

# **Reaktivitás üzemzavarok és ATWS események bizonytalansági elemzései**

**Ph.D. tézisfüzet**

**Panka István**

Témavezető:  
Dr. Keresztúri András  
(MTA KFKI AEKI)

Tanszéki konzulens:  
Dr. Fehér Sándor  
(BME NTI)

## A kutatások előzménye

Az atomerőművek biztonságának megalapozása és bizonyítása a nukleáris energetika egyik legfontosabb feladatát képezi. Az orosz típusú atomerőművek (köztük a paksi atomerőmű) üzemeltetése során folyamatos változások (pl. új fűtőelemek alkalmazása, névleges teljesítmény növelése, stb.) mentek és mennek végbe. Mindezek szükségessé teszik, hogy időről-időre megújítsuk a fenti atomerőművek biztonsági jelentéseit.

Az MTA KFKI Atomenergia Kutatóintézetében évtizedek óta folynak kutatások az atomerőművek (és főként a paksi VVER-440 típusú reaktorok) tervezési alapba bevont eseményeinek biztonsági elemzéseire: DBA elemzések („**D**esign **B**asis **A**ccident” – az atomerőművek tervezési alapba bevont eseményeinek biztonsági elemzése). Ezek az elemzések alapvetően determinisztikus jellegűek és a kezdeti események gyakorisága szerint az atomerőmű normál üzemi és várható üzemi eseményeire (gyakoriság  $> 10^{-2}$  1/év) valamint tervezési üzemzavaraira ( $10^{-2}$  1/év  $>$  gyakoriság  $> 10^{-5}$  1/év) terjednek ki. A DBA elemzések célja a fenti gyakoriságú eseményekre előre meghatározott elfogadási kritériumok (pl. maximális fűtőelem-hőmérséklet) teljesülésének vizsgálata, amelynek során a fűtőelemek hűthetőségi és integritási körülményeit vizsgáljuk. Az elfogadási kritériumok a mélységi védelem elvének megfelelően (a gyakoriságok csökkenésével egyre enyhébb kritériumok előírásával), mérések alapján lettek meghatározva. A  $10^{-5}$  1/év-nél kisebb gyakoriságú eseményeket a DBA elemzésekben nem tárgyaljuk. Ezen eseményeket baleseteknek vagy tervezési alapon túli eseményeknek nevezzük, melyek bekövetkezése során az aktív zóna is nagymértékben megsérülhet, valamint a radioaktív kibocsátás is meghaladhatja a kritériumokat.

Az elfogadási kritériumok teljesülésének vizsgálatához szükséges determinisztikus számításokat általában két lépésben végezzük el. Elsőként nodális szintű számításokat végzünk, majd a nodális számítások eredményeit felhasználva az aktív zóna legterheltebb szubcsatornáit vizsgáljuk (forrócsatorna számítások).

Kutatásom előzményeként elmondhatom, hogy a hagyományos DBA elemzések a halmozottan konzervatív módszert követik, ami azt jelenti, hogy a determinisztikus számítások releváns input paramétereinek tekintetében azok szélső, konzervatív értékét használják. A konzervatív metodikában a paraméterek burkoló értékeit úgy használjuk, hogy egyrészt a számítások a legkedvezőtlenebb konzekvenciákra vezessenek az elfogadási kritériumok szempontjából, másrészt, hogy lefedjék a paraméterek bizonytalanságait. Az atomerőművek jelenlegi engedélyeztetési eljárásaiban főként a fenti módszert használják. Érdemes megemlíteni, hogy manapság már a konzervatív számításokban is BE<sup>1</sup> számítási modellt alkalmaznak és csak az input paraméterek konzervatívak. A jelenlegi engedélyeztetési eljárásokban a fenti módszert használják, amely elégséges és megfelelően konzervatív az elfogadási kritériumok teljesülési vizsgálatának szempontjából.

