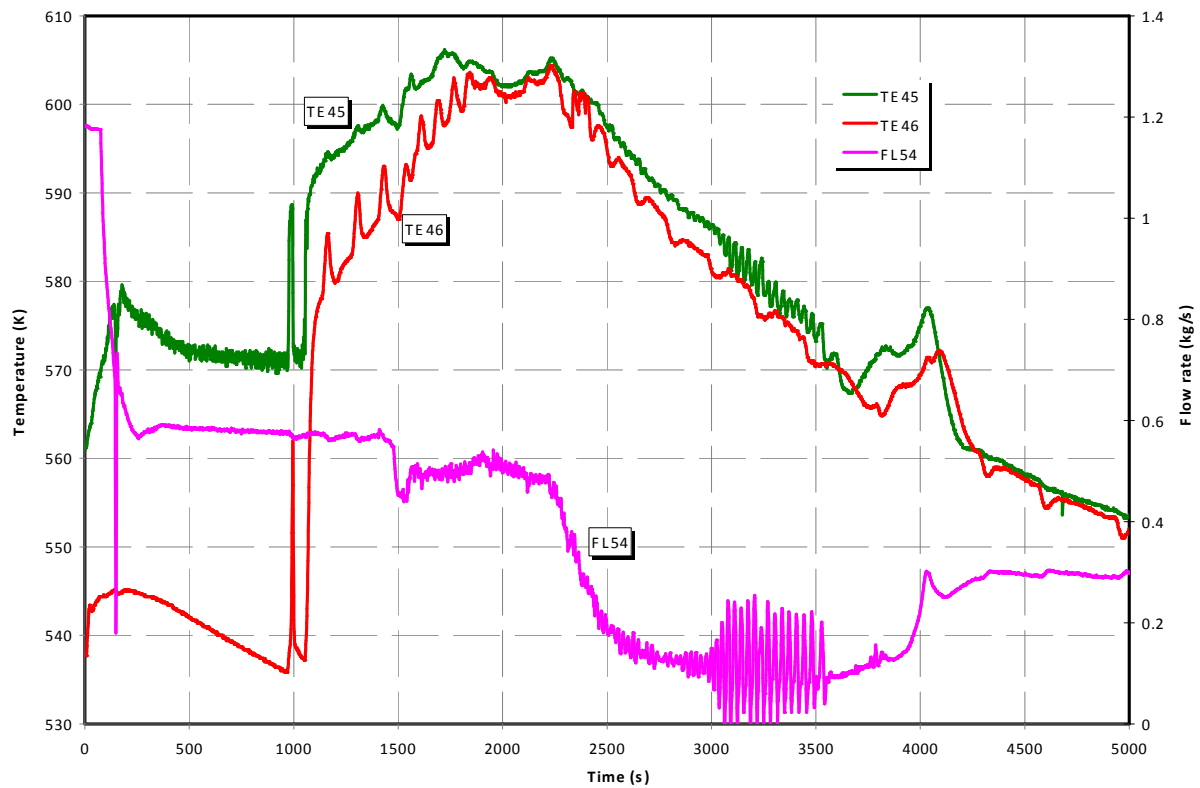
A nyomástartó biztonsági szelep (PR01) és a BRU-A (PR02) mögötti nyomás a PHV-22 feszültségkiesés ATWS-sel kísérletben

dc_110_10



1.4.5. ábra

Hűtőközeg hőmérséklet a zóna belépésénél (TE22), a telítési hőmérséklet (TS01) és a burkolat-hőmérséklet (TE15) a PHV-22 feszültségkiesés ATWS-sel kísérletben



1.4.6. ábra

A hűtőközeg tömegsebessége (FL54) a GF belépő (TE45) és kilépő (TE46) keresztmetszetében a PHV-22 feszültségkiesés ATWS-sel kísérletben

2. Függelék

Minőségi validációs eredmények a PH4-SLB kísérlettel

A PH4-SLB, LBLOCA kísérlet 32% törésmérettel, melegági töréshellyel, a nyomástartó bekötő vezeték és a meleg ág találkozási pontján. Az ATHLET MOD1.1-D kódváltozat az AGNES projektben használt (1.1-C) változatot követte. A számításhoz használt nodalizáció az F2.1 ábrán látható, és AEKI-GRS együttműködés keretében hoztuk létre. A kísérletet, mint jelentős eredményt a „Zóna hőátadás, beleértve a DNB és dryout típusú krízist” jelenség-csoportban a zónamodell egészére kiterjedő forráskrízis tárgyalásához használok fel. Krízis lép fel az 1., 2., 3., 6., 8., 10., 11. és 16. fűtőelemen (a fűtőelemek és a hőmérséklet mérések azonosításához lásd a 4.4 ábrát és az 5.4 táblázatot is), az 1,044, 1,494, 1,994, 2,494 és 3,444 m szinteken (szint a 0,00 m referencia szinttől, a 4.4 ábra szerint).

A kezdeti feltételek mért és számított értékeit az F2.1 táblázatban foglaltam össze. Az eredmények azt mutatják, hogy a kezdeti- és peremfeltételek hibája (a mérés és számítás eltérése) a mérési hibán belül esik, tehát a számítás „minőségileg és mennyiségileg korrekt”. Hasonló megállapítás igaz az események fellépési idejére, kivéve a KZÜHR indulási idejét, amely a primerköri nyomásról indul 0,88 MPa-nál, a mérésben 304, a számításban 270 s-nál.

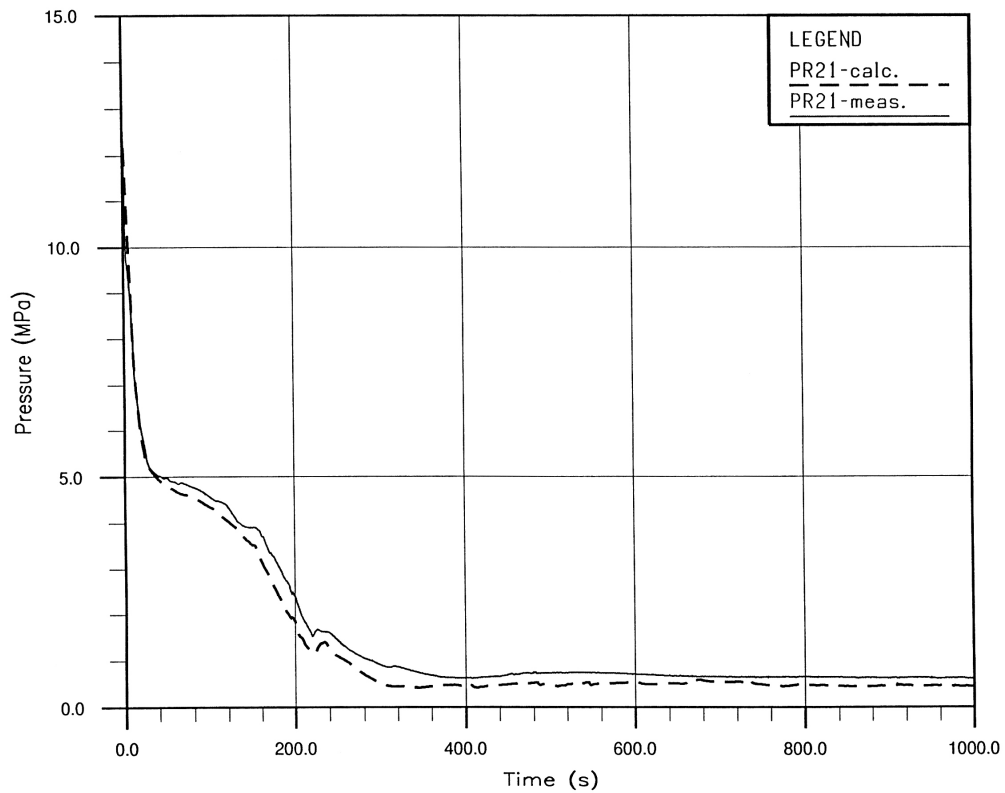
A paraméterek változását a tranziens folyamatidő (0-1000 s) függvényében az F2.2-F2.9 ábrákon rajzoltam fel. A számítás a 8 paraméterrel jellemzett tranziens egészére „minőségileg és mennyiségileg korrekt”. A kísérlet az első LBLOCA kísérlet a VVER típusra, és mindhárom fázis – a lefúvási (blowdown), újrafeltöltési (refill) és újraelárasztási fázis jól modellezett. A melegági vízzár megnyílás (F2.6 ábra) időpontja és a hűtőközeg-szint változása a zónában (F2.5 ábra) mennyiségileg is korrekt. Ugyanez látható a hűtőközeg-vesztést bemutató F2.7 ábrán. Az egyezés, a számítás minősítése „minőségileg és mennyiségileg korrekt”. Összefoglalva, a validációs célú számítás az ATHLET MOD1.1-D kóddal, a PMK-2 berendezésen végrehajtott LBLOCA kísérlettel sikeres. A PH4-SLB kísérlet ajánlható hasonló validációs célú számításokra, más rendszer kódok esetén is.

