

Az ATHLET/KIKO3D csatolt reaktorfizikai és termohidraulikai rendszerkód minősítése erőművi mérések felhasználásával

Hegyí György, Keresztúri András, Trosztel István

Energiatudományi Kutatóközpont
1525 Budapest, 114 Pf. 49.

Napjainkban a modern biztonsági elemzések számára alapvető eszköz az olyan összetett tranziensek modellezésére is alkalmas program, ahol az erőmű termohidraulikai viselkedését és a zóna térfüggő neutrondinamikájának kölcsönhatását közvetlenül vesszük figyelembe. Ilyen feladatok elvégzésére alkalmas az ATHLET/KIKO3D rendszerkód, mely a német GRS és a KFKI AEKI közös fejlesztésének eredményeként jött létre a 90-es években. A program részletesen tesztelt modulokból áll, az összeépítés eredményessége így főleg erőműben történt mérésekkel összevetve minősíthető. Referenciaadatokhoz a Paksi Atomerőmű segítségével, illetve néhány EU-s projekt keretében jutottunk. Célunk a csatolt rendszerkód bemutatása és a minősítés legfontosabb eredményeinek összefoglalása.

Előszó

Az atomerőmű biztonságos üzemelését szolgáló eszközök lényeges csoportját képezik azok az erőművet modellező számítógépes kódok, amelyekkel nagy pontossággal, aránylag gyorsan lejátszhatók az üzemi állapotok és a feltételezett baleseti helyzetek is. Ehhez több esetben szükséges a nukleáris töltet részletes, három-dimenziós, időfüggő leírása, valamint a primer és a szekunder kört tartalmazó termohidraulikai rendszer folyadékfizikai, hőtani modellezése. Eddig a probléma megközelítése két oldalról történt. A reaktordinamikai kód részletesen számította a zónát, melyhez a primer kört csak időfüggő termo-hidraulikai határfeltétellel vették figyelembe. A modell gyengeségét konzervatív feltételezésekkel javították. Másik oldalról a primer és a szekunder kört a hőcserélőkkel és a nyomáskiegyenlítő tartállyal együtt részletesen modellező termohidraulikai kód számára a zónát reaktorfizikai pontmodell képviselte. Ez természetesen durva közelítés olyan esetekben, ahol a zónaaszimetriát is figyelembe kell venni (rúdhúzás, rúdkilöködés vagy a zónán áthaladó aszimmetrikus bórdugó). A modell gyengeségeit itt is konzervatív feltételezésekkel próbálták feloldani.

Az 1990-es évek óta folyamatosan növekvő számítógépkapacitás eredményeként létrejött a hardveralapja olyan csatolt reaktordinamikai rendszerkód létrehozásának, ahol a zónamodell és a primer kör többi eleme között a részletes adatforgalom segítségével a két probléma egy programban vált megoldhatóvá. A határfeltételre vonatkozó konzervatívizmus kiküszöbölésével így egy "realisztikus" (úgynevezett best estimate) számítási modellt hoztunk létre az erőmű vonatkozásában.

A cikk először röviden bemutatja a KIKO3D és ATHLET programok felhasználásával létrehozott csatolt program-rendszert, majd néhány VVER-440 reaktorban lejátszódtó tranziens modellezése során nyert tapasztalatot ismertet.

Az ATHLET termohidraulikai és a KIKO3D reaktorkinetikai kódok összekapcsolása

A rendszerkód bemutatása előtt érdemes a csatolásban résztvevő programokat és az összekapcsolás metodikáját megismerni.

A KIKO3D zónamodellt a saját termohidraulikai modelljével együtt [1] a KFKI AEKI (jelenleg Energiatudományi Kutatóközpont) Reaktoranalízis Laboratóriumában fejlesztették ki a zóna középgyors tranzienseinek vizsgálatára. A program hexagonális és négyzetes geometriában is alkalmazható. A létrehozott nodális, kinetikai, neutronfizikai algoritmus sajátosságai a következők:

- az ismeretlenek az egyes nódusok határoló lapjain a skalárfluxus integrálok,
- a fluxus a homogenizált nódusokon belül a statikus kétcsoport diffúziós egyenlet egzakt megoldásainak lineáris kombinációjából adódik,
- az áram nódushatárookra vett integrálja folytonos.

