

Szabados László:
Eredmények a nukleáris biztonság termohidraulikai
hátteréhez VVER típusú atomerőművekben c. doktori értekezése.

VÁLASZ

Lajos Tamás, a műszaki tudomány doktora opponensi véleményére

Megköszönöm Lajos Tamásnak, a műszaki tudomány doktorának doktori értekezésem bírálatát, amely szerint, idézem: „Az értekezés egy igen színvonalas, korszerű és gyakorlati szempontból rendkívül fontos kutató-fejlesztő tevékenységet foglal össze: egy VVER típusú atomerőmű rendszer, a Paksi Atomerőmű tervezését, létesítését és üzemeltetését támogató termohidraulikai kutatások egyes eredményeit. (...)” *Összefoglalóan megállapítom, hogy a Szerző gyakorlati szempontból igen fontos és műszaki tudományos háttér tekintetében igényes és összetett feladat megoldásán dolgozott és ért el gyakorlati kiemelkedő fontosságú eredményeket.*”

Kérésére és a Doktori Szabályzatnak (28.§) megfelelően, mellékelten **benyújtom a társszerzők Nyilatkozatát**, hogy „kétséget kizáróan elkülöníthető legyen” a saját teljesítményem. Ezzel és a későbbiekben megadott információkkal együtt, úgy gondolom, kellően rögzítettem, hogy az Értekezésben és a tézisekben összefoglalt új tudományos eredmények a saját eredményeim és pontosítottam a tézisekben leírt és Ön által is felsorolt állításokat: 2.3. *„Tudományos vezetésemmel... igazoltuk”,* 3... *„Kezdeményeztem és munkatársimmal együtt, elsőként létesítettem...”,* 4. *„Meghatározó szerepem volt...”,* 5. *„Tudományos vezetőként és kutatóként meghatározó szerepem volt...”,* 6. *„Kezdeményeztem, szerveztem és folyamatosan irányítottam ...”.*

Az Ön értékelését, mely szerint *„Az értekezés egy igen színvonalas, korszerű és gyakorlati szempontból rendkívül fontos tevékenységet foglal össze:”* köszönettel és örömmel olvastam és a következőkkel egészítem ki: a költséges kutatásokat, 20 éven át, folyamatosan támogatták az érdekelt hazai szervezetek, mint az MTA, OAH, PA Rt, valamint nagy nemzetközi szervezetek, így az IAEA, OECD, USNRC, EU és a kutatásokban résztvevő 29 ország. Társszerzőkkel írt két könyvem kéziratáról (Akadémiai Kiadó 2007 és 2009. [2.10],[2.11], Final Reports on the PMK-2 Projects, 538 oldalon), az MTA KFKI Atomenergia Kutatóintézet igazgatója által felkért nemzetközi review résztvevői közül ketten a következőket írták: *„The manuscript is a high profile work... is a formidable contribution to the safe and economic operation of VVER type reactors (Prof. Dr. M. Makai, BME) és „Projects constitute a milestone within the VVER technology... a self standing and highly valuable source of information. (Prof. F. D’Auria, University of Pisa).*

Az értekezés szerkezetére, műfajára, műszaki-tudományos tartalmára, valamint az *„új tudományos eredményei legalább egy részének és az azokhoz vezető kutatómunkának”* bővebb kifejtésére visszatérek.

Válaszomat Bírálómnak a formai előírásokkal és az Értekezés szerkezeti felépítésével kapcsolatos észrevételeivel, bírálatával folytatom. A Műszaki Tudományok Osztálya előírásai szerint az értekezés terjedelme nem haladhatja meg a 100 oldalt (esetemben 99 oldal és három Függelék) és az Összefoglalás fejezetnek tartalmaznia kell a téziszüzetben összefoglalt téziseket, *„azzal azonos megfogalmazásban”.* A dolgozatnak ez a része úgy

készült, hogy előbb megírtam a téziszűzetet, majd beillesztettem az Összefoglalás fejezetbe, az előírások szerinti szerkezetben, a „szokásos felépítésben”.