F2.1. táblázat: Kezdeti feltételek, peremfeltételek és az események sorrendje a PH4-SLB kísérletben és a számítási eredmények az ATHLET MOD1.1-D kóddal

Kezdeti feltételek	PH4-SLB kísérlet	ATHLET MOD1.1-D
Primerkörü nyomás (PR21), MPa	12,57	12,69
Hűtőközeg forgalom (FL53), kg/s	4,37	4,25
Zóna belépő hőmérséklet (TE63), K	541,2	537,6
Zóna teljesítmény (PW01), kW	666,4	666,4
Hűtőközeg-szint a nyomástartóban (LE71), m	9,8	9,78
SIT-2 szint (LE92), m	9,64	9,64
Szekunderkörü nyomás (PR81), MPa	4,69	4,69
Tápvíz forgalom (FL81), kg/s	0,34	0,35
Tápvíz hőmérséklet (TE81), K	495,2	495,2
Hűtőközeg-szint a GF-ben (LE81), m	9,02	8,15
Peremfeltételek		
A törést modellező szelep nyit, s	0,1	0,1
Törés szimulátor átmérő, mm	6,0	6,0
ÜV-1 leállítás, s	0,0	0,0
Szivattyú leállítás kezdete, s	0,0	0,0
Szekunderkör leválasztás kezdete, s	3,0	3,0
Események időrendje, s		
NZÜHR befecskendezés indul	17	17
SIT-2 befecskendezés kezdete/leállása, s	20/218	19/218
Hűtőközeg-szint a zóna kilépő magasságában	130	165
Dryout a rudak kilépő keresztmetszetében	240	260
KZÜHR indul, 0,88 MPa	304	270
Maximális burkolat-hőmérséklet, 950/810 K	444	410
Tranziens folyamatidő	1000	1000

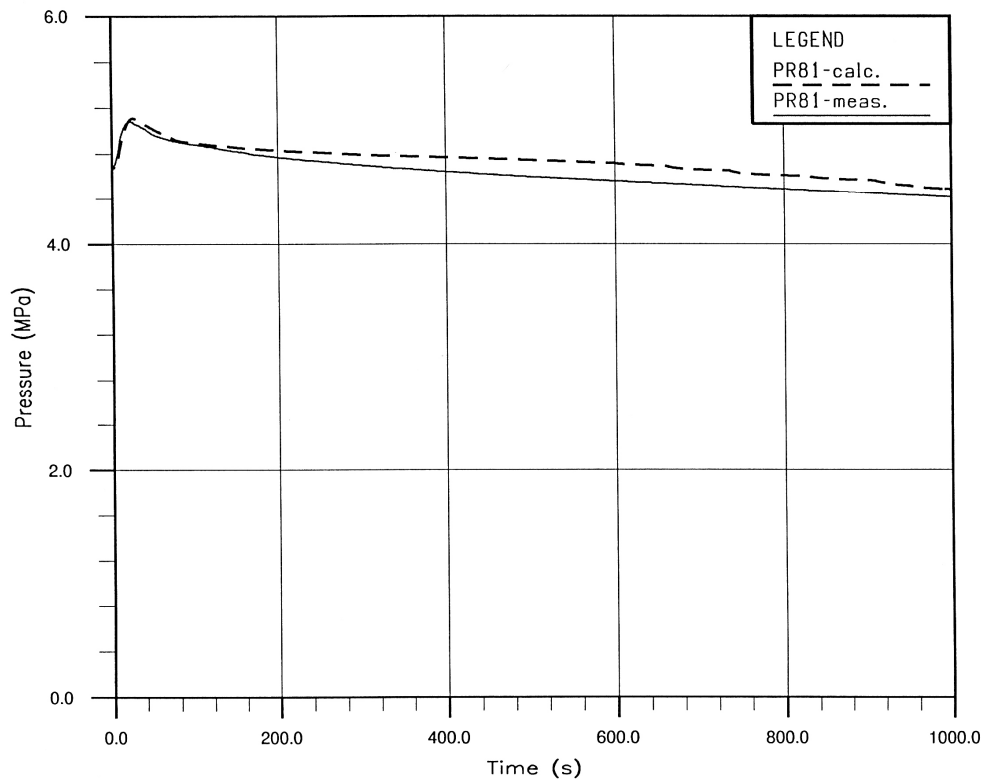


dc_110_10



F2.2. ábra

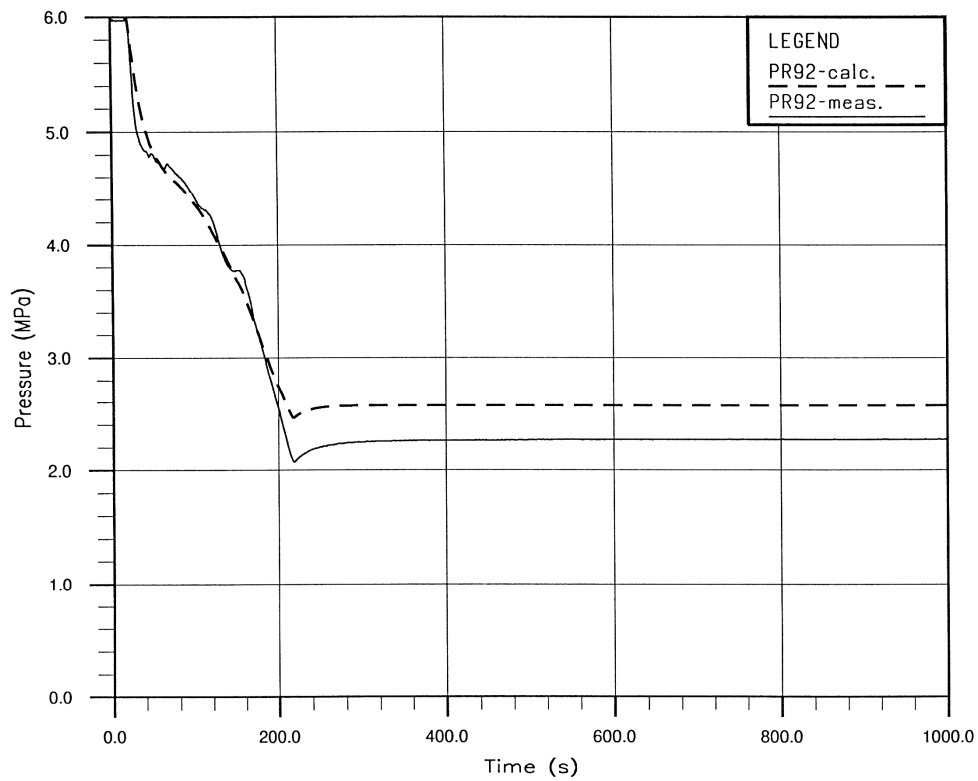
Primerkörü nyomás (PR21) a PH4-SLB kísérletben, számítás az ATHLET MOD1.1-D kóddal