A fenti feltételezések alkalmazásából adódó időfüggő nodális egyenletek általánosított rezponz-mátrixok bevezetését tették szükségessé. A kapott időfüggő lineáris egyenletrendszert az IQS (Improved Quasi Static) módszer segítségével oldjuk meg. Ennek lényege, hogy a megoldást egy, csak az időtől függő amplitúdófüggvény és egy, az időtől csak kismértékben függő alakfüggvény szorzataként keressük. Az egyes modellek hívásainak gyakoriságától függően a pontmodellről a háromdimenziós probléma egzakt megoldásáig juthatunk el attól függően, hogy az adott feladat és a megkívánt pontosság mit követel meg.

A program része egy termohidraulikai modell is, amely az eltérő karakterisztikus idők miatt két részből áll: a gyorsabb folyamatok szempontjából fontos fűtőelem-modellből és a lassabb időállandóval rendelkező hidraulikai modellből.

A program fontos tulajdonsága, hogy verifikálása számos nemzetközi benchmark feladaton és az AER (Atomic Energy Research) együttműködés keretében kidolgozott, speciálisan VVER típusú tesztfeladatokon is megvalósult [2], [3], [7].

Az ATHLET (Analysis of Thermal-hydraulics of Leak and Transient) széles spektrumú, változatos problémakörökön validált termohidraulikai rendszerkód a német Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) cég fejlesztése [4]. Jól modellezi a különböző típusú nyomottvízes erőműveket, nagyszámú alkalmazást találunk a VVER-440 reaktorokra is. Hasonlóan más rendszerkódokhoz (RELAP, CHATARE) külön-külön szimulálja a primer és szekunder kör összes lényeges elemét, működési logikáját és védelmi rendszerét. A kód szisztematikusan validált, és input paramétereinek széles értelmezési tartományában érzékenység vizsgálatokat is végeztek vele. Két fázist, hat megmaradási egyenletet (teljesen szeparált tömeg-, energia-, impulzusmegmaradási egyenleteket) használ a termohidraulikai modellje [5]. A kód könnyen áttekinthető moduláris rendszert alkot, melybe könnyű újabb fizikai modelleket beépíteni. Főbb moduljai:

Termohidraulika	Thermo-fluid dynamics	(TFD)
Hővezetés, hőterjedés	Heat Transfer and Conduction	(HECU)
Reaktorfizika	Neutron Kinetics	(NEUKIN)
Irányítás és szabályozás	General Control Simulation Module	(GCSM)
Matematikai rutinok	Numerical integration method	(FEBE)

Az erőművi rendszerkódokban a csatolásnak több módja is lehetséges [6]:

- 1.) **belső csatolás (internal coupling):** az ATHLET termohidraulikai kód modellezi a primer és szekunder kört, számítja a termohidraulikai jellemzőket a zónában. A nukleáris teljesítményt, valamint az ebből származó prompt és a remanens hőt a KIKO3D reaktordinamikai kód határozza meg és adja át az ATHLET kódnak. A fűtőanyag- és a hűtőközeg-hőmérsékleteket az ATHLET-ből nyeri a KIKO3D kód.
- 2.) **párhuzamos csatolás (parallel coupling):** az ATHLET kód modellezi a primer és szekunder kört, beleértve a zónát is. Az ATHLET-től kapott kazettabelépő hűtőközeg-forgalom, hőmérséklet és a bórsav-koncentrációeloszlás alapján a KIKO3D reaktordinamikai kód a benne található, saját termohidraulikai programmal számítja a fűtőanyag- és a hűtőközeg-hőmérsékleteket – rendszerint az ATHLET felosztásnál részletesebben – és ezeket az értékeket használja a teljesítményeloszlás meghatározására.
- 3.) **külső csatolás (external coupling):** a termohidraulikai rendszerkód modellezi a primer és szekunder kört a zóna határáig. A reaktordinamikai kód a benne található termohidraulikai programmal modellezi a

zónát a belépő nyomás, forgalom- és entalpiaeloszlás alapján. A primer kört modellező kód a reaktorzónát számító programtól kap zóna kilépő nyomást, forgalom- és entalpiaeloszlást a zóna tetején. A csatolt kód csak a határfeltételnél beiterált megoldások után lép tovább időben.