Az ábrákkal kapcsolatos észrevételek: a 3.1.6. ábrát magamtól vettem át a 14. oldalon hivatkozott egyszerűs [3.33] cikkemből, a kritikus hőfluxust a Becker-Szabados korrelációval számolva. A 3.1.2. ábrát a [3.12] társszerzős (Ézsöl, Szabados) cikkből (10. old.), a 3.1.8., 3.1.9. – 3.1.15. ábrákat az IAEA-TECDOC kötetben [3.14], a 10. oldalon hivatkozott egyszerűs cikkemből vettem át, de ezeket publikáltam a [3.41] könyvben 3.3. fejezetként és a [3.43] társszerzős (Szabados, Tóth, Trosztel) cikkben is.

Magam is sajnálom, hogy a fizikai mennyiségek SI mértékegységeit nem tüntettem fel. A Kutatladze egyenletben (13. old.), σ (N/m) a felületi feszültség. A (3.1.3) képletet helyesen írtam fel. Két ábra számozása azonban hibás: a 3.1.4. és a 3.1.5. ábra a Maróti modellekhez készített ábrák, melyeket az értekezés korábbi változatában a 3.1.3. és a 3.1.5. ábrák között helyeztem el, majd későbbi módosítás után a számozást meg kellett volna változtatni, de sajnos nem tettem meg. Hiba van az ábra aláírásán a 3.1.3. ábrán: a folyamatos vonal, mérés (fűtött helyett), szaggatott vonal, számítás (nem fűtött helyett). Mindkét hibáért elnézését kérem.

Bírálom, bírálatában ezt írja: „Az értekezés műfaját tekintve egy kutatási fejlesztési beszámolóhoz hasonlít és nem követi az értekezéseknél szokásos felépítést: tudományos probléma felvetése, a problémára vonatkozó meglévő ismeretek, módszerek összefoglalása, a saját hozzájárulás, az új tudományos eredmények és az azokhoz vezető, ill. azok helyességét bizonyító megfontolások, mérések, vizsgálatok eredményeinek bemutatása és az eredmények alkalmazási lehetőségeinek felvázolása”. Észrevételét azért idézem ilyen hosszán, mert a tudományos kutatások lényeges szerkezeti és tartalmi elemeit sorolja fel és magam is mindig, az Értekezésben is, ezt igyekeztem követni. Az Értekezés mintegy 40 éves saját munka eredményeit foglalja össze, szükségszerűen röviden, így a felépítés megítélése szempontjából – elfogadom – nem igazán jól. Válaszomban azonban igyekszem megmutatni, hogy az értekezésben foglalt eredmények kielégítik az MTA doktora cím megszerzéséhez szükséges és elégséges formai és tartalmi követelményeket, a kifogásolható felépítés ellenére, mivel az **egyres tézisek, részeredmények szintjén az elvárt felépítést követtem**, a szükséges vizsgálatokat elvégeztem, melyeket a következőkben is igyekszem röviden megmutatni.

A saját tudományos eredmények bemutatásán túl, az értekezés céljának, magam feladatának tartottam azt is, hogy a VVER típus biztonsági értékeléséhez tartozó hazai és külföldi kutatásoknak legalább a terjedelmét felvázoljam, noha a 100 oldalas korlát miatt gyakran csak a témák címeit tüntethettem fel. Ebben a széles körű keretben helyeztem el saját kutatási eredményeimet. Azt gondolom, hogy így az elmúlt évtizedekben a VVER típusra végzett hazai és nemzetközi termohidraulikai kutatások terjedelmét és műszaki-tudományos tartalmát, benne a sajátomat is – a hivatkozásokat is figyelembe véve – jól megíthetjük.

A „**tudományos probléma felvetése**” az értekezésben foglalt saját, új tudományos eredmények vonatkozásában, természetesen 1969-70-ben követelmény volt, amikor kezdeményeztem Magyarországon, a KFKI-ban, a reaktor termohidraulikai kutatásokat, melyek a VVER típusra – a Szovjetunió kivül – az elsők voltak. A zóna-termohidraulikai kutatásokhoz meg kellett építeni az NVH (Nagynyomású Vízhűtéses Hurok) berendezést és erre alapozva az **NVH Programot**, amelyet a korszerűség és hitelesség igazolásához, tudományos fórumokon itthon (KFKI Tudományos Tanácsa) és külföldön (Kurcsatov Atomenergia Intézet, a VVER típus tudományos háttér-intézménye) el kellett fogadtatni. Ezt

követően, az NVH program keretében végeztem az 1. és 2. tézisben megfogalmazott zóna-termohidraulikai kutatásokat.

