

Új fűtőelemek bevezetéséhez, a teljesítménynövelés engedélyezéséhez szükséges számítógépes modellezés

*Keresztúri András, Maráczy Csaba, Panka István,
Hegyí György, Trosztel István, Molnár Attila*

Magyar Tudományos Akadémia KFKI Atomenergia Kutatóintézet
H-1525 Budapest 114, Pf. 49, +361 392 22 97

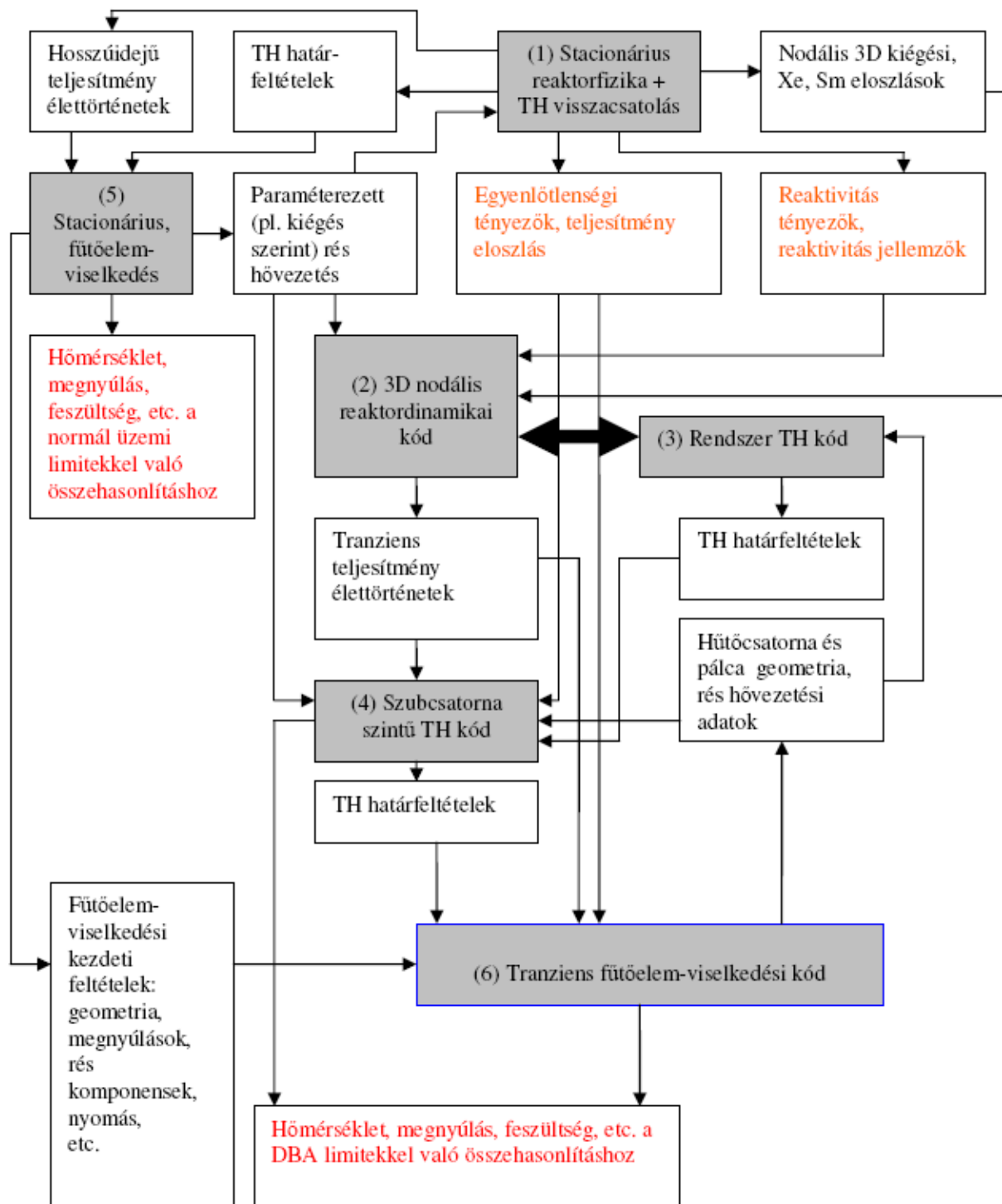
Az utóbbi időben a VVER-440 típusú erőművek egy részében, így a Paksi Atomerőműben is végrehajtott teljesítménynövelés és ezzel párhuzamosan a gazdaságos üzemanyag-felhasználás szükségessé tette a dústítás növelését. Ugyanakkor a tároló és szállító eszközök szubkritikusságát gadolínium-tartalmú kiégő mérget alkalmazásával biztosították, ami előnyösnek bizonyult a zónatervezés szempontjából is. A KFKI Atomenergia Kutatóintézetben (AEKI) a teljesítménynöveléshez és a kiégő mérget tartalmazó fűtőelemek engedélyezéséhez végzett zónatervezési és üzemzavari elemzések során jelentős részben saját fejlesztésű kódokat használtak. A cikk bemutatja az elemzések céljára kifejlesztett kódrendszert és annak kapcsolatait, valamint annak saját fejlesztésű reaktorfizikai elemeit. A továbbiakban a felmerülő metodikai kérdések közül – példaként – részletezi, milyen keretparaméterrel lehet a hűtőközeg állapotát korlátozni úgy, hogy eközben a kötegen belüli teljesítmény-eloszlás és a hűtőközeg-keveredés hatása is figyelembe van véve. Ezután a cikk – további metodikai példaként – rámutat a tablettán belüli teljesítmény-eloszlás szerepére, és a rúdkielőkődés példáján bemutatja a stacionárius és tranziens fűtőelem-viselkedési kódok használatának jelentőségét.