F2.3. ábra

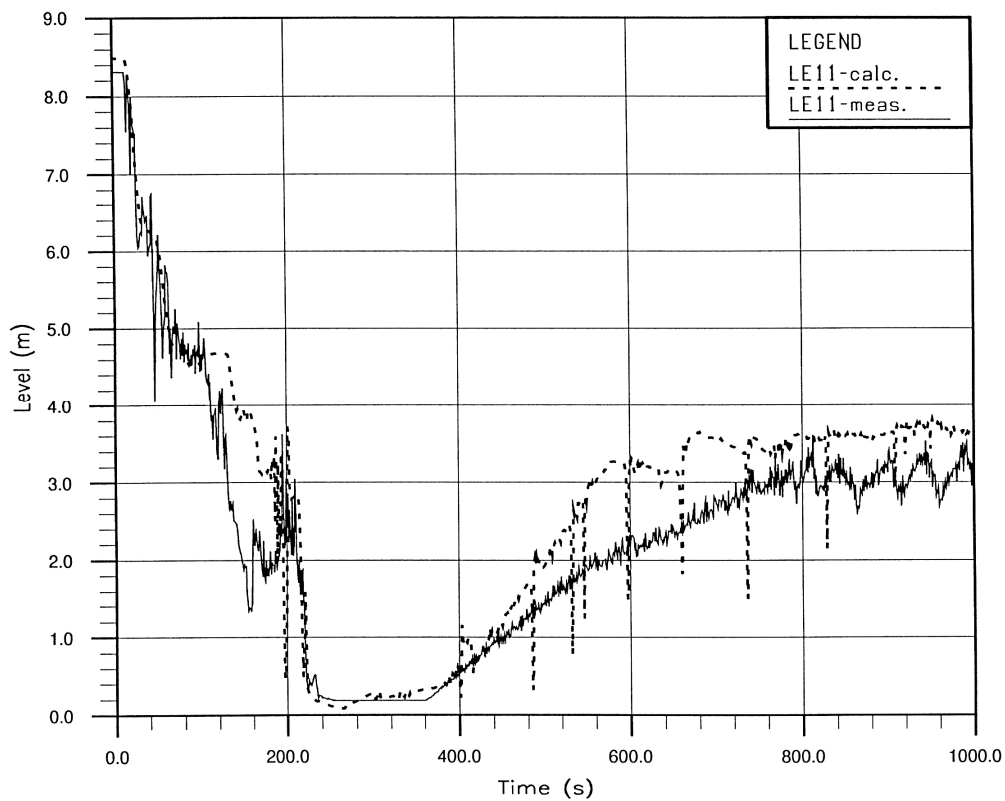
Szekunderkörü nyomás (PR81) a PH4-SLB kísérletben, számítás az ATHLET MOD1.1-D kóddal

dc_110_10



F2.4. ábra

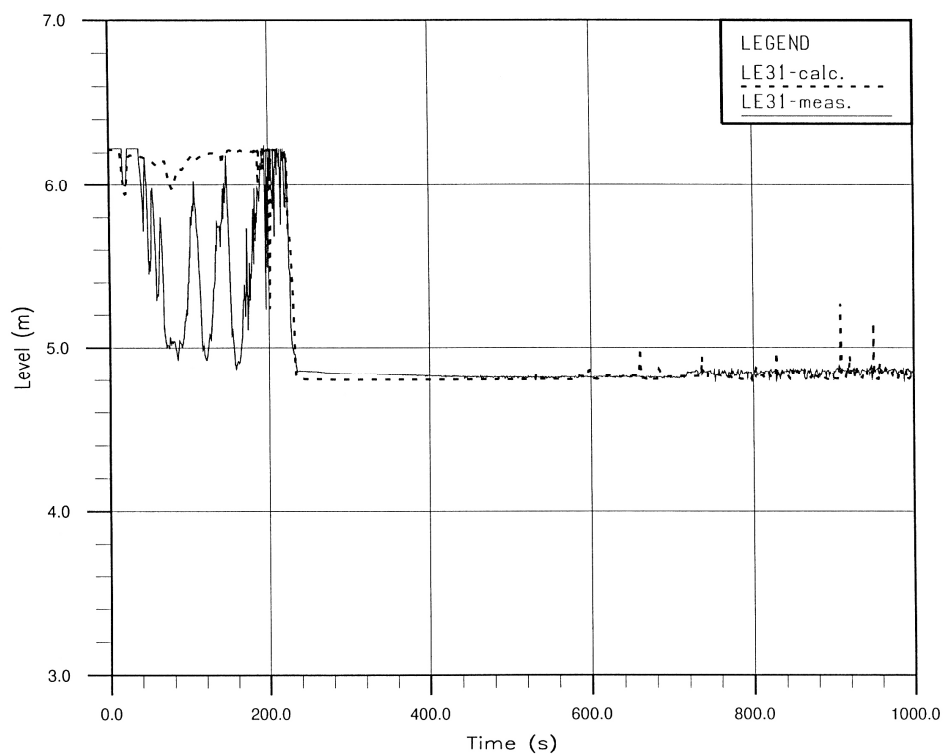
Nyomás a HA-2-ben a PH4-SLB kísérletben, számítás az ATHLET MOD1.1-D kóddal



F2.5. ábra

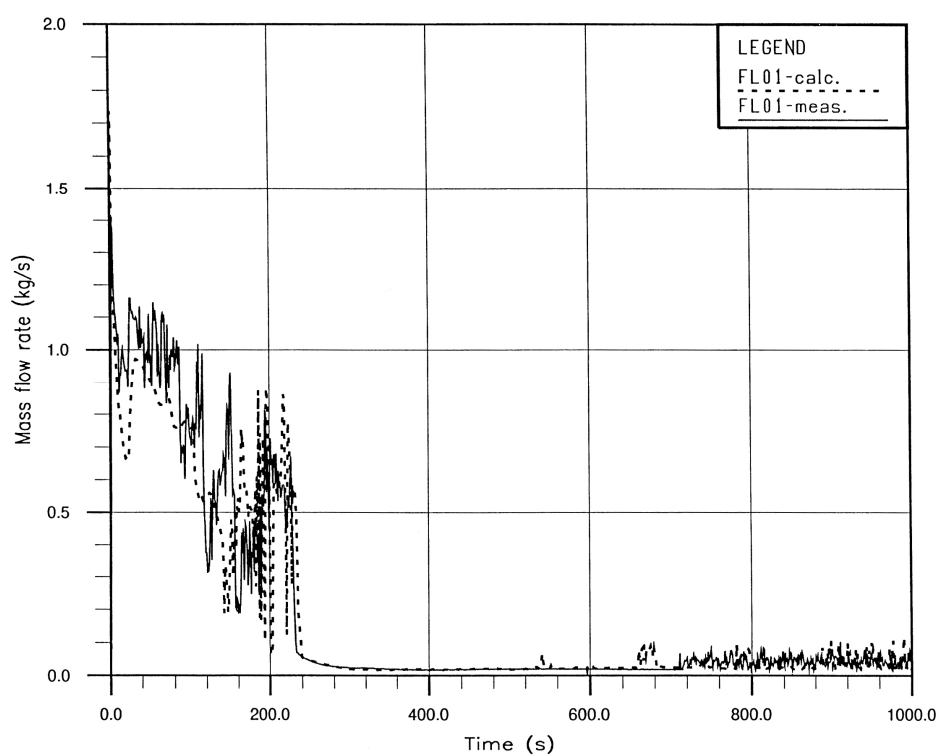
Hűtőközeg-szint a reaktor-modellben a PH4-SLB kísérletben, számítás az ATHLET MOD1.1-D kóddal