Az 1981-85. közötti időszakban a VVER típusra – a Szovjetuniót is beleértve – **elsőként épült a PMK-2 berendezés**, a Paksi Atomerőmű rendszer-termohidraulikai modellje, majd 1986-tól kezdődtek a **PMK-2 projektek** és 56 üzemzavar modellezésével 2004-ben fejeződtek be. A PMK-2 projektek tudományos programját itthon, első alkalommal, az MTA főtitkára által vezetett OKKFT A/11 program Programtanácsa előtt, majd az IAEA-SPE projektek tudományos konferenciáin, később EU-PHARE és EU-FRAMEWORK fórumokon és tudományos konferenciákon védtem meg, ill. fogadtattam el. Saját eredményeimet a 3., 4., 5. és 6. tézisekben foglaltam össze. A PMK-2 projektek keretében, 29 ország kutatói részvételével, az MTA KFKI Atomenergia Kutatóintézetben, két évtizeden át, a VVER-440/213 típusra rendszer-termohidraulikai tudományos iskola működött, melyet a 2000. év végéig vezettem. A tudományos probléma felvetése tehát a két nagy program (NVH és PMK-2) sajátosságainak megfelelően történt és annak hivatalos fórumain kellett elfogadtatni, hasonlóan a nukleáris biztonság értékeléséhez tartozó más területekhez.

Minden saját eredmény esetében a *„meglévő ismeretek, módszerek összefoglalása, a saját hozzájárulás, az új tudományos eredmények helyességét bizonyító megfontolások, mérések, vizsgálatok eredményeinek bemutatása és alkalmazási lehetőségeinek felvázolása”* munkám szerves része volt. **Az alábbiakban rátérek az Ön által kért kiegészítésekre:** *„hogyan új tudományos eredményei legalább egy részének és az azokhoz vezető kutatómunkának”* bővebb kifejtésére kitérjek az alábbi három fejezetben: hűtőközeg keveredés; forráskrizis, kritikus hőfluxus; a PMK-2 modell, a kísérleti program, kísérleti eredmények, kódvalidáció.

Hűtőközeg keveredés (az 1. tézishez).

Az NVH program indításakor, 1969-70-ben, a PWR típusra jellemző négyoszög fűtőelem rácsra, világszerte végeztek hűtőközeg keveredési kutatásokat, de a VVER típusú háromszög fűtőelem rácsra nem folytak kutatások. Ismeretes, hogy reaktor zónák hidraulikai szempontból párhuzamos csatornái között – geometriai- és teljesítmény inhomogenitások miatt – keresztirányú energia- és impulzus transzport jön létre, amely a 3.1.1 ábrán látható szubcsatornában módosítja a sebesség- és hőmérséklet-eloszlást. A VVER-440/213 típusú fűtőelem kötegekben, melyek zárt kötegfalal készültek (ennek modellje a 19-rúdköteg mérőszakasz), a falhatás jelentős. Falhatás a PWR fűtőelem kötegek esetében nem volt, mivel kötegfal nélkül készültek és ma már a VVER-1000 kötegek is így készülnek. A *„problémára vonatkozó meglévő ismeretek módszerek, összefoglalása”* és a következtetések levonása a [3.12, 3.13, 3.14, 3.15, 3.16 és 3.37, 3.38] publikációkban megtörtént.

Bírálómnak a *„saját hozzájárulás”, „új tudományos eredmények”, „megfontolások”, „vizsgálatok eredményeinek bemutatása”, „alkalmazási lehetőségek felvázolása”* kérdéseire, **az 1.tézis esetében az értekezés kiegészítéseként** az alábbiakban igyekszem választ adni.