Az ATHLET/KIKO3D program esetében az első két csatolási módot valósítottuk meg. Megjegyezzük, hogy számításokkal bizonyítottuk: a megfelelően választott ATHLET nodalizáció mellett elhanyagolható a két metodika közti különbség. A validáció során az első típusú (internal vagy loose type) csatolást alkalmaztuk. Azonban sok olyan feladat is van, ahol a második módszer (parallel coupling) használata a célszerűbb, pl.: ha forrócsatorna-számításokhoz akarjuk felhasználni a csatolt kód eredményeit, a bórdugó terjedésének vagy a fűtőelem-viselkedés KIKO3D-ben kifejlesztett modelljeit akarjuk használni.

A minősítés során nyert tapasztalatok

A kölcsönhatás, amely a zóna, a primer és a szekunder kör között létrejöhet, csak erőművi környezetben minősíthető. Valódi erőműben lejátszódó transziensek esetében – mivel nem laboratóriumi feltételekről van szó – a mérés az erőmű berendezéseinek és adatgyűjtési módszereinek jellemzőit tükrözi. A valódi erőmű modellnek a teljes szabályozási rendszert is tartalmaznia kellene, amely olyan nagy mennyiségű új modellt és paraméter bevezetését tenné szükségessé, ami a jelenlegi kapacitások mellett nem megvalósítható. Ezért is fontos, hogy a mért adatok közül mit tekintünk input adatnak, és melyeket a számítás végén összehasonlítandó mennyiségnek. A feldolgozás során néhány általános következtetés fogalmazható meg:

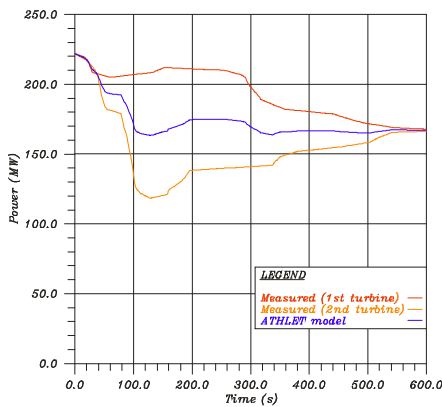
- a mérési pontok száma (pl. az apertúralimitek miatt) esetenként ritka,
- az automatikus és a dokumentumokból rekonstruált időpontok között eltérés tapasztalható,
- a mért adatok szórása nagy, ami nem feltétlenül a mérési módszer alapvető jellemzője,
- a mérésnek is van karakterisztikus ideje, amit a modellezésnél figyelembe kell venni.

Az input adatok tekintetében fontos megjegyezni, hogy jelenleg az ATHLET kódban olyan hathurkos nodalizációt alkalmazunk, ahol a reaktortartály radiálisan is hat keverőtér tekintetében is. A szegmensek között különböző keveredést tételezhetünk fel; normál állapotra CFX-alapú számításokból realizisztikus keveredés beállítására van mód. A vízszintes hőcserélő primer és szekunder oldalról is több nódusból áll. A zóna aktív része axiálisan tíz nódusra van felosztva. A zónaszektoron belül a kazetták különböző módon vannak csoportosítva az ATHLET által kezelt szupercsatornába. A KIKO3D minden kazettát külön számít, az axiális felosztás az ATHLET-tel megegyező. A kiegészítő háromdimenziós eloszlása és a kazettatípusok az input adatok részét képezik. A reaktorfizikai program input adata a pontos SZBV rúdhelyzet időbeli viselkedése. Három vizsgált transziens eredményeit mutatjuk be.

FKSZ kieséses tranziens a paksi mérések alapján:

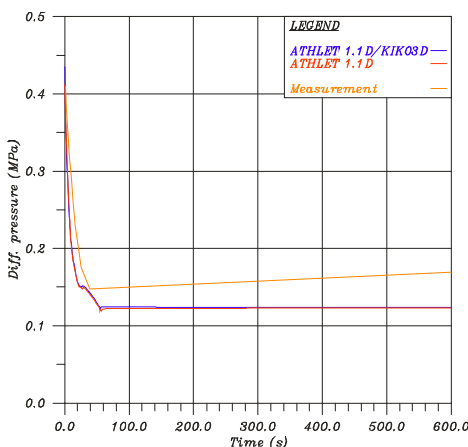
Az esemény leírása: A névleges teljesítményen üzemelő blokkon az 5. FKSZ záróvíz-hőmérséklete védelmi magas értéket jelzett (hibás módon). Ennek hatására az adott FKSZ kiesett. Ezután 3 s elteltével a reaktorvédelmi rendszer automatikusan megkezdte a reaktor leterhelését a 6. SZBV-csoport mozgatásával. A turbinák nyomásszabályozó üzemmódban voltak, a teljesítményelvitel a nyomástól függően az időben változott. A teljesítmény 82-83%-os értéken stabilizálódott. Az adatszolgáltatás az AGNES projekt része volt [6].