Az engedélyezést megalapozó elemzések számítási rendszerének áttekintése

Az egyes kódokat, azok kapcsolatait az 1. ábra mutatja be, ahol a számításokat végző programok a következők:

- 1.) a stacionárius és lassú (kiégés, xenon, szamárium) tranziens számítására alkalmas KARATE kódrendszer [1] a zónatervezés és egyes reaktivitás üzemzavarok elemzésének céljára termohidraulikai visszacsatolással;
- 2.) a KIKO3D 3D nodális dinamikai kód [2,3] a zóna időfüggő üzemzavarainak számítására;
- 3.) az ATHLET rendszer-termohidraulikai kód [4] a primerkör üzemzavari modellezéséhez;
- 4.) szubcsatorna szintű termohidraulikai kódok (pl. COBRA [8]) a normál üzemi korlátok és az üzemzavari elfogadási kritériumok ellenőrzése céljára;
- 5.) a FUROM stacionárius fűtőelem-viselkedési kód [9] a normál üzemi fűtőelem-kritériumok ellenőrzése céljára, valamint a tranziens fűtőelem-viselkedési és forrócsatorna-számítások adatokkal való ellátásához;
- 6.) a FRAPTRAN tranziens fűtőelem-viselkedési kód [10] a fűtőelem kritériumok ellenőrzése céljára üzemzavarok esetén.

Az ábrán a szürke háttérű elemek a fenti felsorolásnak felelnek meg (a felsorolással azonos számozással), míg a többi elem adatállományokat jelenít meg. Az utóbbiak közül a narancssárga és a vörös színnel szedett elemek tartalmazzák azokat a paramétereket, amelyek tulajdonképpen – a reaktorbiztonság szempontjából – a számítás végső célját jelentik. A narancssárgával szedett elemek a biztonsági elemzések ún. reaktorfizikai keretparaméterei, vagyis a biztonsági elemzések eredményeit alapvetően befolyásoló, többnyire reaktorfizikai jellegű kiindulási paraméterek burkoló értékei. Betartásukkal a zóna tervezése (és monitorozása) során még a normál üzemben korlátozhatók a később esetleg bekövetkező üzemzavarok következményei. Ezek lehetnek reaktivitástényezők, reaktivitásértékek, teljesítmény-egyenlőtlenségi tényezők. Használatuk lehetővé teszi, hogy az elemzéseket ne kelljen minden átrakás után megismételni. A vörös színnel szedett elemek az üzemzavarok (és a normál üzem) ún. elfogadási kritériumai. Ezek különböző fizikai vagy egyéb folyamatokhoz kapcsolódó, olyan számszerűsített feltételek, amelyek az alapvető biztonsági célok (fűtőelem-sérülés elkerülése, aktivitás növekedésének elkerülése, hűthetőség, lezárhatóság) elérésének elégséges feltételei. A termohidraulikai (TH) rendszerkód és a 3D dinamikai kód között on-line – vagyis időlépésenkénti – adatcserét kivastagított nyilakkal jelöltük. A csatolt kódot részletesen validáltuk VVER-440 tranziens erőművi mérésekkel [5-7]. Az alábbiakban áttekintjük a kódrendszer saját fejlesztésű reaktorfizikai programjait.