Az NVH berendezés részeként olyan hurokágat kellett építeni, amely tartalmazta a 19-rúdköteg mérőszakaszt. Ennek kilépő keresztmetszete látható a 3.1.1. ábrán. Ahhoz, hogy a 288 pontban, nagy pontossággal, egy időben mérhessek sebességet és hőmérsékletet, automatikus pozicionáló eszközt terveztem és építettem. A mintegy 13.000 adat feldolgozását az akkor újnak számító számítógépes adatgyűjtő- és értékelő rendszerrel végeztem. Az adatokból megállapítható volt, hogy az 5 sebesség zóna közül (3.1.2 ábra) a Zone 1 az, ahol a falhatás elhanyagolható. A Paksi Atomerőmű fűtőelem kötege, a 19-rúdköteg modellel

szemben – ahol 2 sor fűtőelem van – 7 fűtőelem sort tartalmaz, tehát ott 5 sor által zárt keresztmetszetben hanyagolható el a falhatás, amely az egész reaktor zónában jelentős szabad keresztmetszetet jelent.

Az adatfeldolgozáshoz és adatértékeléshez jelentős elméleti és elméleti-numerikus kutatásokat végeztem, melyek a következők:

> Az Ibragimov modell [3.16] módosítása a falhatás figyelembevételére, amelyet röviden leírok a **KIEGÉSZÍTÉSEK mellékletben** és azt remélem, hogy ez a példa is jellemezheti azt a gondolkodásmódot, melyet minden téziséknél, minden munkámnál követtem. A sebességeloszlás ábrán látható a módosítás eredménye. A súrlódási tényező a módosított egyenletből számolva a 3.1.1 egyenlet szerinti.

> A szubcsatornák közötti keresztáramlási sebesség számítására módosítottam Todreas [3.15] által nekem ajánlott, poláris koordinátákban felírt kódját VVER fűtőelem rácsra, melynek alapegyenletei (értekezés [3.12]): Reynolds-, kontinuitási- és transzport egyenlet a turbulens kinetikus energiára. A kód a VELTEMP elnevezést kapta.

> A VELTEMP és a COBRA-IIIC szimultán futtatásával, a kód keresztirányú impulzus egyenletében meghatároztam a k_{ij} ellenállás tényezőt, melynek értéke 10. A kód a COBRA-III/KFKI nevet kapta. Számítási eredmények láthatók a 3.1.3. ábrán: a pontosság 0,5% alatt marad.

> Az eredményekről készített, szerintem legfontosabb publikációk: [3.12] Int. Heat Transfer Conf. München, 1982.; [3.37] VVER-1000 kritikus hőfluxus vizsgálatok, Zárójelentés, 1986. (oroszul); [3.14] IAEA-TECDOC-810, Experimental Design Verification..., Vienna, 1995.

Forráskrízis, kritikus hőfluxus (a 2.1., 2.2., 2.3. tézisekhez)

A forráskrízis, kritikus hőfluxus kutatások évtizedeken át, világszerte jelentős helyet foglaltak el a PWR és BWR típusra vonatkozó – a nukleáris biztonság termohidraulikai hátterét szolgáló – kutatásokban. Így volt ez a VVER típusra a Szovjetunióban és a 2. tézisében összefoglalt hazai kutatások esetében is.

A témához tartozó fontos referenciák: L.S. Tong, J. Weisman [3.40], Kutateladze [3.29], Zuber N. [3.30], Bezrukov Ju. A. és mások (Teploenergetika, 1977), és [3.31], Szabados és mások [3.37, 3.38, 3.42], Szabados [3.20, 3.41, 3.43]. Tong a kritikus hőfluxus kutatásokkal és különösen a PWR típusra, a Westinghouse számára kifejlesztett W-3 korrelációval ma is az elsők között van; Kutateladze 1952-ben, a VVER típusra, elsőként írta le a forráskrízis (3.13) egyenlet szerinti – ma is használatos – hidrodinamikai modelljét; Zuber a Taylor instabilitásra alapozva, 1956-ban, doktori disszertációjaként publikálta a PWR típusra kifejlesztett, ma is használatos (3.1.4 és 3.1.5) egyenletek szerinti modelljét; a Bezrukov korreláció eredeti változata az OKB Gidropress laboratóriumában készült, Bezrukov kandidátusi disszertációjához.

A 2.1, 2.2 és 2.3 tézisekben összefoglalt eredményeket a [3.20, 3.41, 3.43] egyszerűsített cikkeimben, a tudományos munkákban, így az értekezésekben is, az Ön által is megkívánt felépítésben írtam. Az elvégzett kísérletekre és az ezekhez tartozó elméleti és elméleti-numerikus munkára visszatérek, hogy a hiányolt tudományos információkat megadjam.