dc_110_10



F2.6. ábra

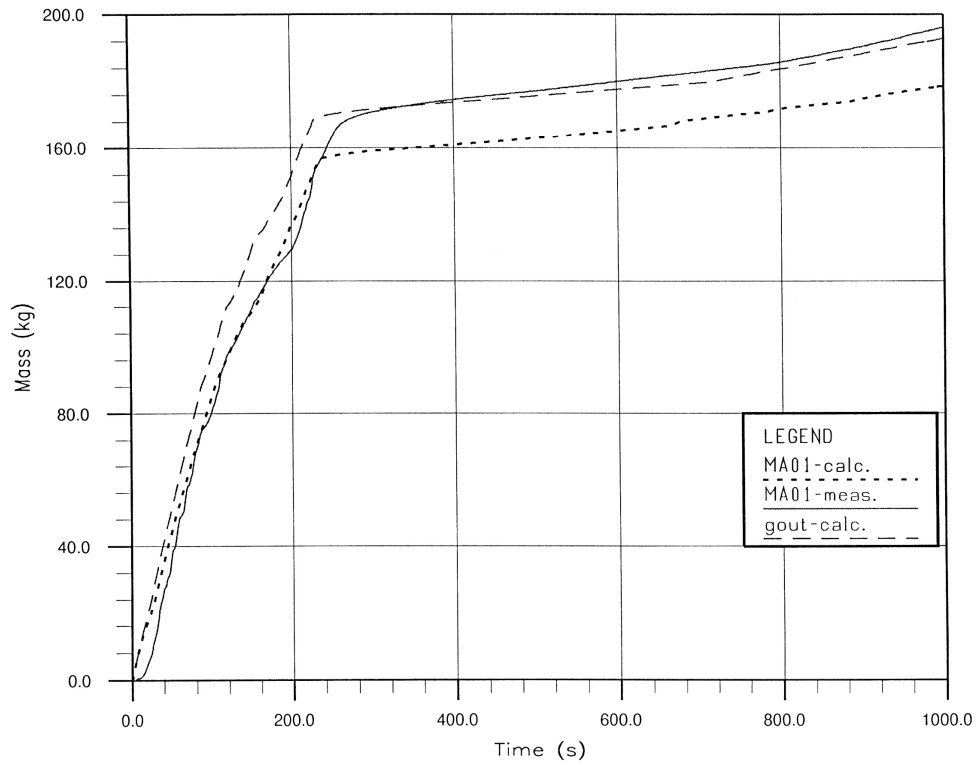
Hűtőközeg-szint a melegági vízzárban (LE31) a PH4-SLB kísérletben, számítás az ATHLET MOD1.1-D kóddal



F2.7. ábra

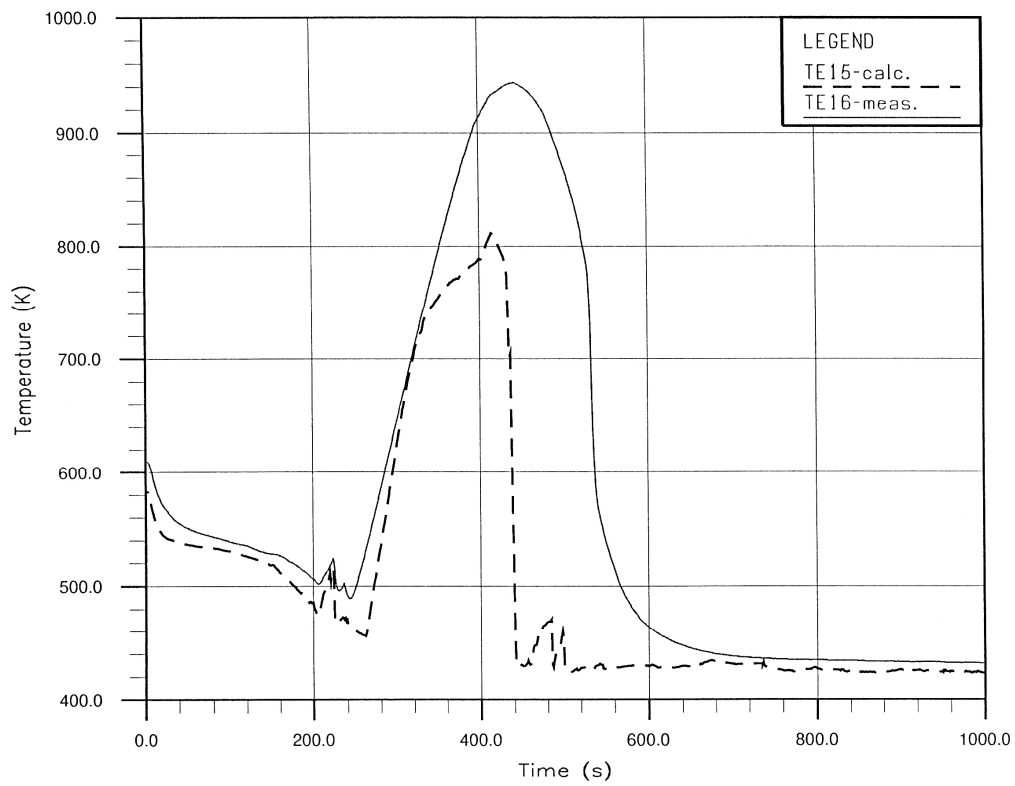
Tömegsebesség a törésen (FL01) a PH4-SLB kísérletben, számítás az ATHLET MOD1.1-D kóddal

dc_110_10



F2.8. ábra

A hűtőközeg-vesztés integrális értéke (MA01) a PH4-SLB kísérletben, számítás az ATHLET MOD1.1-D kóddal



F2.9. ábra

Burkolat-hőmérséklet (TE15, TE16) a PH4-SLB kísérletben, számítás az ATHLET MOD1.1-D kóddal

3. Függelék

A CATHARE és a RELAP5 kód mennyiségi validációja a PH4-SLB kísérlettel

A mennyiségi validációhoz a 6.3.3 fejezetben (6.5 táblázat) már kiválasztott PH4-SLB kísérletet a 6.3.3.2 fejezetben is használt 14 paraméterrel jellemzem: TE15, TE63, TE22, TE41, TE42, PR21, PR81, LE11, LE31, LE45, LE46, LE52, FL01, MA01. A számítások a CATHARE2 V1.5 és a RELAP5/mod3.3 kóddal készültek, az F3.1 és a 4.1 ábrán látható nodalizációs sémákkal.

A tranzienszt a következő fenomenológiai ablakokra osztom:

1. Lefúvás, a HA-k leürülése, reaktormodell leürülése: 0 – 230 s,
2. Fűtőelem túlmelegedés: 230 – 560 s,
3. Újranedvesítés, a hűtőközeg-tömeg visszaállítása: 560 – 1149 s.

Az F3.1 táblázatban ezekre a folyamatidő-szakaszokra, ablakokra foglaltam össze az RTA-kra és az azokat jellemző paraméterekre az adatokat. A CATHARE és a RELAP5 kóddal végzett számítási és mérési adatok közötti eltérés (hiba) értékelése, minősítése (Q) a következő: E – 4 és 6 esetben, R – 14 és 12 esetben. Az adatok azt mutatják, hogy a predikció minőségileg „megfelelő”, mennyiségileg „elfogadható”.