1. ábra: A kódrendszer elemei és azok kapcsolatai

A KARATE programrendszer áttekintése

A KARATE programrendszer feladatai az alábbiak:

- A zóna egészének kiégési számítása átrakásokkal, amely során meghatározódik a kazetta szakaszonkénti teljesítménye, fluxusa, kiégése, egyes fontosabb izotópok koncentrációi, valamint a kritikus bórsav-koncentráció. Ezek a mennyiségek, mint a tranziens előtti kezdeti feltételek, a 3D nodális dinamikai kód bemenő adatait képezik.

- A zóna kazettán belüli pálca-szakaszonkénti teljesítmények, kiégések meghatározása. Ezek a mennyiségek a szubcsatorna szintű TH kód bemenő adatait képezik.
- A kiégésen kívül xenon és samárium tranziensek követése mindkét fenti esetben.
- A biztonsági elemzések reaktorfizikai jellegű keretparamétereinek számítása: reaktivitás-tényezők, integrális és differenciális abszorbens értékségek, lezárási reaktivitás, effektív későneutron hányad. Ezek az adatok közvetve a 3D nodális dinamikai kód bemenő adatait képezik.

képezik oly módon, hogy ebben a kódban a tranziens számítása előtt hangolási lehetőség van biztosítva a keretparaméterek beállítására.

- A fűtőelem-viselkedési számítások bemenő adatainak előállítására. A pálcaszakaszok időfüggő teljesítménye, burkolatának hőmérséklete a stacionárius fűtőelem-viselkedési kód bemenő adatai.
- Reaktivitásgörbék a rendszer-termohidraulikai kódok pontmodelljéhez.

A KIKO3D dinamikai kód

A 3D reaktordinamikai program célja a reaktorok hely- és időfüggő folyamatainak modellezése, feladata az időfüggő teljesítmény-eloszlás nódusonkénti meghatározása. Legfontosabb alkalmazási példák: abszorbens kilöködés, nem működő hurok visszakapcsolása, gőzvezeték-törés, etc.

A kinetikai modell legfontosabb sajátosságai, feltételezései az alábbiak:

- nodális módszer, a nódusok az axiálisan felosztott üzemanyag kazetták,
- a nódusok határfelületein a neutronok repülési iránya szerinti lineáris anizotrópia feltételezése;
- az egyenletek megoldásából kiszámítandó ismeretlenek a nódushatároló lapokon vett skalár-fluxus felületi integrálok;
- a homogenizált nódusokon belül a két-csoport diffúziós egyenlet analitikus megoldásának alkalmazása;
- a megoldandó egyenletek a nódushatárok két oldalán számított nettó áramok egyenlőségéből adódnak;
- az időfüggő problémára és az időfüggő nodális egyenleteknek megfelelő általánosított rezponz-mátrixok alkalmazása;
- az általánosított rezponz-mátrixok származtatása két-csoport hatáskeresztmetszetekből és diffúziós állandókból;
- az általánosított rezponz-mátrixok paraméterezése a fűtőelem hőmérséklete, a hőhordozó termohidraulikai jellemzői, a kiégés és a legfontosabb izotópkoncentrációk szerint;
- az időfüggő nodális egyenletek faktorizálása; alakfüggvény-egyenlet és a „pont-kinetikai egyenletek” származtatása, a pont-kinetikai egyenletekben a visszacsatolás figyelembevétele;
- az abszorbens és a reflektornódusok előre számított albedó határfeltételek formájában való figyelembevétele;
- az alakfüggvény esetén GMRES típusú iterációs eljárás (minimalizálás a Krilov-bázisban) Gauss-Seidel prekondicionálással;
- az amplitúdó függvény Runge-Kutta eljárással oldódik meg.

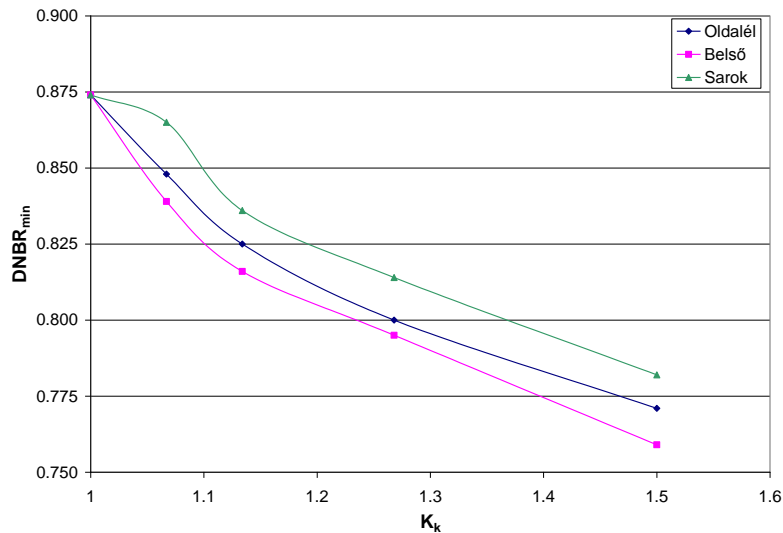
A hűtőközeg állapotával kapcsolatos keretparaméter-korlátozás