Ugyanakkor, termohidraulikai tranziensek szimulációja során, – az algoritmusok fejlődésével – az ún. BE számítások (BE input adatok és számítási modell) egyre nagyobb teret hódítanak. Általánosan elfogadott felfogás, hogy e számításokat biztonsági ráhagyásokkal kell kiegészíteni. A fentieket figyelembe véve felmerült az igény, hogy a konzervatív módszertan mellett kidolgozzam a reaktivitás üzemzavarok és ATWS („**A**nticipated **T**ransient **W**ithout **S**crum” – ÜV-1 elmaradásával járó tranziens folyamat) események bizonytalansági elemzéseinek módszertanát és a kidolgozott módszert néhány reprezentatív tranziensre alkalmazzam. A bizonytalansági analízisek egy folyamatosan fejlődő ágát képezik a biztonsági analízisekkel kapcsolatos kutatásoknak és ezen elemzéseket jelenleg

---

<sup>1</sup> A BE rövidítés az angol szakirodalomban használt Best Estimate kifejezésnek felel meg. A fenti kifejezést a magyar szakmai életben is elterjedten alkalmazzuk, és a továbbiakban a „tudásunk szerint legjobbnak vélt” értelemben fogom használni.

még csak kevés országban alkalmazzák az atomerőművek engedélyeztetési eljárásaiban. Több kutatóintézet a saját módszertanát dolgozta ki, melyek alapvető céljaikban nagyon hasonlóak egymáshoz (pl. alapvetően termohidraulikai tranziensek vizsgálata), ugyanakkor matematikai módszereikben nagyban különbözhetnek.

A bizonytalansági elemzések elvégzéséhez alapvetően négy feltételt kell teljesíteni, amelyek meghatározzák a témakörben szükséges kutatásokat is:

- meg kell tudnunk határozni azokat az **eseményeket (tranzienseket)**, amelyekre a biztonsági elemzések kiterjednek,
- a fenti események szimulációjára ki kell választani az alkalmazni kívánt neutronfizikai és/vagy termohidraulikai kódokat, melyeknek **jól validáltak** kell lenniük,
- **gyors és megbízható numerikus módszereket** alkalmazó kódokra van szükségünk,
- ki kell dolgozni egy olyan **metodikát**, amely szerint az elemzéseket el fogjuk végezni (pl. konzervatív metodika vagy bizonytalansági analízis), és e metodikának meg kell felelnie a korszerű hazai és nemzetközi elvárásoknak.

Doktori munkám kezdetekor áttekintettük a fenti lépéseket és arra a következtetésre jutottunk, hogy az utóbbi három feltétel fejlesztésével szükséges és érdemes foglalkozni.

Az alkalmazott kódok közül ki kell emelni a KIKO3D háromdimenziós neutronfizikai kódot, amely a KFKI AEKI-ben került kifejlesztésre és a kódot folyamatosan alkalmazzák reaktivitás üzemzavarok biztonsági elemzéseire. A kód a '90-es évek kezdetétől folyamatos fejlesztésen és validáláson esett át, amelyet doktori munkám elején a [16] hivatkozásban összegeztünk.

## Célkitűzések

A bizonytalansági elemzések metodikájának kifejlesztése előtt meg kellett teremteni az elemzések elvégzéséhez szükséges feltételeket.

Elsőként célul tűztem ki a KIKO3D háromdimenziós neutronfizikai kód további validálását, mivel korábban a kód validálása kevés valós léptékű mérés-számítás összehasonlításán alapult. A célt a VALCO EU-5 keretprogramon belül VVER-1000 kritikus rendszer mért tranziens állapotainak szimulációin keresztül kívántam megvalósítani, amely által a KIKO3D kódban alkalmazott nodális és IQS („Improved Quasi Static” – továbbfejlesztett kváziszztatikus) módszerek teljesítőképességeit akartam vizsgálni.

A bizonytalansági elemzések gyors és megbízható kódokat kívánnak, ezért célul tűztem ki a KIKO3D kód további gyorsítását a neutron transzportegyenlet kétszóport diffúziós közelítéséből adódó nagy ritkamátrixos egyenletrendszer numerikus megoldásának gyorsításával, és célom volt az alkalmazott numerikus módszerek megbízhatóságának igazolása is.