Az FFTBM számítások eredményeit az AA_{tot} amplitúdóra és WF_{tot} súlyozott frekvenciára az F3.2 táblázatban adom meg.

F3.2. táblázat: Az AA_{tot} és WF_{tot} értékei a két kódra

Kód	AA_{tot}	WF_{tot}
CATHARE2 V1.5	0,27	0,06
RELAP5/mod3.3	0,26	0,05

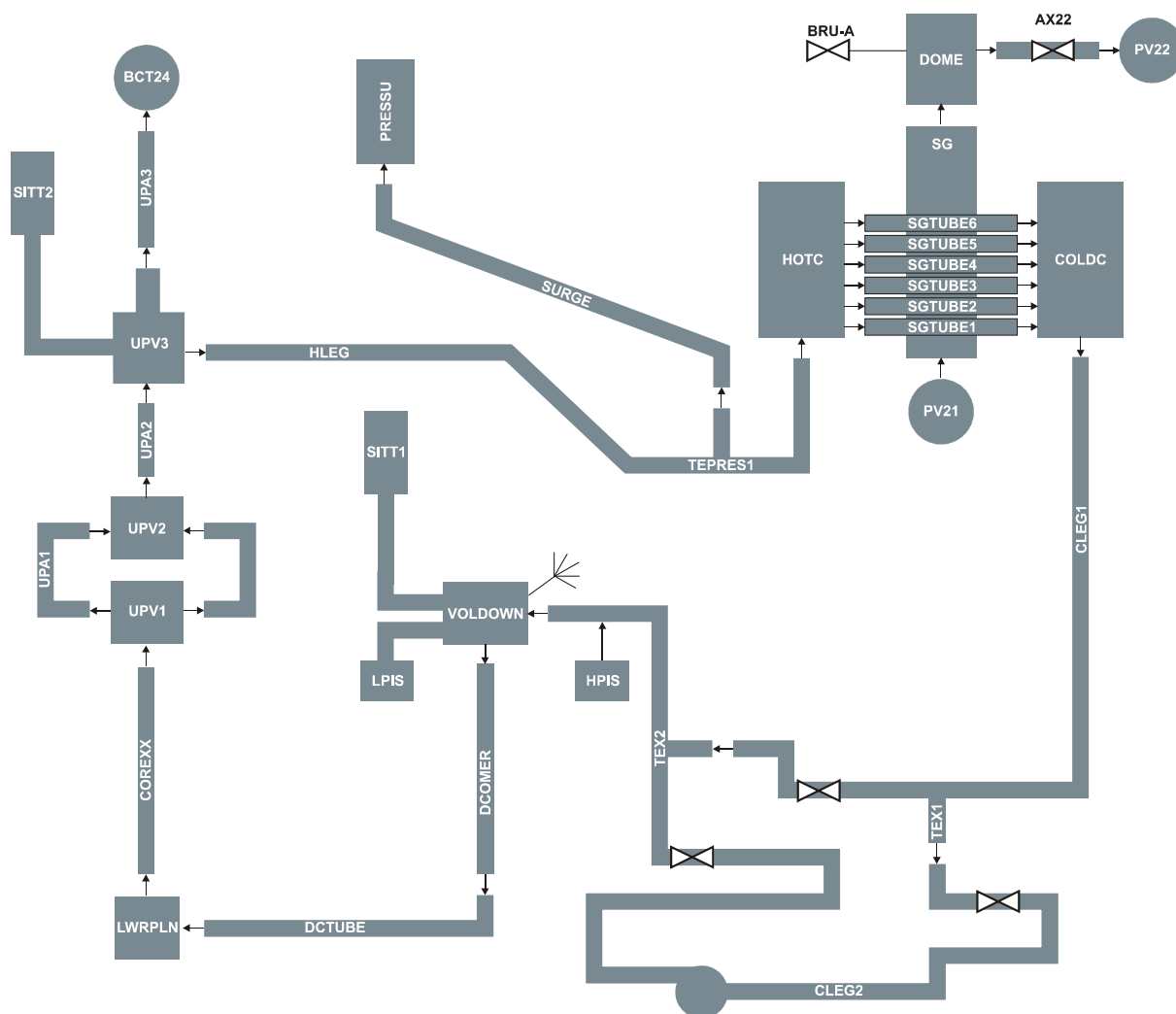
A minősítés mindkét kóddal végzett számításra „nagyon jó”. A kiválasztott paraméterek közül az F3.2-F3.9. ábrán rajzoltam fel a PR21, PR81, LE11, LE31, FL01 és MA01 paramétert a 0-1149 s folyamatidőre számolt AA értékekkel.

A „nagyon jó” minősítés azt jelenti, hogy mindkét kód, erre az LBLOCA tranziensre, az FFTBM legmagasabb minősítését kapja.

F3.1. táblázat: Az RTA-k és az azokat jellemző paraméterek a PH4-SLB kísérletben, az ATHLET, a CATHARE és a RELAP5 számítás minősítésére a kiválasztott 0-230 s, 230-560 s és 560-1190 s fenomenológiai ablakra

RTA	RTA-kat jellemző paraméterek	Típus	PH4-SLB kísérlet	CATHARE		RELAP5	
				Számítás	Q	Számítás	Q
1. Lefúvás, a HA-k leürülése, reaktormodell leürülése: 0 – 230 s							
Primerköri nyomás-változás	Primerköri nyomás 40 s-nál	SVP	5,03 MPa	4,95 MPa	R	5,03 MPa	E
	Szekunderköri nyomás 40 s-nál	SVP	5,02 MPa	4,93 MPa	R	5,02 MPa	E
Szivattyú üzeme	Kifutás kezdődik	TSE	0,0 s	2,0 s	R	1,0 s	E
	Kifutás végződik	TSE	153 s	140 s	R	150 s	E
NZÜHR és HA működés	NZÜHR befecskendezés kezdődik	TSE	17,0 s	17,4 s	E	17,2 s	E
	HA-2 befecskendezés kezdődik/végződik	TSE	20/218 s	21,5/194 s	RR	23/247 s	RR
Reaktor modell leürülés	Minimális szint 230 s-nál	SVP	0,19 m	0,0 m	R	0,6 m	R
Lefúvás	Törésen távozó hűtőközeg tömeg 230 s-nál	IPA	165 kg	160 kg	E	156 kg	R
2. Fűtőelem túlmelegedés: 230 – 560 s							
Leszáradásos krízis fellépés	Hűtőközeg-szint (LE11) 230 s-nál	SVP	1,37 m	1,42	E	1,48	R
	Maximális burkolat hőmérséklet (TE15)	SVP	821 K	811 K	R	814 K	R
	KZÜHR befecskendezés kezdete	TSE	304 s	282,5 s	R	374,0 K	R
	A maximális burkolat-hőmérséklet időpontja	TSE	444 s	420 s	R	409 s	R
3. Újranedvesítés, hűtőközeg tömeg visszaállítása: 560 – 1149 s							
Primerköri nyomás változás	Primerköri nyomás 560 s-nál	SVP	0,74 MPa	0,61 MPa	R	0,49 MPa	R
	Burkolat-hőmérséklet 560 s-nál	SVP	512,7 K	435,6 K	R	426,2 K	R
Hűtőközeg-tömeg visszaállítása	Fűtőelem felület nedvesedik	TSE	560 s	560 s	E	560 s	E
	Hűtőközeg-szint (LE11) stabilizálódik	TSE	800 s	800 s	R	640 s	R
	Átlagos zóna-szint a stabilizáció után	SVP	3,2 m	2,0 m	R	1,8 m	R
Lefúvatás	Törésen távozó hűtőközeg integrális értéke 1149 s-nál	IPA	205,6 kg	194 kg	R	200 kg	R