Tekintettel a teljesítménynövelésre, valamint a kötegen belüli teljesítménynek a kiégő méreg jelenléte miatti lényeges

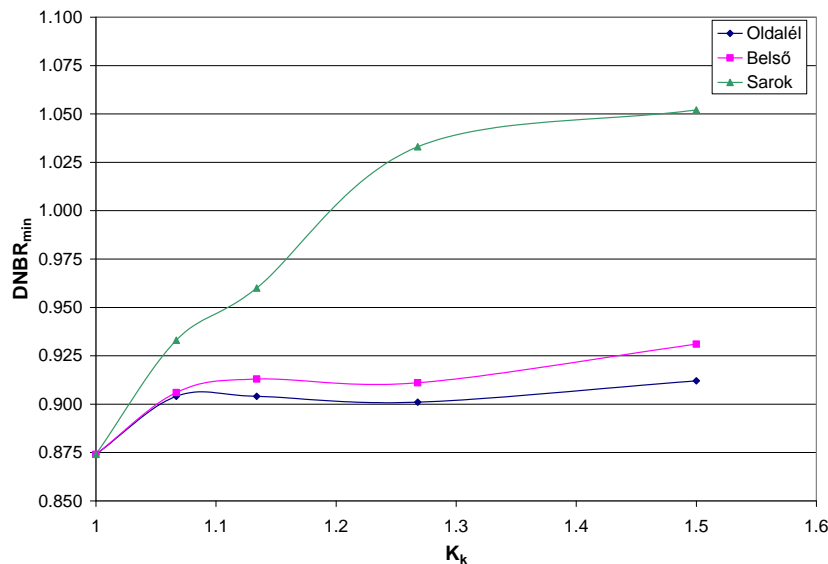
megváltozására, szükségessé vált a szubcsatornák közötti keveredés által befolyásolt elemzési módszerek vizsgálata, különös tekintettel az üzemzavar-elemzések elfogadási kritériumainak ellenőrzése során alkalmazott forrócsatorna-számításokra és az ezzel szoros összefüggésben álló normál üzemi korlátozásokra. A fentiekkel összefüggő további fontos kérdés volt a konzervatív biztonsági elemzések során használandó kötegen belüli relatív teljesítmény-eloszlás, illetve a zárt szubcsatorna közelítés alkalmazhatósága.

A keveredés és az ezt befolyásoló teljesítmény-eloszlásnak az egyenletestől való eltérése kétféle módon hat. Egyrészt a nagyobb teljesítményű pálcák közelében kialakuló kisebb hőhordozó sűrűség, esetleg nagyobb gőztartalom megnöveli az itt található szubcsatornák hidraulikai „ellenállását” (azonos tömegfluxus eléréséhez nagyobb nyomásesés szükséges kisebb sűrűség esetén), és így ezeknek a szubcsatornáknak a tömegforgalma axiális irányban haladva lecsökken. Innen hűtőközeg áramlik át a szomszédos, kisebb teljesítményű pálcákkal fűtött szubcsatornába, tovább növelve ezzel a forrócsatornában a hőmérsékletet. Másrészt, a kisebb hőmérsékletű, szomszédos szubcsatornák hűthetők is a forrócsatornát a turbulens hőátadás révén, valamint azért, mert ezekből adott feltételek mellett hidegebb víz keveredhet a forró csatornába a geometriai tulajdonságokból származó nyomáskülönbségek miatt. A helyzetet bonyolítja, hogy a fenti effektusok nemcsak üzemzavarok alatt, hanem az üzemzavarokat megelőző normál üzemi állapotokban is jelentkeznek, amelyeknek lokális teljesítményei az ebből a célból kiválasztott keretparaméterek révén szintén korlátozottak. Így a fenti hatások eredője csak számítások segítségével volt tisztázható, és felmerült a lokális teljesítmény korlátozásával kapcsolatos keretparaméterek kijelölésének, valamint a zárt csatorna közelítés alkalmazhatóságának kérdése is.