Az input adatok, határfeltételek: A modellezésnél az adott kampányra a KARATE által számított kiegészi fájlból indultunk ki, és felhasználtuk a naplózott rúdmozgás-adatokat. Az ATHLET számára a turbinára bemenő gőznek a mért adatok alapján kiértékelt tömegárama volt az időfüggő peremfeltétel, ez követhető az 1. ábrán. A tápvíz-forgalom a gőzfejlesztő vízszintjének megfelelően volt szabályozva.

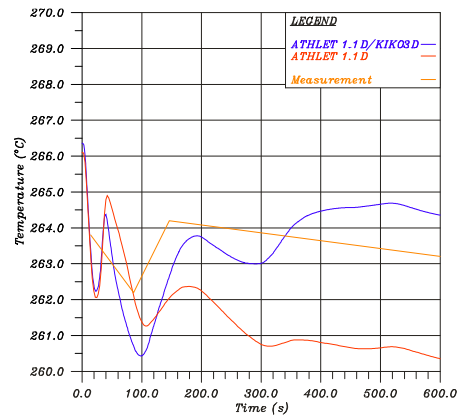


1. ábra: Elektromos teljesítmény a turbinákon.

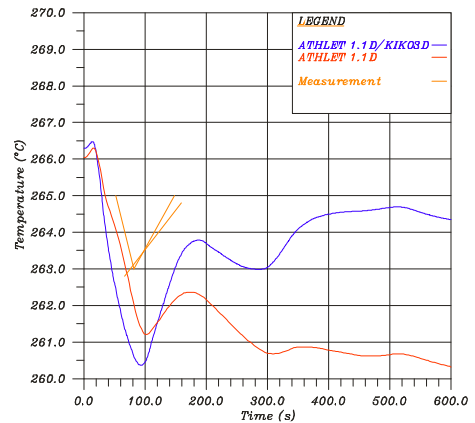
Az eredmények bemutatása: Az FKSZ-kiesés hatására a nyomásesés a szivattyún gyorsan lecsökken (2. ábra). A csökkenő forgalom miatt a hurok hűtése nagyobb lesz, amit a 3. ábrán, a tranziens 20-sig figyelhetünk meg. A tranziens során az 5. hurokban a forgalom megfordul. Ezt a melegági és a hidegági hőmérséklet változása illetve az 5. gőzfejlesztő gőztermelésének leállása mutatja. Az 5. hurok hidegági hőmérsékletében bekövetkező fordulat, illetve a másik öt hurok gyorsuló hűlése (4. ábra) utal a folyamat sikeres modellezésére.



2. ábra: FKSZ nyomáskülönbség az 5. hurokban.



3. ábra: Hidegági hőmérséklet az 5. hurokban.



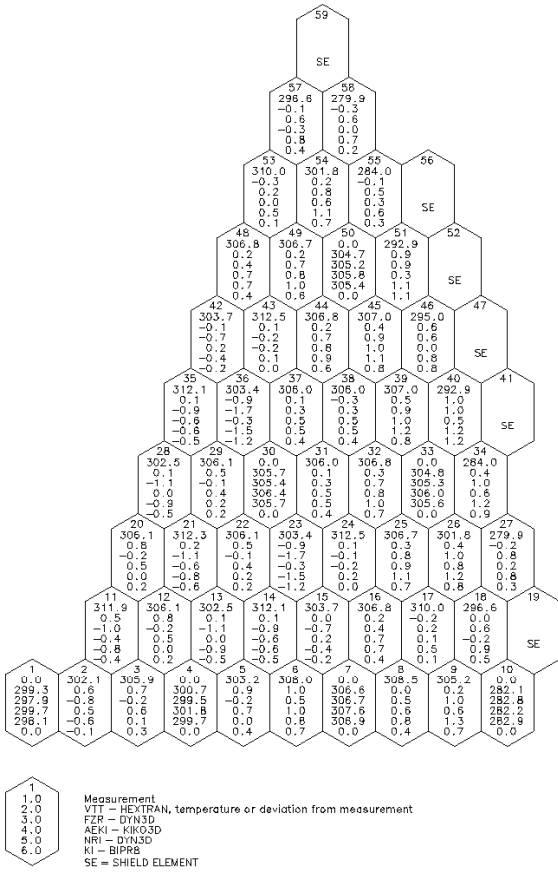
4. ábra: Hidegági hőmérséklet az öt működő hurokban.