Q: E = kiváló, R = megfelelő, M = elfogadható, U = nem elfogadható

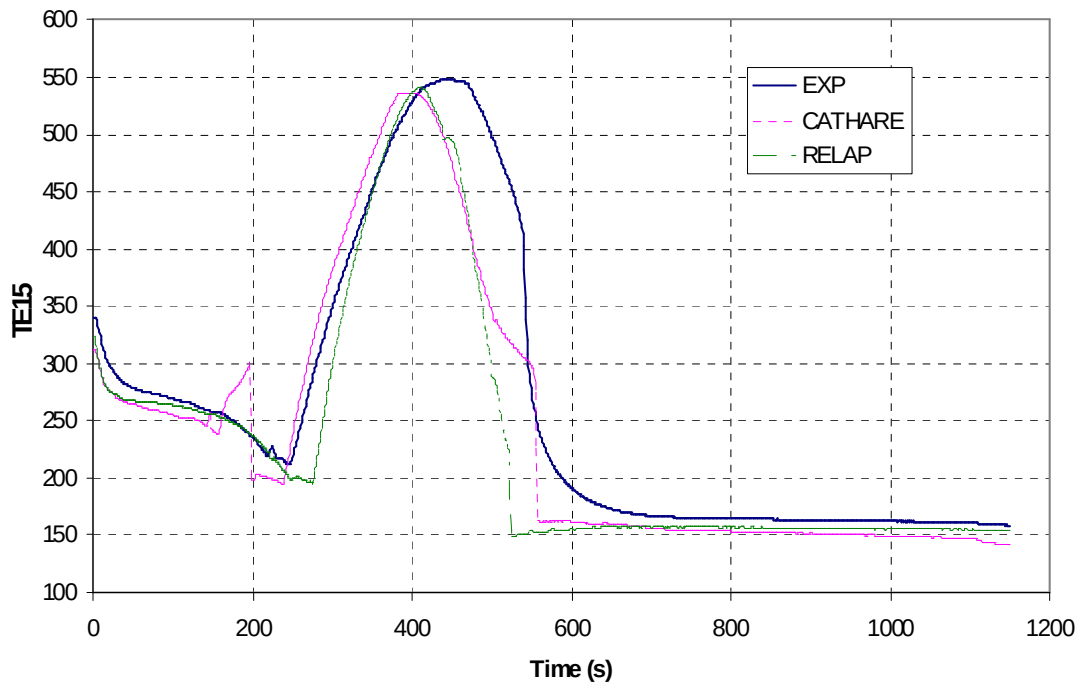


F3.1. ábra

PMK-2 nodalizáció a CATHARE2 V1.5 kódra

dc_110_10

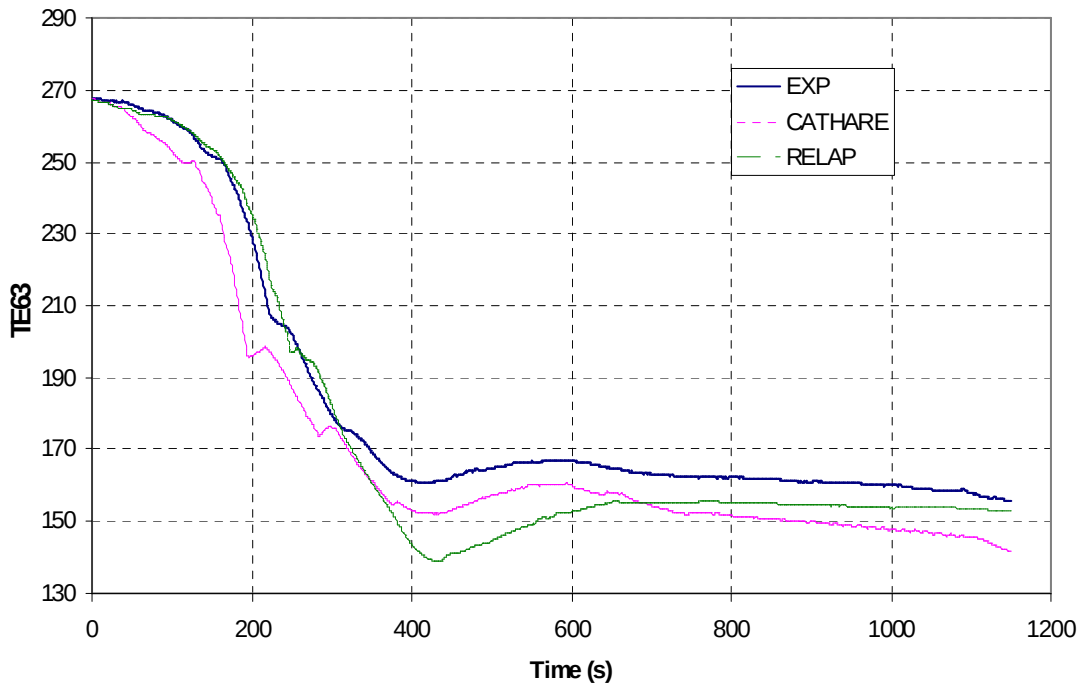
Accuracy: 0-1149 s, NVAL=2048, FCUT = 0.4: AA_CATHARE=0.387, AA_RELAP=0.422,



F3.2. ábra

Burkolathőmérséklet (TE15) a PH4-SLB kísérletben az AA átlagos hibákkal

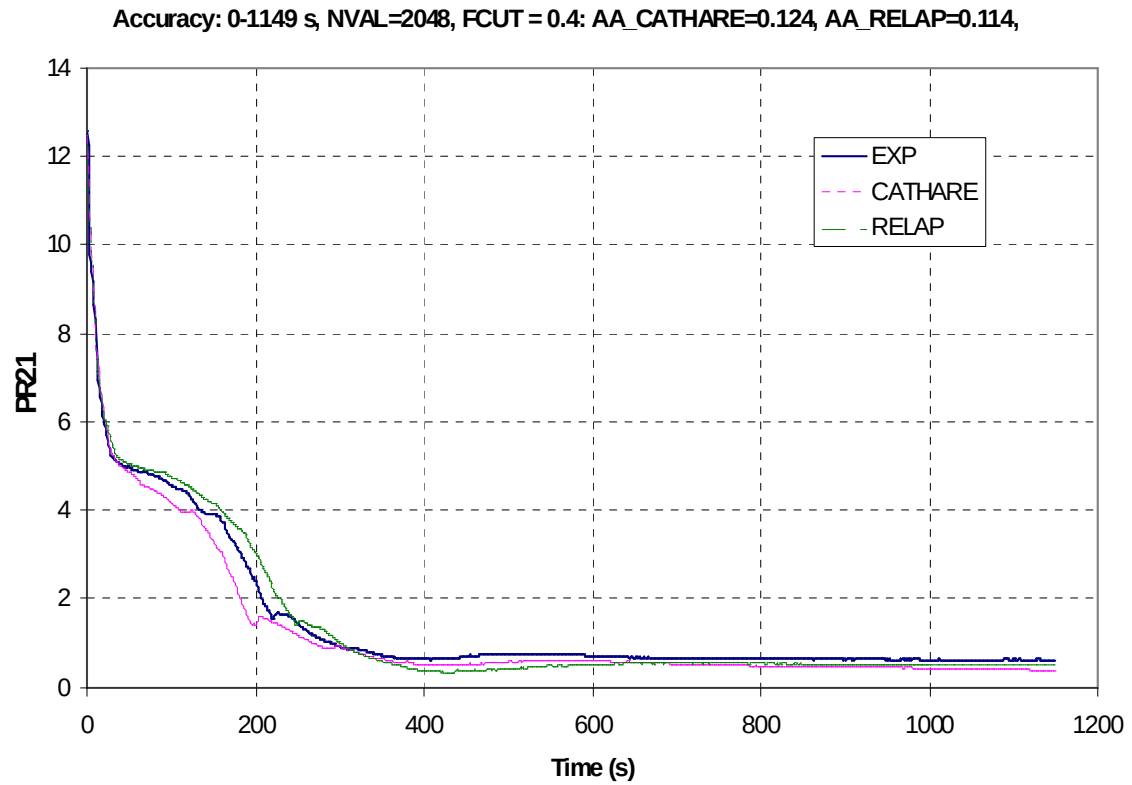
Accuracy: 0-1149 s, NVAL=2048, FCUT = 0.4: AA_CATHARE=0.119, AA_RELAP=0.087,