Szeretném Önt és a nyilvános védésen a Bíráló Bizottságot is meggyőzni arról, hogy kutatási eredményeimmel az „igen színvonalas, korszerű és gyakorlati szempontból rendkívül fontos” kutatások elméleti szempontból is jelentősen hozzájárultak a tudomány fejlődéséhez, a reaktor termohidraulika több területén.

Itt kell még szólnom, hangsúlyosan, a kritikus hőfluxus kutatásokban elért legnagyobb jelentőségűnek tartott, a **Bezrukov korreláció alkalmazhatóságának vizsgálatára**, a VVER-1000 típusra, szervezett kutatásokról. A 8 évre kötött Egyezmény a Magyar Tudományos Akadémia és a Szovjetunió Állami Atomenergia Bizottsága között jött létre és a típus fejlesztését támogató, magas szintű egyezmény volt. A Zárójelentésben [3.37] foglalt eredményeket Moszkvában védtem meg a Kurcsatov Intézet Tudományos Tanácsa előtt. Ezt követően a Zárójelentést, amely az egyezmény keretében megjelent 50. riport volt, aláírásával hitelesítette Gyimesi Zoltán igazgató (KFKI), a típus főkonstruktor (OKB Hidropress) és a Kurcsatov Atomenergia Intézet igazgatója. Ezt tartom a legfontosabb hivatkozásnak, noha „csak” egy 150 oldalas Kutatási jelentés, amely „szolgálati használatra” minősítéssel készült.

A **2.1 és 2.2 tézisekben összefoglalt eredmények tudatosan szervezett kutatások** eredményei. Nagyszámú kritikus hőfluxus mérési adat (700 adat) felhasználásával végzett számításokból azt találtam, hogy a kritikus hőfluxus számítása sem a PWR típusra (Barnett, Macbet, Becker korrelációk), sem a VVER típusra (Szmolin, Miropolszkij, Oszmacskin korrelációk), a rendszer paraméterekkel kifejlesztett korrelációkkal, nem javítható. A maximális szórás sokkal több volt, mint az akkor elfogadottnak tekintett +/- 20% [3.33]. Elméleti megfontolások alapján az volt várható, hogy ha egy korrelációban a krízis helyén fellépő paramétereket használok és a számításokhoz az 1. tézisben módosított COBRA-III/KFKI kódot használom, mellyel számíthatók ilyen paraméterek, akkor jelentős javulás várható a számítás pontosságában. Kifejlesztettem – a Becker által ajánlott korrelációt [3.34] felhasználva – a (3.16) egyenlet szerinti Becker-Szabados korrelációt és a 3.16. ábrán látható szép eredményt kaptam. Az eredményt felhasználtam a 2.3. tézisben foglalt eredményhez.

A 2.2. tézisben a kérdés az volt, hogy a kritikus hőfluxus számolható-e stacionárius állapotra kidolgozott korrelációval. Az általam mért mérési adatokból, az általam fejlesztett (társszerzős) HOTRAN (homogén áramlási modellt tartalmazó) kóddal és az értekezésben a Bowring korrelációval (használhattam volna a sajátomat is) számolva, a válasz igen. Az egyszerűsített publikáció [3.41] könyv fejezet, melyre Tong hivatkozik, de a tranziens hatások értékelésénél, tankönyvében [2.3] Csom Gyula is ezt a munkát idézi.

A 2.3. tézisben a 2.1. és 2.2. tézisek eredményeit használtam fel: a COBRA-III/KFKI kód módosításából hoztuk létre a PUCSOK-IIIC szubcsatorna kódot, melybe az 1. tézisben leírt eredményeket is felhasználva, beépítettünk egy az egyezményben kidolgozott – a kötegfal nélküli kötegekből felépített reaktor zónára vonatkozó – hűtőközeg keveredési modellt. Az alkalmazhatósági vizsgálat eredménye: a Bezrukov korreláció alkalmazható a kritikus hőfluxus számítására, a VVER-1000 reaktor zónára fejlesztett PUCSOK-IIIC tranziens szubcsatorna kóddal, melyet részletes hiba analízis támasztott alá.

A PMK-2 modell, kísérleti program, kísérleti eredmények, validáció (a 3., 4., 5., 6.) tézisekhez.