A 2. és 3. ábrákon példaként az ATWS üzemzavar forrócsatorna-elemzéseinek eredményei láthatók a hűtőközeg állapotának kétfajta normál üzemi keretparaméter-korlátozása esetén, melyek alátámasztják a fenti effektusok hatásainak összetett voltát. (A fűtőelem állapotát a pálcák lineáris hőteljesítményével korlátozzuk.) Az ábrákon az ATWS tranziens legkritikusabb szakaszában érvényes DNBR látható a kötegen belüli maximális relatív teljesítmény (Kk) függvényében. A bemutatott számítási eredményekkel bizonyítottuk, hogy a szubcsatorna kilépő hőmérséklet korlátozása nem megfelelő keretparaméter a hűtőközeg állapotának korlátozására, mert a kazettán belüli egyenlőtlen tényező növelésével tetszőlegesen kicsi DNBR minimum felléphet. Ilyen korlátozás mellett a kazettán belüli egyenlőtlen (és így a pálcateljesítmény) korlátozása nélkül nem adható meg konzervatív kazettán belüli teljesítmény-eloszlás. Ezzel szemben a pálcateljesítmény megfelelő keretparamétert biztosít a hűtőközeg állapotának korlátozása céljából. Ebben az esetben a kazettán belüli egyenletes teljesítmény-eloszlás feltételezése konzervatív. (Ettől még a szubcsatorna kilépő hőmérséklete, - mint a normál üzem biztonságával közvetlen összefüggésben álló paraméter, - korlátozandó.)



2. ábra: Abszorbens csoport kihúzása ÜV-1 nélkül, a kezdeti állapotban a szubcsatorna kilépő hőmérséklete szerinti korlátozással

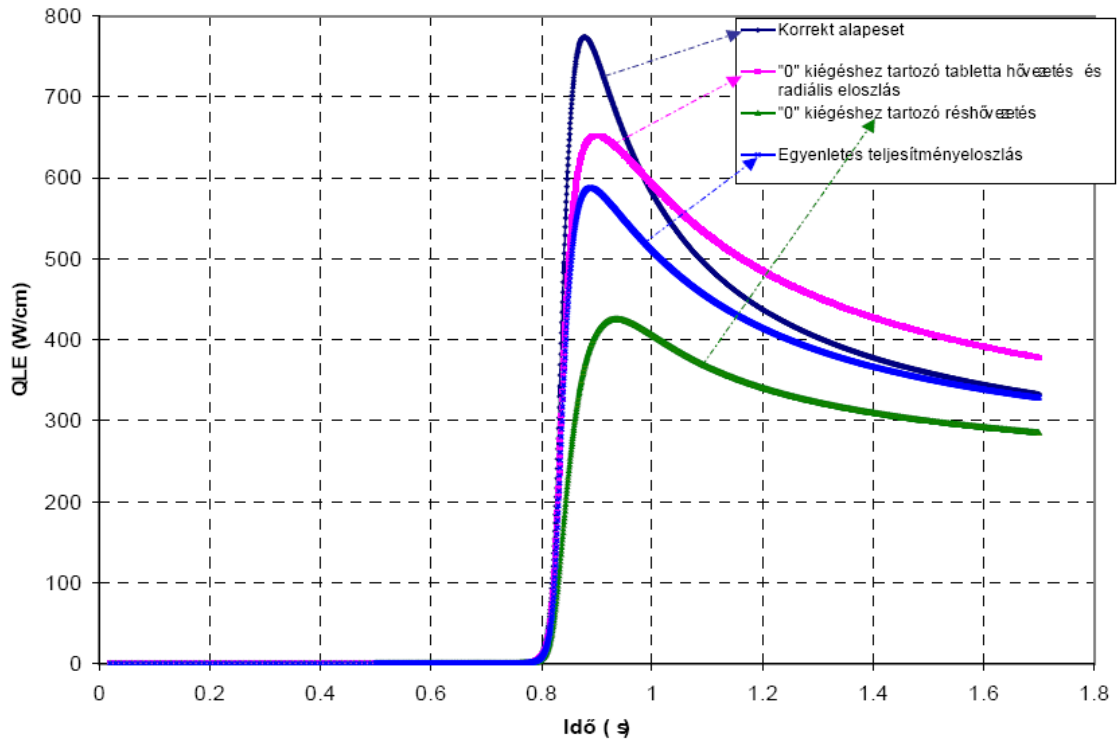


3. ábra: Abszorbens csoport kihúzása ÜV-1 nélkül, a kezdeti állapotban a pálcatelesítmény szerinti korlátozással