Turbinakieséses tranziens, a loviisa-i mérések alapján

Az esemény leírása: A loviisa-i 1. blokk hosszabb ideje 1500 MW-s teljesítményen üzemelt, amikor az egyik turbina kiesett, azaz hirtelen teljesítményesés következett be a reaktoron. Az esemény hatására a szabályzó rendszer rövid idő után elkezdte a teljesítményt csökkenteni a 6. SZBV csoport leengedésével. Körülbelül 84 %-os teljesítménynél – hibás módon – a teljesítményszabályozó rendszer is kikapcsolt, ezért a továbbiakban az operátornak kellett irányítani a leterhelést. A teljesítmény mintegy 60 %-ra csökkent az első 100 s alatt. A teljesítmény csökkenése miatt a melegági hőmérséklet csökkent, továbbá a primer kör hűlése is lassult a szekunderoldali gőznyomás növekedése miatt. Ezért a hidegági hőmérséklet jelentősen emelkedni kezdett. A tranziens alatt a védelmi rendszerek működését is modellezni kellett [8]. A mérés szimulációját PHARE-program részeként (SRR1 project) végeztük el.

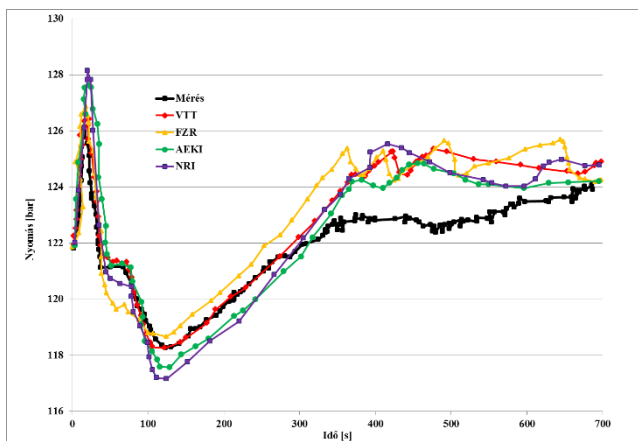
Az input adatok, határfeltételek: A feladathoz részletes primer- és szekunderkörü leírást mellékeltek, nukleáris adatként 3 évre visszamenően megadták a kampánymeneteket, és körültekintő részletességgel voltak megadva a kiinduló stacioner állapot paraméterei is. Sajnos a finom rúdhelyzet meghatározása elmaradt, így csak a durva szintjelző adataira támaszkodhattunk a rúdmozgás tekintetében, ami nagy pontatlanságot vitt a szimulációba. Mivel a modellezésnél a kezdeti stacioner állapot és a rúdmozgás voltak az input paraméterek, ez a nagyon gondosan előkészített tesztfeladat megoldásába bizonytalanságot vitt be, ami a mérési adatok közül leginkább a nukleáris teljesítmény időfüggésében okozott problémát.

Az eredmények bemutatása: A fenti adatok alapján a tranziens kezdeti egyensúlyi állapotára és a végállapot hőmérséklet- és teljesítményeloszlásaira nagyon pontosan visszakaptuk a mért adatokat (lásd 5. ábra).