A cím az egymást követő és egymást feltételező rendszer-termohidraulikai eredményeket tartalmazza a VVER-440/213 típusú Paksi Atomerőműre. Az alábbiakkal is Bírálóm

észrevételeit támogatom és kérdéseire válaszolok, röviden, mert úgy gondolom, hogy a 3., 4., 5. és 6. téziseknél ez, így összevontan is, elég információt adhat.

A PMK-2 a VVER-440/213 típusra elsőként épített integrális típusú berendezés, az erőmű rendszer-termohidraulikai modellje. A kezdeményezés elméleti és gyakorlati szempontból egyaránt nagyon fontos, mivel a nukleáris biztonság rendszerszemléletű vizsgálata csak ilyen módon végezhető el. Az erőműben – az elfogadhatatlanul magas kockázat miatt – üzemzavari kísérleteket nem lehet végezni. A címben megfogalmazott eredményeket, részvételükkel, 29 ország kutatói fogadták el. A PMK-2 projektek jelentősége a PWR típusra az OECD/CSNI által szervezett ISP (International Standard Problem) projektek jelentőségével mérhető. A projektek keretében, 29 ország részvételével, Magyarországon a kísérleti alapú üzemzavar elemzés és kódvalidáció területén, tudományos iskola működött. Ezt az iskolát vezettem.

A PMK-2 projekteket folyamatosan támogatta az MTA, az OAH, a PA Rt és nemzetközi szervezetek, az IAEA, OECD, USNRC, EU és a 29 résztvevő ország. Az eredményeket publikáltam olyan folyóiratokban, mint a Nuclear Technology (2004) és a Science and Technology of Nuclear Installations (2012). Írtam két társszerzős könyvet [2.10, 2.11]. A könyvek, valamint a 2640 fájlt tartalmazó kísérleti adatok CD-n is megkaphatók az MTA Energiatudományi Kutatóközponttól és az OECD NEA Data Bank-ból [4.5] is.

Bírálatomat tisztelettel kérem, hogy a talán kissé hosszán megírt válaszomat fogadja el.

Budapest, 2013. április 15.

Szabados László
a műszaki tudomány kandidátusa

Mellékletek: Kiegészítések
NYILATKOZAT a társszerzőktől

KIEGÉSZÍTÉSEK

Lajos Tamás, a műszaki tudomány doktora bírálatában felvetett problémák megválaszolásához

1. Az Ibragimov módszer módosítása

Az Ibragimov módszer segítségével meghatározható az összetett geometriájú csatornában kialakuló sebesség eloszlás. Az alábbi Ibragimov-féle összefüggés ismert a falakon kialakuló csúsztatófeszültségekre:

$$\frac{\tau_0}{\bar{\tau}_0} = C \left(1 - e^{-\frac{7,7 y_0}{\Phi \bar{y}_0}} \right)$$

ahol :

y_0 a falon található adott pont távolsága a maximális sebesség-vonaltól,

\bar{y}_0 átlagos távolság a csatorna egészére,

τ_0 csúsztatófeszültség a falon található adott pontban,

$\bar{\tau}_0$ átlagos csúsztatófeszültség a csatorna egészére,

Φ a csatorna formafaktora,

értéke : $\Phi = \frac{F}{(\bar{y}_0)^2}$ ahol F a csatorna keresztmetszete

A fenti összefüggésben csak geometriai paraméterek szerepelnek, és a csúsztatófeszültség nagysága nem függ az áramlás jellemzőitől. Ez az összefüggés jól leírja azokat az eseteket, amikor zárt csatornákat vizsgálunk. Fűtőelem kötegek modellezése során azonban az áramlási csatornákat kisebb egységekre, ún. szubcsatornákra osztjuk. Ezek egymással nemcsak zárt falfelületen, hanem a folyadékon keresztül is érintkeznek. Az egyes szubcsatornák közötti áramlási sebesség különbségek keresztirányú áramlások kialakulásához vezetnek, amik hatással vannak a falakon számított csúsztatófeszültségekre is.

Az AEKI-ben VVER-típusú kötegen végzett sebességeloszlás mérések azt mutatták, hogy az Ibragimov módszer az eloszlási görbe alakját jól leírja, ugyanakkor a számított és mért abszolút értékek némileg eltértek egymástól. Ezért a fenti képletben szereplő exponenciális kitevő módosítására volt szükség.