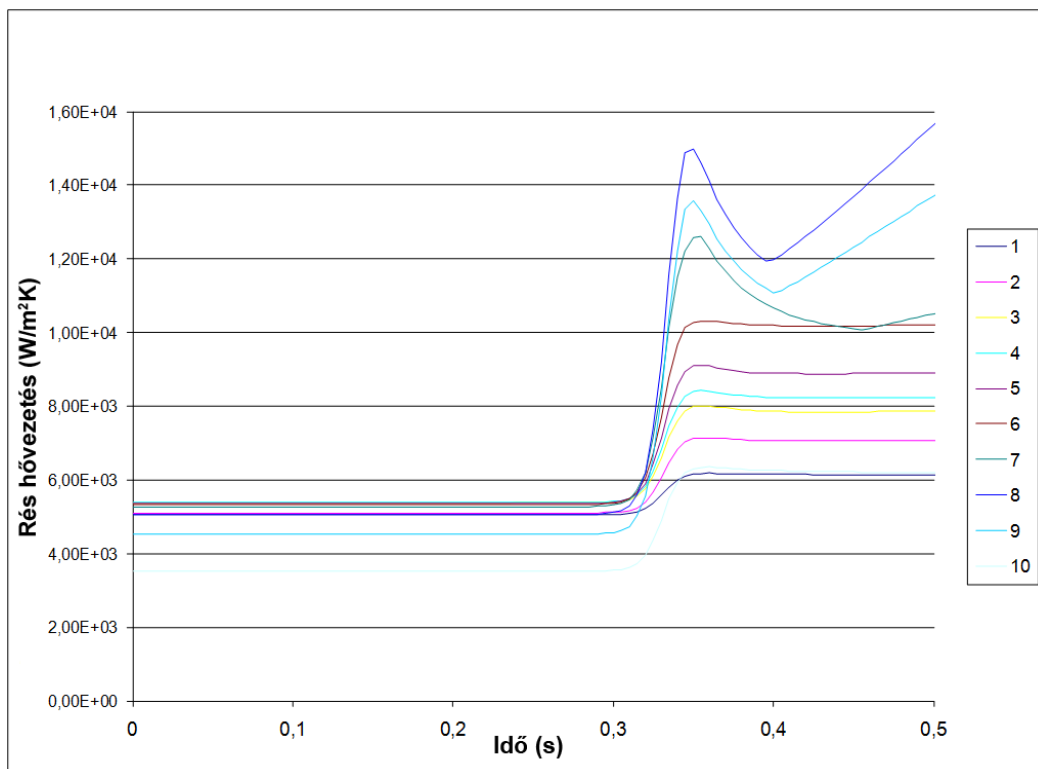
A fűtőelem-viselkedési kódok szerepe gyors lefolyású üzemzavarok esetén

Gyors reaktivitás-üzemzavarok során a burkolaton belüli hővezetési folyamatok lényegesen befolyásolják a hűtőközeg felé átadott hőfluxus időbeli lefolyását, és így a forrásos krízis fellépésének lehetőségét. Az alábbiakban mindezt egy 20 ms felszélességű, abszorbens-kilökődés következményeképpen létrejövő neutronkítőrés példáján mutatjuk be. A 4. ábrán a burkolat felületén átáramló hőfluxus (lineáris hőteljesítményben kifejezett) időfüggését ábrázoltuk a forrópontban. Látható, hogy a fűtőelemen belüli hővezetés erősen lelassítja, „elkeni” a pálca belsejében felszabaduló hőteljesítmény eredetileg éles csúcsát, aminek mértéke szignifikánsan függ a fűtőelem pálca kezdeti, valamint a tranzienst folyamán később létrejövő állapotától, pl. a rés méretétől, hővezetésétől, a tablettá kiégettségétől. A FRAPTRAN kóddal kapott eredmények (lásd 5.-7. ábrák,