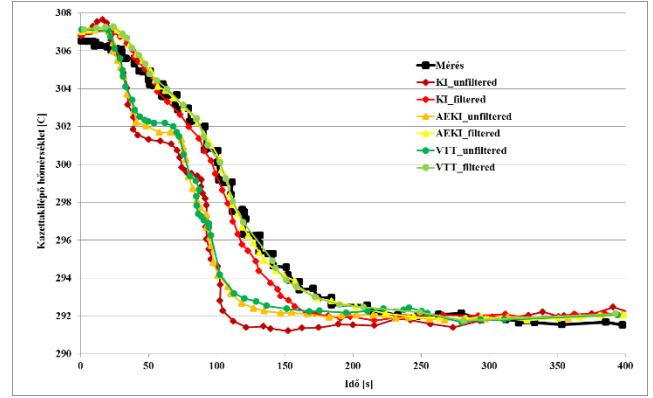
5. ábra: A kezdeti stationer állapotban a mért hőmérsékletek és a különböző kódokkal számított értékek eltérése a mért értékektől (°C).

A sikeres szimulációra egy példa, hogy a primer kör nyomását az idő függvényében milyen pontosan sikerült meghatározni (lásd 6. ábra).

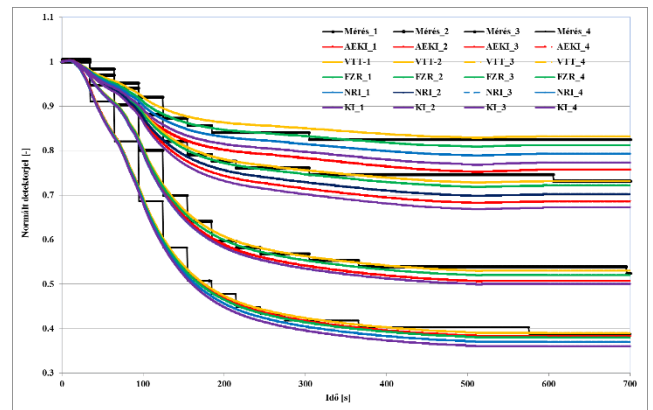


6. ábra: A primerköri nyomás mért és különböző kódokkal számított értékei a loviisai tranziens során.

Az időfüggő paraméterek közül egy kazettahőmérőn és egy SPND lánc négy detektorának időfüggésén (7. és 8. ábra) mutatjuk be a modellezés pontosságát. A 7. ábrán feltüntetjük a közvetlenül számított adatokat és a hőmérők tehetetlenségéből származó késést.



7. ábra: A 178. kazettánál a mért és a különböző kódokkal számított hőmérsékletek időbeli viselkedése. Az "unfiltered" adatok a közvetlen számított értékek és a mérésre jellemző késleltetés figyelembevételével a "Filtered" görbék.



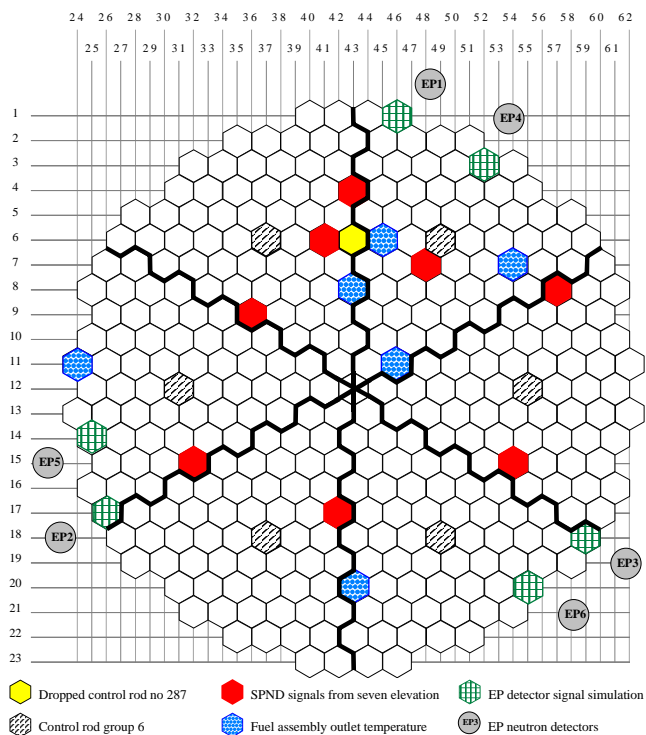
8. ábra: A normált mért és számított SPND detektor jelek összehasonlítása a loviisai mérésben (a mérőláncban a négy detektor számozása a zóna alján kezdődik)