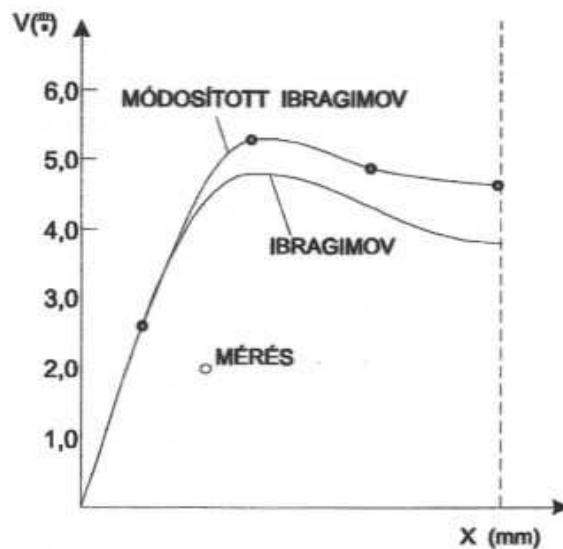
A módosítás lényege, hogy a csúszatófeszültség értékének számításában szereplő exponenciális tagot kiegészítettem egy sebességfüggő szorzótényezővel, amely egyrészt lehetővé tette a szomszédos szubcsatornák közötti kölcsönhatás figyelembe vételét, másrészt pedig azonos sebességek esetén biztosította a kitevő szükséges korrekcióját. Ezzel az eredeti összefüggés a következőképpen módosult:

$$\frac{\tau_0}{\bar{\tau}_0} = C \left(1 - e^{-\frac{7,7 y_0 E}{\Phi \bar{y}_0}} \right) \quad \text{ahol} \quad E = 1 + e^{-\frac{s y_i}{v_j}}$$

- v_i sebesség az i -ik szubcsatornában
- v_j sebesség a j -ik szubcsatornában, amely szomszédos az i -kel
- S konstans, értéke: 3,5

A módosított összefüggés az erőmű aktív zónájára névleges, állandósult állapotban jellemző 5 m/s áramlási sebesség esetére alkalmazható. Az S paraméter értékének megállapítása kísérleti adatok felhasználásával történt. A fenti összefüggés néhány százalékos korrekciót ad az eredeti Ibragimov értékekhez azokban az esetekben, ha a sebességek nem nagyon térnek el egymástól a szomszédos szubcsatornában.

Az eredeti és módosított módszerrel elvégzett számítások eredményeinek az összevetését a mellékelt ábrán láthatjuk. A sebesség eloszlást a hexagonális köteg négy rúdja rajzolt rombusz hosszabbik átlója mentén mutatja a rajz, az egyik rúd felületéről indulva a csatorna középpontjáiig. (Értekezés 3.1.1 ábra 1,2,...7 és 19 számú rudak által határolt szubcsatorna.) Az eloszlás maximuma a rúd felületektől legnagyobb távolságra levő pontnak felel meg. A lokális minimum pedig a rombusz rövidebb átlójához tartozik, azaz ahol a két rúd közötti távolság a legkisebb.



NYILATKOZAT

Alulírottak, mint társszerzők tanúsítjuk, hogy Szabados László: „Eredmények a nukleáris biztonság termohidraulikai hátteréhez VVER típusú atomerőművekben” c. doktori értekezésében és az értekezés téziseiben foglalt tudományos eredmények Szabados László eredményei.

A tézisek szerinti új tudományos eredmények: 1. tézis. Szubcsatorna szintű hűtőközeg keveredési vizsgálatok. 2.tézis. Kritikus hőfluxus vizsgálatok a VVER – 440/213 és a VVER-1000 típusra. 3.tézis A PMK-2, az első rendszer-termohidraulikai kísérleti modell létesítése a VVER-440/213 típusú erőművekre. 4.tézis. A kísérleti program szervezése és a kísérletek végrehajtása. 5.tézis. A PMK-2 kísérletek eredményei. 6.tézis. A PMK-2 alapú rendszerkód validáció.

Budapest, 2013. március 7.



(Ézsöl György)



(Guba Attila)



(Pernecky László)



(Takács Antal)



(Tóth Iván)



(Trosztel István)