F3.3. ábra

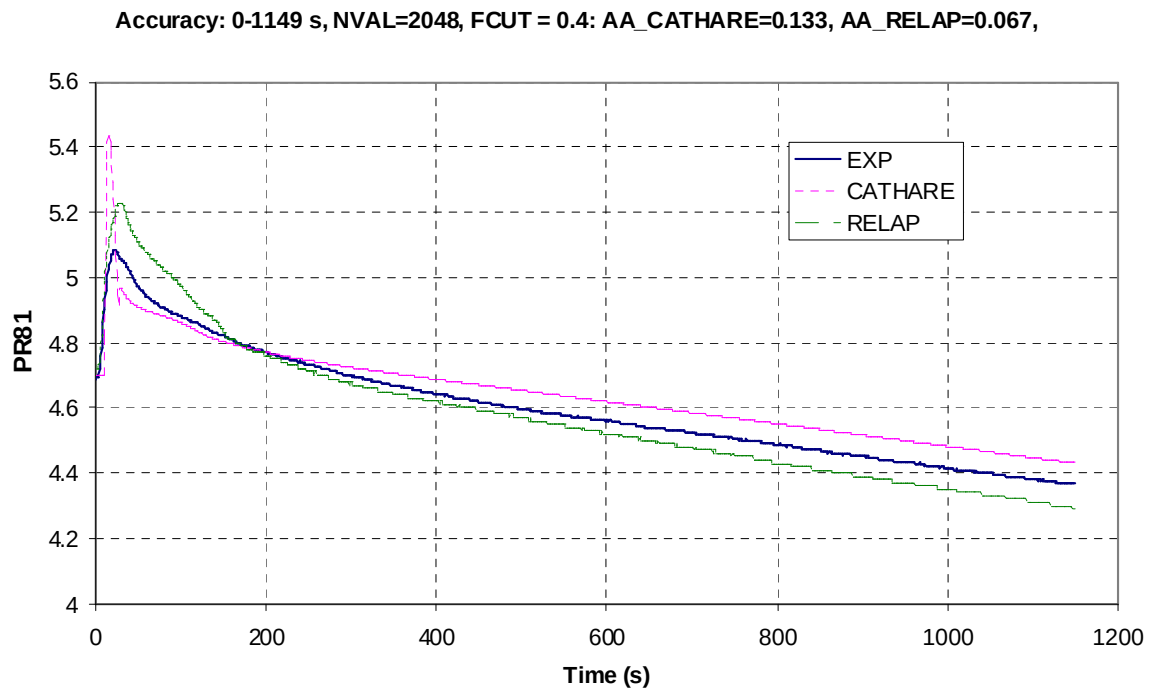
Hűtőközeg hőmérséklet (TE63) a PH4-SLB kísérletben az AA átlagos hibákkal