Szabályozórúd leesése és az ezt követő stabilizáció, a bohunice-i mérések alapján:

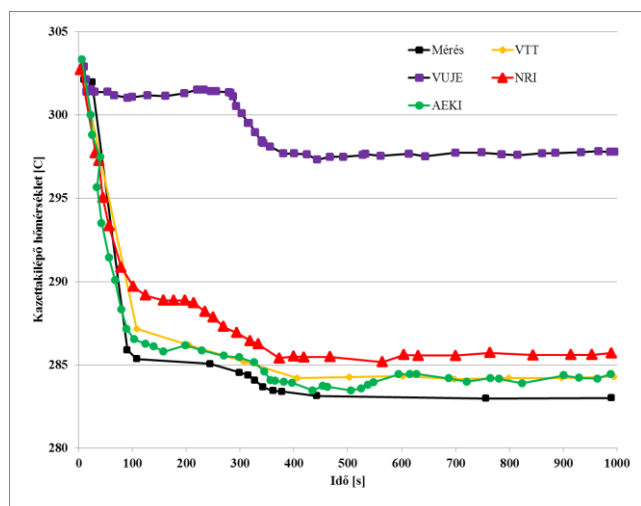
Az esemény leírása: A bohunice-i erőmű egyik blokkja névleges teljesítményen üzemelt, amikor véletlenül a (06-43) pozícióban található SZBV kazetta leesett és alsó véghelyzetbe került. A leesés után a zóna teljesítményét 85 %-on stabilizálták. A mérést az EU 5-s keretprogram részeként (VALCO project) elemeztük [12].

Az input adatok, határfeltételek: A feladathoz részletes primer- és szekunderköri leírást mellékeltek. Nukleáris adatként a szlovák zónaszámítási adatokból lehetett kiindulni. A teljesítményszabályozás adatait naplózott formában kaptuk meg. Hasonlóan a paksi méréshez, a kapott adatokból a hőelvitelre időfüggő peremfeltételt lehetett előírni.

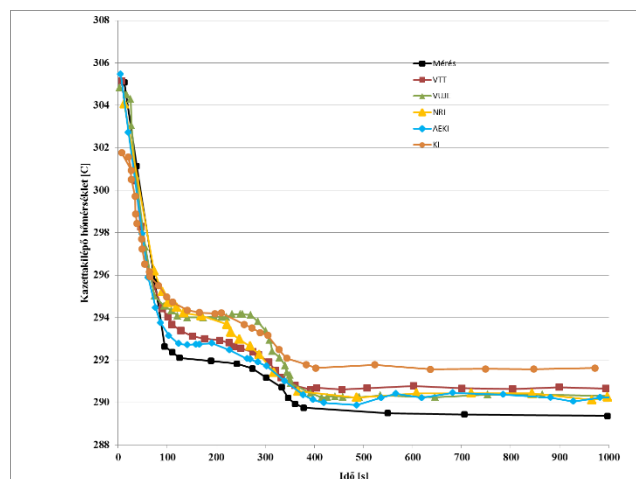
Az eredmények bemutatása: A mérések alapján a projekt résztvevői megállapodtak, hogy a 9. ábrán feltüntetett mérések adják az összehasonlítás alapját. A szabályozással kapcsolatos írásos információk ellentmondásokat tartalmaztak. A kazetták kilépő hőmérsékleteinek esetében a mért és számított értékek jó egyezése figyelhető meg (10. és 11. ábra). A melegági hőmérsékletek tekintetében a számítások között jobb az egyezés, mint a mérésekkel való összevetésben (12. ábra).



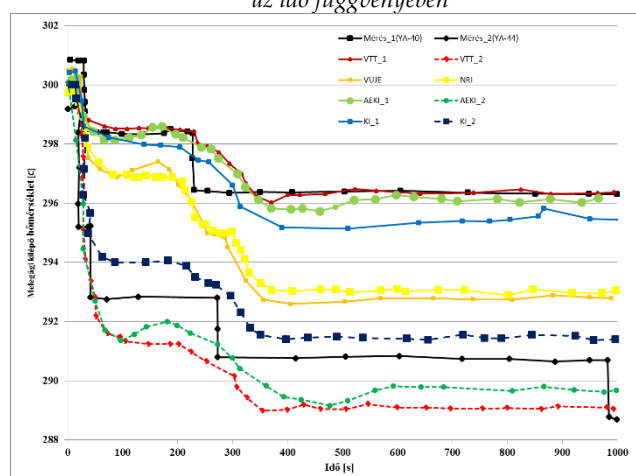
9. ábra: A bohunice-i tranzien zónatérképe, az összehasonlításnál felhasznált mérési pontok jelölésével