A metodika kifejlesztése előtt tisztázni kellett néhány, – a biztonsági és bizonytalansági elemzések szempontjából – lényeges és aktuális kérdést VVER-440 reaktorok legjelentősebb reaktivitás üzemzavaraira és ATWS eseményeire. E kérdések a forrócsatorna számítások érzékenységi vizsgálataival és módszertani kérdéseivel voltak kapcsolatosak.

Fő célom volt a reaktivitás üzemzavarok és ATWS események biztonsági analízisére egy új, konzisztens matematikai módszereken alapuló módszer (bizonytalansági analízis) kidolgozása a szakirodalom figyelembevételével. Ennek a módszernek az alkalmazása eddig reaktivitás üzemzavarok és ATWS események esetén nem történt meg, holott a hazai gyakorlatban következetesen alkalmazott keretparaméter rendszer erre jó alapot nyújt. A megvalósítás során célom volt, hogy a biztonsági elemzésekben statisztikus módszerek segítségével elkerüljem a halmazotthon konzervatív input paraméterek (pl. kezdeti és határfeltételek) használatát. A kidolgozott módszert nodális szintű bizonytalansági

analízisekre kívántam először alkalmazni konzervatív forrócsatorna számítási metodika mellett (kevert módszer).

Későbbi cél volt a fentiek forrócsatorna szintű kiterjesztése, hiszen az elfogadási kritériumokkal kapcsolatos célmennyiségek forrócsatorna szinten jelennek meg. Céлом volt a sérült fűtőelemek számának és néhány kritériális paraméternek a meghatározása a kidolgozott bizonytalansági elemzések metodikájának alapján.

Természetesen cél volt a kidolgozott módszerek gyakorlati alkalmazása (egy rúdkiölködéses reaktivitás tranziens bizonytalansági analízise konzervatív forrócsatorna számítás mellett és egy ATWS esemény forrócsatorna szintű bizonytalansági elemzése konzervatív nodális számítás mellett), és az eredmények összehasonlítása a hagyományos konzervatív metodikából kapott eredményekkel. A fenti példatranziensek kiválasztásának az volt az oka, hogy a konzervatív számítások szerint ezen eseményekre fűtőelemsérülés is felléphet, és ekkor indokolt lehet a bizonytalansági elemzések elvégzése.

## Új tudományos eredmények

**1. Elsőként dolgoztam ki a reaktivitás üzemzavarok bizonytalansági analízisének módszertanát a KIKO3D és TRABCO kódok felhasználásával. Rámutattam a bizonytalansági elemzések halmozottan konzervatív módszerrel szembeni előnyeire:**

- A halmozottan konzervatív biztonsági elemzések, – figyelembe véve a kiindulási esemény kis valószínűségét is – sok esetben indokolatlanul konzervatívak.
- A bizonytalansági elemzések előnyös tulajdonsága, hogy az eredmények konzervativizmusa statisztikai jellemzőkkel (valószínűségi tartam és konfidencia szint) számszerűsítve vannak.
- A bizonytalansági analízissel elvégezhető az NBSZ (Nukleáris Biztonsági Szabályzat) által megkövetelt érzékenységi vizsgálat, melyet korrelációs együtthatók segítségével végzünk el. Az érzékenységi analízis eredményeként látható, hogy mely input paraméterek fontosak az adott tranziens szempontjából, mely paraméterek statisztikai eloszlásfüggvényeit érdemes pontosítani [4, 5, 8, 12, 13].

**2. A kidolgozott módszert elsőként alkalmaztam reaktivitás üzemzavar esemény bizonytalansági elemzésére, nevezetesen egy VVER-440 reaktor rúdkiölködéses tranziensére a KIKO3D és TRABCO kódok, valamint az általam kifejlesztett UAMRA<sup>2</sup> programcsomag felhasználásával. Ennek során:**

- Meghatároztam a nodális számítás és a számos konzervatív feltételezést tartalmazó forrócsatorna számítás néhány jellemző output paraméterének alsó és felső korlátját 95%-os valószínűségi tartam és 95%-os konfidencia szint mellett.
- Az eredményeket összehasonlítottam a konzervatív számítás eredményeivel, amelyek igazolták a halmozottan konzervatív metodika sokszor túlzott konzervativizmusát.
- Rámutattam, hogy a bizonytalansági analízis konzervatív feltételezések mellett is alkalmazható, de ekkor az eredményeket az alkalmazott konzervativizmus figyelembevételével kell értelmezni [8, 12, 13].