dc_110_10



F3.4. ábra

Primerköri nyomás (PR21) a PH4-SLB kísérletben az AA átlagos hibákkal

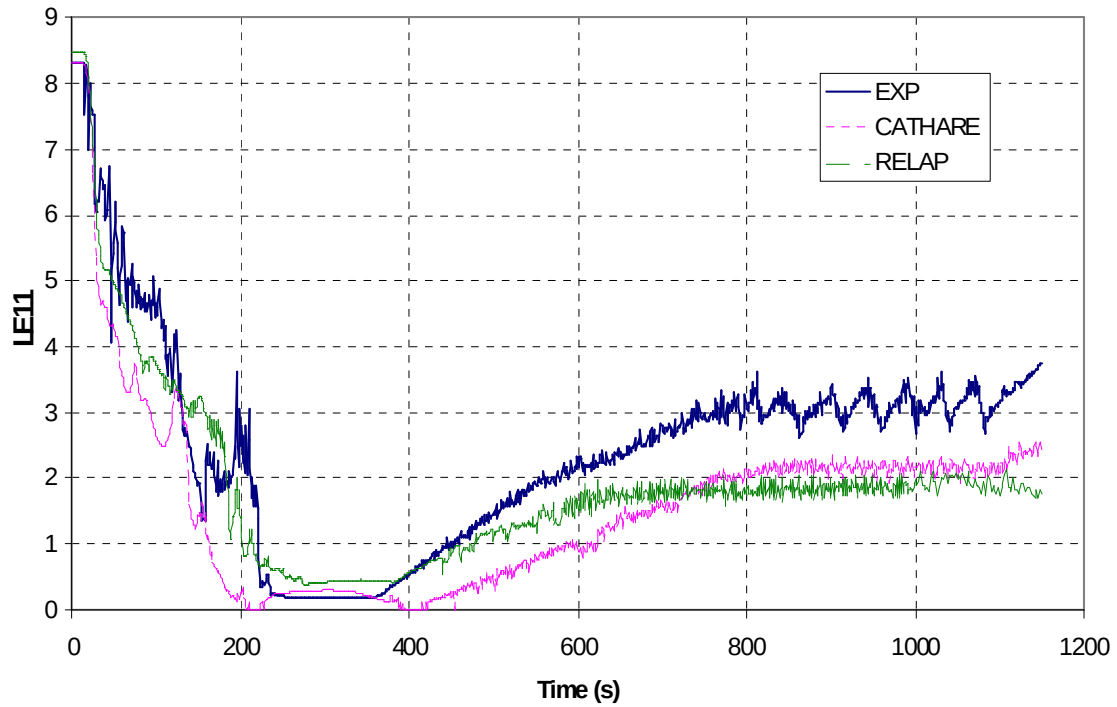


F3.5. ábra

Szekunder köri nyomás (PR81) a PH4-SLB kísérletben az AA átlagos hibákkal

dc_110_10

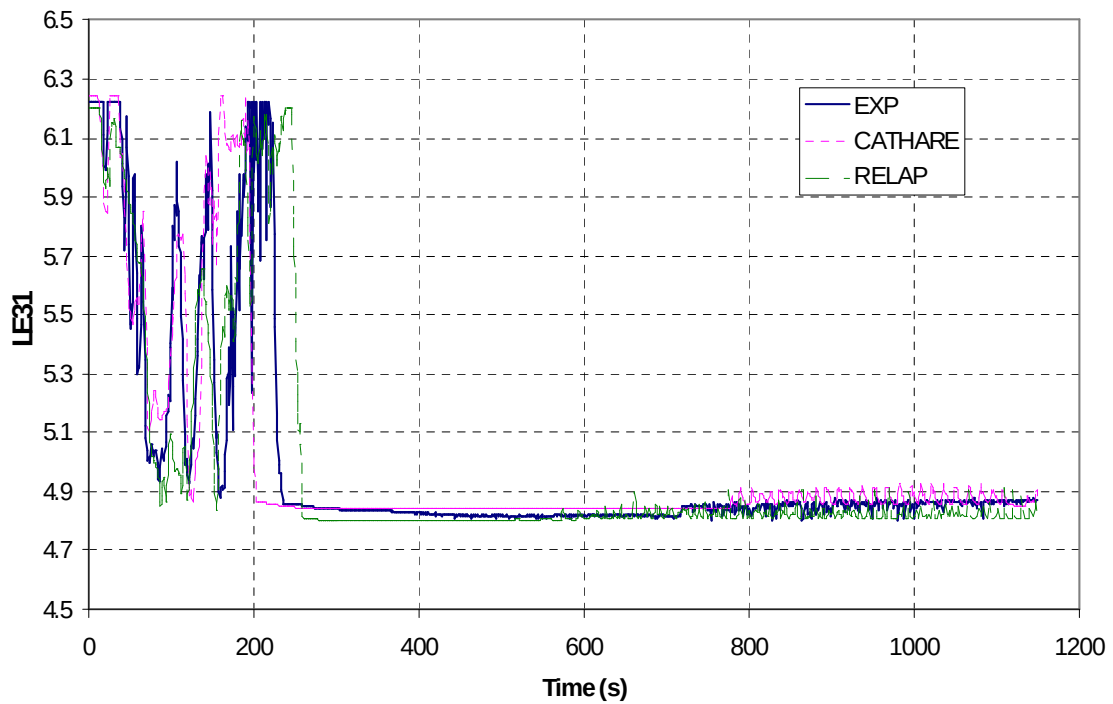
Accuracy: 0-1149 s, NVAL=2048, FCUT = 0.4: AA_CATHARE=0.544, AA_RELAP=0.536,



F3.6. ábra

Hűtőközeg-szint (LE11) a PH4-SLB kísérletben az AA átlagos hibákkal

Accuracy: 0-1149 s, NVAL=2048, FCUT = 0.4: AA_CATHARE=0.363, AA_RELAP=0.350,

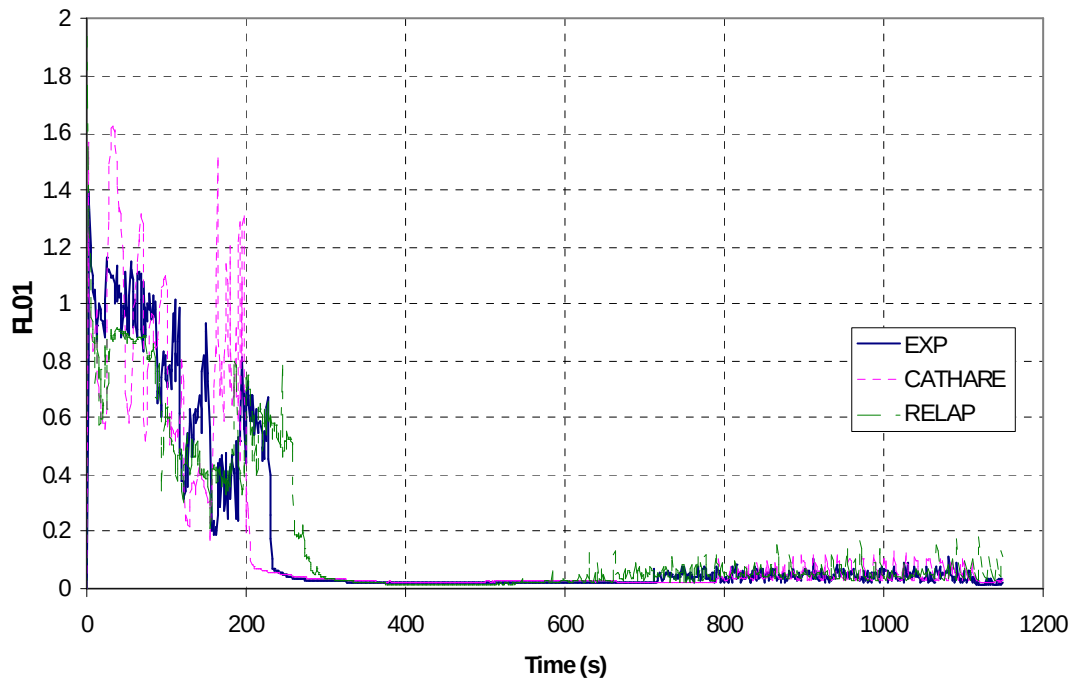


F3.7. ábra

Hűtőközeg-szint a melegági vízzárban (LE31) a PH4-SLB kísérletben az AA átlagos hibákkal

dc_110_10

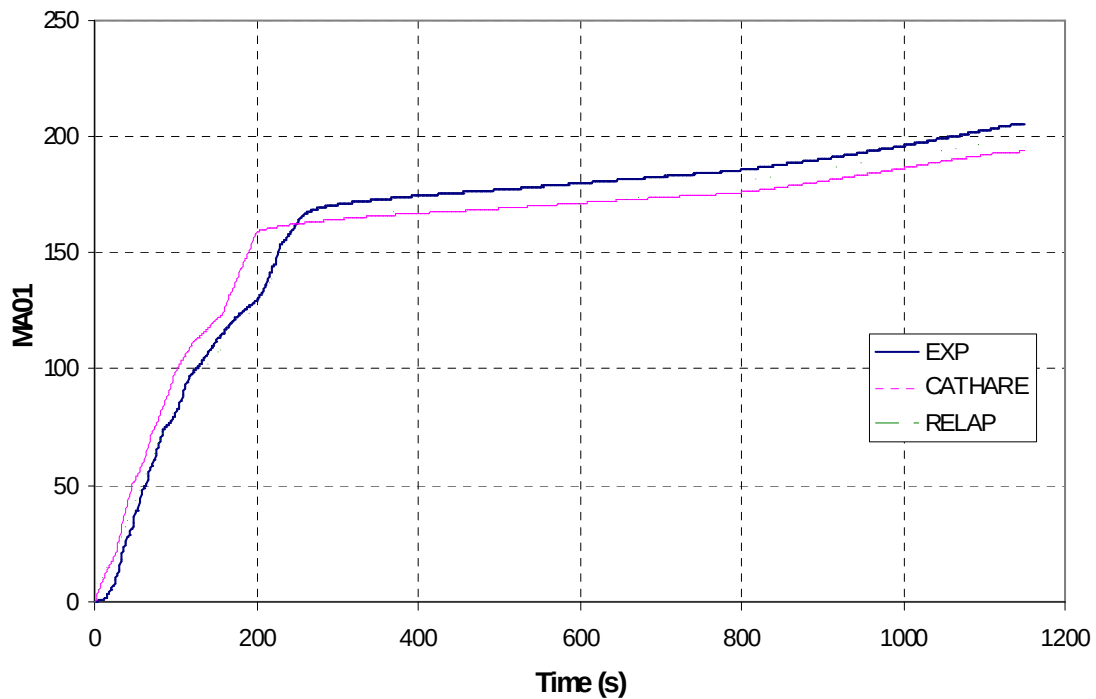
Accuracy: 0-1149 s, NVAL=2048, FCUT = 0.4: AA_CATHARE=0.968, AA_RELAP=0.737,



F3.8. ábra

A törésen távozó hűtőközeg tömegsebessége (FL01) a PH4-SLB kísérletben az AA átlagos hibákkal

Accuracy: 0-1149 s, NVAL=2048, FCUT = 0.4: AA_CATHARE=0.099, AA_RELAP=0.060,



F3.9. ábra

A törésen távozó hűtőközeg tömege (MA01) a PH4-SLB kísérletben az AA átlagos hibákkal