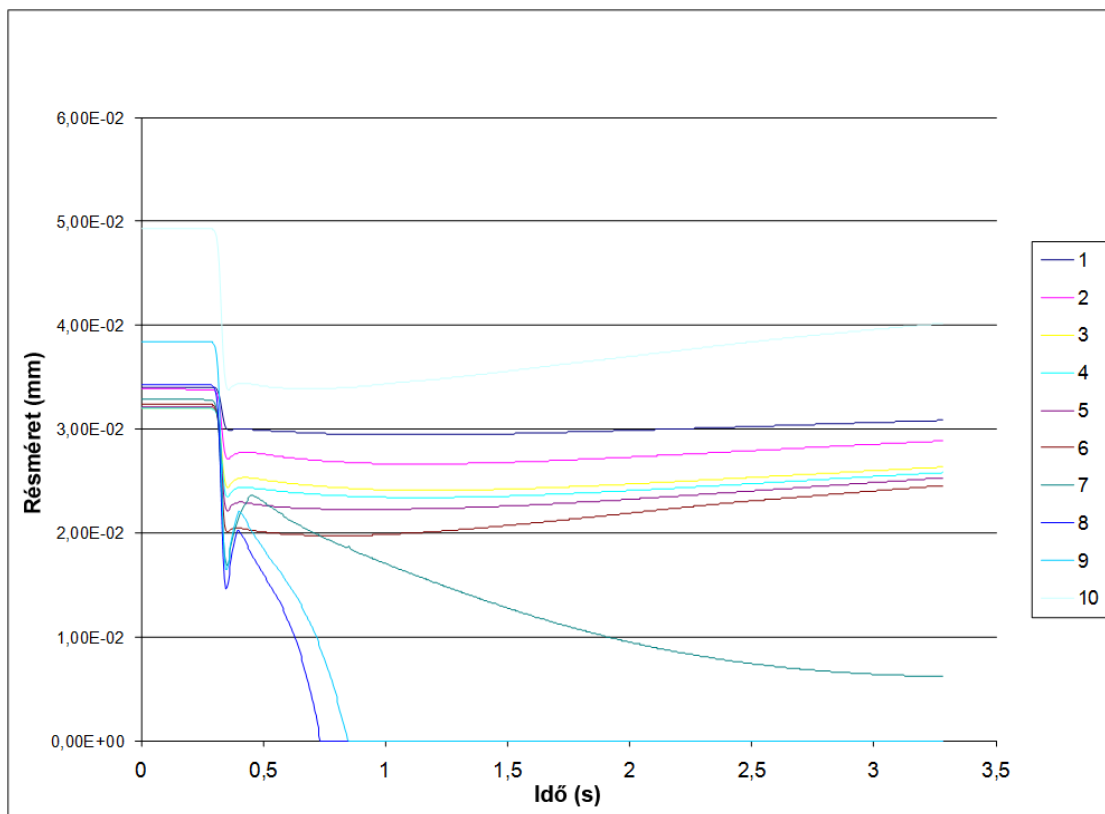
amelyek időtengelye 0,5 s-mal el van tolva a 4. ábrától) rámutatnak, hogy a rés hővezetése – a mechanikai és hőfizikai folyamatok és az ezek következtében létrejövő geometriai változások miatt – szignifikánsan változik az üzemzavar során. 0,3 s után a teljesítmény növekedése miatt forráskrízis lép fel. A teljesítmény növekedése, majd csökkenése miatt a tablettá tágul, utána összehúzódik. Közvetlenül a 0,3 s után a rés méret és a rés-hővezetés változását ez okozza (5. és 6. ábrák). Egyes nódusokban (axiális szinteken) a burkolat felmelegedése a mechanikai tulajdonságok szignifikáns megváltozásához vezet. A tranzienst későbbi fázisában itt a burkolatot a külső nyomás fokozatosan rányomja a pasztillára (6. és 7. ábrák), ami a rés-hővezetés további megváltozását okozza (5. ábra). Fűtőelem-viselkedési számítások nélkül a rés hővezetésének csak konzervatív értékei lennének használhatók, ami felesleges konzervativizmusok alkalmazását tenné szükségessé.