10. ábra: A bohunice-i testben a 06-45-s pozícióban található kazetnahőmérő mért és különböző kódokkal számított értéke az idő függvényében



11. ábra: A bohunice-i testben a 08-43-s pozícióban található kazetnahőmérő mért és különböző kódokkal számított értéke az idő függvényében



12. ábra: A bohunice-i testben a melegági kilépő hőmérsékletek mért értékei (YA-40 és YA-44) és különböző kódokkal számított értékei az idő függvényében

Az eredmények összefoglalása

Az ATHLET termohidraulikai és a KIKO3D reaktordinamikai kód összekapcsolásával hatékony eszközt hoztunk létre a VVER-440 típusú nyomottvizes erőművek biztonságtechnikai és tervezési üzemzavarainak vizsgálatára.

Az ATHLET/KIKO3D rendszer kód minősítéséhez erőműben mért adatok szükségesek. Ilyen adatokhoz nemzetközi együttműködés keretében jutottunk. Az eredmények alapján megállapítható - figyelembe véve a felhasznált mérések pontosságát és a modelljeink részletességét, - hogy az erőműben lezajló tranziensek szimulálása az új kódrendszerrel jól használható. A rendszer kód kvalitatív minősítéséhez további „mérés-számítás”-összehasonlítás szükséges, amire az elért eredmények alapján érdemes energiát fordítani.

Irodalomjegyzék

[1] A. Keresztúri at al., "Development and validation of the three dimensional dynamic code-KIKO3D", *Annals of Nuclear Energy*, 2003, Vol 30, pp 92-130

[2] R. Kyrki-Rajamäki, U. Grundmann and A. Keresztúri, "Results of Three Dimensional Hexagonal Dynamic Benchmark Problems for VVER Type Reactors", *Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors PHYSOR96*, Mito, Japan, 1996, pp. J-229 - J-238.

- [3] S. Kliem, S. Danilin, R. Kyrki-Rajamäki, J. Hadek, A. Keresztúri and P. Siltanen, "A Benchmark for Coupled 3D Neutron Kinetics/Thermohydraulics System Codes – Main Steam Header Break in a NPP with VVER-440 Reactor", *Proc. Int. Conf. Mathematics and Computation, Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications, Madrid, Spain, 1999*, pp. 359-368
- [4] G. Lerchl, H. Austregesilo, "ATHLET Mod 1.2 Cycle A, User's Manual", Code Doc. Package, GRS-P-1/Vol.1, Rev.1, March 1998.
- [5] V. Teschendorff, H. Austregesilo, G. Lerchl: *Methodology, Status and Plans for Development and Assessment of the Code ATHLET*, Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements, Annapolis, Nov. 5-8,
- [6] G. Hegyi, A. Keresztúri, I. Trosztel, S. Langenbuch, W. Horche, K. Velkov, "Improvement of Plant Transient Analysis for VVER by Coupling KIKO3D with ATHLET", ICONE-6, San Diego CA USA, May 10-14
- [7] A. Keresztúri, Gy. Hegyi, M. Telbisz, I. Trosztel: "Development, Validation and Application of Tools and Methods for Deterministic Safety Analysis of RIA and ATWS Events in VVER-440 Type Reactors", CSNI Workshop on Advanced Thermal-hydraulic and Neutronic Codes: Current and Future Applications, 10-13 April, 2000.
- [8] A. Hämäläinen, et al., "Validation of coupled neutron kinetic/thermal hydraulic codes. Part 2: Analysis of a VVER-440 transient (Loviisa-1)", *Annals of Nuclear Energy*, 2002, Vol 29, pp 255-269.
- [9] F.-P. Weiss, et al. "Validation of Coupled Neutronics / Thermal Hydraulics Codes for VVER Reactors (VALCO)", *Proc of FISA*, 2003, to be published.