**3. Az összes rendelkezésre álló valós léptékű VVER-1000 reaktor kritikus rendszerén mért kísérlet felhasználásával validáltam a KIKO3D kódot „zérus” teljesítményen a VALCO EU-5 keretprogramon belül. Ennek során:**

- A mért stacionárius állapot kritikusságát számításokkal ugyan nem sikerült bizonyítanom: a  $k_{eff}$  (effektív sokszorozási tényező) értékeket több mint 1 %-kal felülbecsültem, viszont a

---

<sup>2</sup> UAMRA: „Uncertainty Analysis Methodology of RIA (Reactivity Initiated Accidents) and ATWS events” – reaktivitás üzemzavarok (RIA) és ATWS események bizonytalansági analíziseinek módszertana

mérésekből és a modellezés sajátosságából (nodális módszer alkalmazása) adódó hibák segítségével rámutattam arra, hogy az adott körülmények között nagyobb pontosságot nem lehet elérni: pl. a számításnál a bórsavmérés becsült hibájából adódó reaktivitás-különbség kb.  $\pm 600$  pcm.

- A stacionárius teljesítmény-eloszlást, – kihúzott rudak mellet – elfogadható pontossággal szimuláltam. Számításaimmal kimutattam azt is, hogy olyan esetekben, amikor a kazettán belül jelentős heterogenitások lépnek fel (abszorbens rudakat tartalmazó kazetták) a nodális módszer alkalmazása nagy (50 %-nál is nagyobb) hibára vezethet e kazetták középponti teljesítményének szimulálásában.

- A tranziens állapotokra kimutattam, hogy a nodális és az IQS módszer együttes alkalmazása nagy nódusok esetén is alkalmazható „zérus” teljesítményű VVER-1000 reaktor kinetikai tranzienseinek szimulációjára [1, 6, 7].

**4. Az eredetileg is gyors KIKO3D kódba beépítettem egy újszerű megoldó algoritmust (Bi-CGSTAB) a neutron transzportegyenlet kétszoport diffúziós közelítéséből adódó nagy ritkamátrixos egyenletrendszer megoldására. A továbbfejlesztett kódot példamátrixokon keresztül teszteltem és egy VVER-1000 kritikus rendszer mért tranziensén keresztül validáltam. Kimutattam, hogy a fenti iterációs algoritmus leállítására általam alkalmazott hibabecslési eljárás sokkal pontosabb, mint a régi esetben (GMRES algoritmus) használt leállási feltétel. Kimutattam, hogy a KIKO3D kódban a Bi-CGSTAB algoritmus és az újonnan bevezetett hibabecslés alkalmazásával az eredmények megbízhatóan konvergálnak a valós eredményekhez. Kimutattam továbbá, hogy a továbbfejlesztett kód 7-12%-kal gyorsabb, mint a régi, GMRES algoritmust használó [2, 10, 14].**

**5. COBRA forrócsatorna számításokkal, valamint a KIKO3D kód időfüggő hővezetési modelljének felhasználásával VVER-440 reaktor legjelentősebb reaktivitás tranzienseire és ATWS eseményeire elsőként oldottam meg a következő, – a biztonsági és bizonytalansági elemzések szempontjából lényeges – mindezidáig megoldatlan problémákat:**

- Bizonyítottam, hogy az üzemanyag tablettán belüli egyenletes vagy zérus kiégéshez tartozó teljesítmény-eloszlás feltételezése nem-konzervatív eredményekre vezet a forráskrízis szempontjából.

- Egy ATWS tranziensre kimutattam, hogy az üzemzavar elemzésekben a szubcsatorna entalpia önmagában nem megfelelő keretparaméter a hűtőközeg termohidraulikai állapotának limitálására. Ezzel szemben, ha a maximális pálcatelesítményt választjuk keretparaméternek, akkor az üzemanyag-kazettán belüli (radiálisan) egyenletes teljesítmény-eloszlás feltételezése konzervatív közelítés.