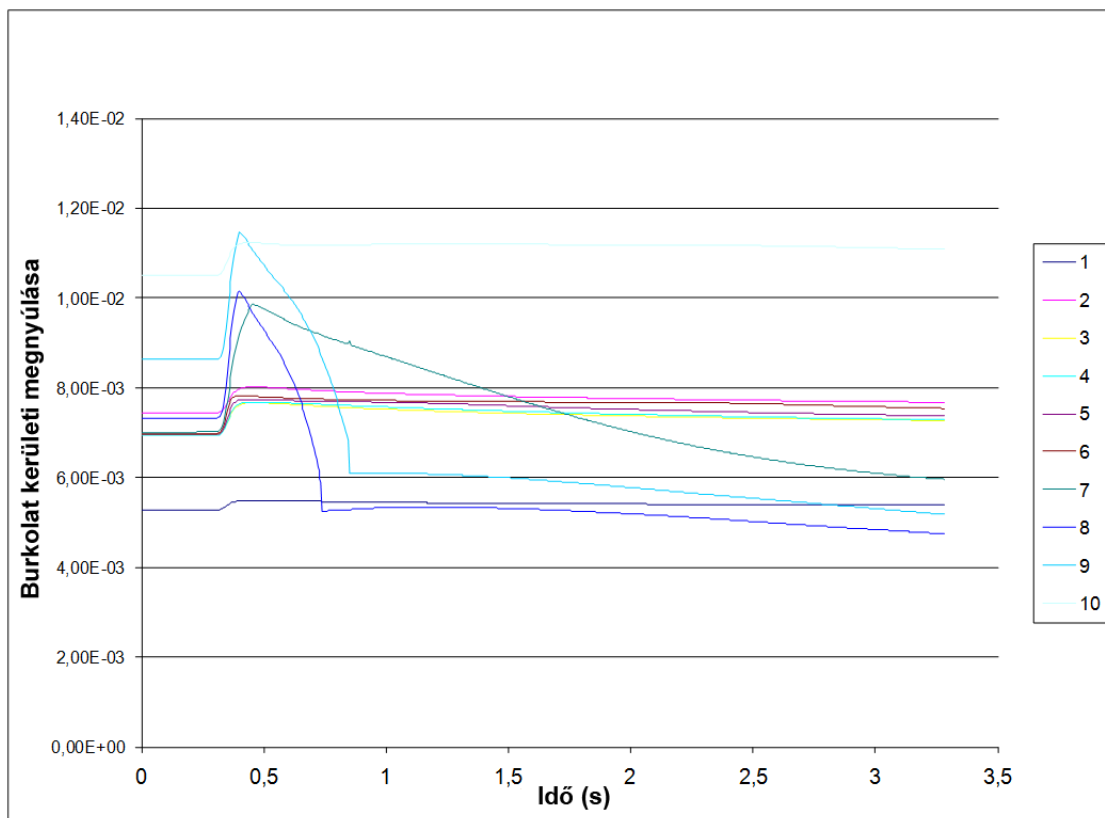
4. ábra: Lineáris hőteljesítmény a forró pontban a pálcá különböző kiinduló állapotai szerint, rúdkioldódás esetén



5. ábra: Rész-hővezetés axiális szintenként, rúdkioldódás esetén



6. ábra: Résméret axiális szintenként, rúdkilökődés esetén



7. ábra: Radiális megnyúlás axiális szintenként, rúdkilökődés esetén

Irodalomjegyzék

- [1] *General features and validation of the recent KARATE-440 code system, Int. J. Nuclear Energy Science and Technology, Vol. 5, No. 3, (2010) 207-238.*
- [2] *Development and validation of the three-dimensional dynamic code – KIKO3D, Annals of Nuclear Energy 30 (2003) 93-120.*
- [3] *Neutron-kinetic code validation against measurements in the Moscow V-1000 zero-power facility, Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 507-519.*
- [4] *M. J. Burwell et al.: The Thermalhydraulic Code ATHLET for Analysis of PWR and BWR Systems. NURETH-4. Karlsruhe, 1989.*
- [5] *Validation of coupled codes using VVER plant measurements, NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN, 235 (2-4), pp. 507-519, 2005, ISSN 0029-5493.*
- [6] *Qualification of Coupled 3-D Neutron-Kinetic/Thermal-Hydraulic Code Systems by the Calculation of Main-Steam-Line-Break Benchmarks in an NPP with VVER-440 reactor, Nuclear Science and Engineering 157/3 (2007) pp. 280-298, ISSN 0029-5639.*
- [7] *Comprehensive uncertainty and sensitivity analysis for coupled code calculations of VVER plant transients, NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN, 235 (2-4), pp. 521-540, 2005, ISSN 0029-5493.*
- [8] *B. J. Webb COBRA-IV PC: A Personal Computer Version of COBRA-IV-I for Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements and Cores, PNL-6476, UC-32, January 1988.*
- [9] *Gríger Ágnes, Gadó János: "A FUROM-1.3 kód fizikai modelljei" AEKI-FRL-2007-719-1.3-01*
- [10] *M. E. Cunningham, C. E. Beyer, F. E. Panisko, P. G. Medvedev (PNNL), G. A. Berna (GABC), H. H. Scott (NRC), FRAPTRAN: Integral Assessment, NUREG/CR-6739, Vol. 2, PNNL-13576, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington.*