- Egycsatorna-sokcsatorna számítások összehasonlításával kimutattam, hogy VVER-440 reaktor esetén a zárt forrócsatorna számítások, – radiálisan egyenletes kazettán belüli teljesítmény-eloszlás feltételezése mellett – BE-nek vagy enyhén konzervatívnak tekinthetők abban az esetben, ha a szubcsatorna átfolyási keresztmetszetet 2 %-kal csökkentjük.

- A kapott eredményekkel kapcsolatban meg kell említeni, hogy azok elsősorban a Pakson manapság alkalmazott fűtőelemekre vonatkoznak, a geometria jelentős (pl. köpeny nélküli kazetta) megváltozása és/vagy más reaktortípusok esetén a fentieként eltérő konklúziók sem elképzelhetetlenek [3, 11].

**6. Elsőként dolgoztam ki a forrócsatorna számítások bizonytalansági analízisének módszertanát az eloszlásfüggetlen elfogadási intervallumok módszerének és a válaszfelület technikának a kombinálásával, illetve a TRABCO forrócsatorna kód**

felhasználásával. Elsőként oldottam meg a sérült fűtőelemek számának meghatározását a kidolgozott bizonytalansági analízis módszertanának felhasználásával. A módszert az általam kifejlesztett UAMRA programcsomag felhasználásával egy VVER-440 reaktor ATWS tranziensre alkalmaztam, ahol a jelenlegi engedélyeztetési eljárás szerint, – a kiindulási esemény kis valószínűsége miatt – forrócsatorna szinten számos releváns paramétert BE módon veszünk figyelembe. Az eredményeket összehasonlítottam több közelítéssel és ennek során:

- Rámutattam, hogy a sérült fűtőelem pálcák becsült száma jelentős mértékben függ az alkalmazott konzervatívizmustól, a megkövetelt valószínűségi jellemzőktől: a (becsült) sérült fűtőelemszám 250 és 8276 között adódott.
- Rámutattam arra is, hogy a BE pálcánkénti teljesítmények alkalmazása a bizonytalanságok figyelembevétele nélkül nem-konzervatív eredményekre vezet.
- Kimutattam, hogy a legkisebb (becsült) sérült fűtőelemszám a „teljes” forrócsatorna bizonytalansági elemzés esetén adódik (0,95/0,95 kvantilisek esetén).
- Ugyanakkor a részletesebb analízis lokálisan magasabb fűtőelem illetve burkolat-hőmérsékletekhez vezetett forrócsatorna szinten, mint a BE paramétereket is alkalmazó konzervatív analízis esetén, de az elfogadási kritériumok továbbra sem sérültek.
- Rámutattam, hogy olyan esetekben, amikor közel kerülhetünk az elfogadási limitekhez vagy fűtőelemsérülés léphet fel, érdemes a bizonytalansági elemzéseket használni.
- A kapott eredményekkel kapcsolatban meg kell említeni, hogy azok elsősorban egy konkrét tranziensre vonatkoznak. Más tranziensek/reaktortípusok esetén a sérült fűtőelemek becsült számának konkrét értéke nagymértékben eltérhet a fentiekben kapottaktól, de a különböző megközelítésekből adódó értékek között fennálló tendenciák valószínűsíthetően a fentiekhez hasonlósak maradnak [4, 5, 9, 15].

## A tézispontokhoz kapcsolódó tudományos közlemények

### Folyóiratcikkek

- [1] S.; Grundmann, U.; Weiß, F.-P.; Petkov, Petko T.; Kaloinen, E.; Keresztúri, A.; Panka, I.; Kuchin, A.; Ionov, V.; Powney, D., Neutron-kinetic code validation against measurements in the Moscow V-1000 zero-power facility, Nuclear Engineering and Design (2005), **235**, 485-506
- [2] I. Panka, A. Keresztúri, CS. J. Hegedűs, Numerical methods in the KIKO3D three-dimensional reactor dynamics code, Transport Theory and Statistical Physics (2007), **36:4**, 381-419
- [3] I. Panka, M. Telbisz, Sensitivity analysis of hot channel calculation methods, Progress in Nuclear Energy (2007), **49**, 27-36
- [4] I. Panka, A. Keresztúri, Uncertainty analyses of hot channel calculations - determination of the number of failed fuel rods, Progress in Nuclear Energy (2007), **49**, 534-545
- [5] Panka I., Keresztúri A.: Reaktivitás üzemzavarok és ATWS-események bizonytalansági elemzése, Magyar Energetika, (2007), **XV. 5.**, 102-105

### Tanulmányok

- [6] Mittag, S., Grundmann, U., Weiss, F.-P., Petkov P.T., Kaloinen, E., Keresztúri, A., Panka, I., Kuchin, A., Ionov, V. S., and Powney, D., Results of Validation Calculations Using Different Codes. EU FP5 Report VALCO/WP3/D11, Brussels, Belgium, 2003
- [7] Panka, I., Keresztúri, A., KFKI-AEKI Calculations for the V-1000 Facility of the Kurchatov Institute. EU FP5 Report VALCO/WP3/D11-AEKI, Brussels, Belgium, 2003

[8] Panka I., Keresztúri A., Bizonytalansági elemzések metodikája reaktivitás üzemzavarok esetén, tanulmány az OAH részére, készült az OAH/NBI-ABA-23/04 szerződés keretében, 2004

[9] Panka I., Keresztúri A., Forrócsatorna számítások bizonytalansági elemzéseinek metodikája, tanulmány az OAH részére, készült az OAH/NBI-ABA-49/06 szerződés keretében, 2006

### **Konferencia kiadványban megjelent közlemények**

[10] I. Panka, A. Keresztúri, Cs. Hegedűs, Development of numerical solution techniques in the KIKO3D code, Proc. of the 15<sup>th</sup> Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety; October 3-7 2005, Znojmo, Czech Republic, 2005

[11] A. Keresztúri, I. Panka, M. Telbisz: Investigation of different hot channel calculation methodologies, Proceedings of the 13<sup>th</sup> Symposium of AER, 22-26 September, 2003 Dresden Germany

[12] Panka, I. Uncertainty Analysis for Control Rod Ejection Accidents Simulated by KIKO3D/TRABCO Code System. International Conference Nuclear Energy for New Europe 2004. Portorož, Slovenia, September, 2004

[13] Panka, I., Keresztúri, A.. Sensitivity Investigations – a Case Study by KIKO3D/TRABCO Code System. Proceedings of the 14th Symposium of AER. Helsinki, Finland, September, 2004

[14] I. Panka, A. Keresztúri, Cs. Hegedűs, New sparse matrix solver in the KIKO3D 3-dimensional reactor dynamics code, International Conference “Nuclear Energy for New Europe 2005“, Bled, Slovenia, September 5-8, 2005

[15] I. Panka, A. Keresztúri, Uncertainty analysis for hot channel, Proceedings of the sixteenth Symposium of AER, Bratislava, Slovakia, 2006

### **További tudományos közlemények**

[16] A. Keresztúri, Gy. Hegyi, Cs. Maráczy, I. Panka, M. Telbisz, I. Trosztel and Cs. Hegedűs, Development and validation of the three-dimensional dynamic code - KIKO3D, Annals of Nuclear Energy (2003) **30**, pp. 93-120

[17] FARKAS, István; HÁZI, Gábor; MAYER, Gusztáv; SEREGI, László; KERESZTÚRI, András; Hegyi; HEGYI, György; PANKA, István, Első számítások a KIKO3D-RETINA V1.1D programrendszerrel, Magyar Energetika (2002), **10. évf. 3. sz.**, 32-35

[18] Farkas, István; Házi, Gábor; Mayer, Gusztáv; Keresztúri, András; Hegyi, György; Panka, István, First experience with a six-loop nodalization of a VVER-440 using a new coupled neutronic-thermohydraulics system KIKO3D-RETINA V1.1D, Annals of Nuclear Energy (2002), **29**, pp. 2235-2242