



Energiatudományi
Kutatóközpont

**Investigation of dynamic behavior in generation IV
fast spectrum reactors during unprotected transients**

PhD Tézisfüzet

BATKI BÁLINT

Témavezető: Dr. Panka István

Energiatudományi Kutatóközpont

Konzulens: Dr. Czifrus Szabolcs

BME Nukleáris Technikai Intézet

Energiatudományi Kutatóközpont

BME Fizikai Tudományok Doktori Iskola

2021

Bevezetés

A nukleáris energiatermelés hosszú távú fenntarthatóságának érdekében aktívan kutatják a gyorsreaktor technológiákat. A fő cél az, hogy az új rendszerek alkalmazása a termikus reaktorokhoz képest biztonságosabb legyen és kevesebb radioaktív hulladék termeléssel járjon [1]. A Generation IV International Forum (GIF) a nátrium-, ólom, és gázhűtésű gyorsreaktorokat jelölte meg a legígéretesebb koncepcióknak, és azt tűzte ki célul, hogy 2030-ra iparilag alkalmazható negyedik generációs rendszereket fejlesszen [2]. A legtöbb ismeret a nátriumhűtésű gyorsreaktorokkal (Sodium-cooled Fast Reactor, SFR) kapcsolatban halmozódott fel, mivel több ilyen reaktor működött már korábban (pl. Phénix, Monju) illetve működik jelenleg is (pl. BN-800, CEFR). Ólomhűtésű gyorsreaktorokat először tengeralattjáró meghajtáshoz fejlesztettek, de ma is kutatják többek között Európában (pl. MYRRHA, ALFRED) és Oroszországban (pl. BREST-300). A gázhűtésű gyorsreaktorokkal (Gas-cooled Fast Reactor, GFR) szintén aktívan foglalkoznak, de korábban még nem épült ilyen rendszer. Az első GFR a héliumgáz hűtésű ALLEGRO lehet, melyet 2009-ig a CEA fejlesztett, azóta pedig a V4G4 Centre of Excellence fejleszt tovább [3]. Az ALLEGRO célja GFR specifikus rendszerek és innovatív fűtőelemek biztonságos használatának demonstrálása.

Egy reaktor megépítése előtt biztonsági elemzésekkel kell bizonyítani a biztonsági követelmények teljesülését. A biztonsági elemzések egy szükséges része reaktorvédelem nélküli tranziensekkel foglalkozik, melyek során az elsődleges reaktor leállító rendszer működésének elmaradását feltételezik. A reaktorvédelem nélküli események során a reaktorok dinamikai viselkedését olyan számítási eszközökkel kell vizsgálni, amelyek a neutronfizika és termohidraulika csatolásán keresztül helyesen tudják számítani a reaktivitás-effektusokat. A legegyszerűbb megközelítés egy termohidraulika kód mellett pontkinetikai módszert használ, amely torzított eredményre vezethet, ugyanis a pontkinetika gyakran figyelmen kívül hagy fontos háromdimenziós effektusokat. Ennek ellenére, a pontkinetikai módszer bizonyos esetekben jól használható. Egy pontosabb és a mai napig a legkorszerűbb, gyakorlatban is alkalmazható eljárás csatolt háromdimenziós nodális neutronfizikai/termohidraulikai kódot használ, amellyel reaktorvédelem nélküli tranziensek során is figyelembe vehető a teljesítmény eloszlás változása és a reaktivitás-effektusok komplex térbeli függése. Kihívást jelent, hogy a termikus reaktorokhoz fejlesztett, és azoknál megbízhatóan működő nodális neutronfizikai kódok, mint például a KIKO3D [4] és a DYN3D [5], nem alkalmasak gyorsreaktorok vizsgálatához, leginkább azért, mert a termikus- és

gyorsreaktorok jelentősen eltérő reaktivitás-effektusai más modellezési megközelítéseket kívánnak meg.

Számos nodális neutronfizikai kódot fejlesztettek az elmúlt évek során, illetve fejlesztenek ma is gyorsreaktorok dinamikai viselkedésének vizsgálatához. A DYN3D kódot nemrég fejlesztették tovább SFR-ek vizsgálatához [6]. A PARCS kódot, az ATHLET termohidraulikai kóddal csatolva, szintén használták egy SFR tranziensének szimulációjához [7]. A KIKO3DMG kódot – amely a KIKO3D kódon alapul – kifejezetten gyorsreaktorok elemzéséhez fejlesztik az Energiatudományi Kutatóközpontban [8]. A PhD kutatásom fő célja az volt, hogy felkészítsem és továbbfejlesszem a KIKO3DMG kódot a gyorsreaktorok dinamikai viselkedésének vizsgálatához, és elvégezzem az első csatolt neutronfizikai/termohidraulikai elemzését az ALLEGRO egy lehetséges reaktorvédelem nélküli tranziensének.

Célkitűzések

Az ALLEGRO [9] és egy 3600 MW termikus teljesítményű SFR [10] zónáit vizsgáló tanulmányok szerint a zónák legfontosabb reaktorfizikai paramétereinek számítása (pl. reaktivitás-tényezők, teljesítmény-egyenlőtlenségi tényezők) nagy bizonytalansággal terheltek, melyek forrása a nukleáris adat és modellezési bizonytalanságok lehetnek. A nagy bizonytalanságok és a folyamatok összetettsége miatt nem volt világos, hogy reaktorvédelem nélküli tranziensek során mik a meghatározó reaktorfizikai paraméterek. Érzékenységi és bizonytalansági elemzésekkel meg lehet határozni a legfontosabb reaktorfizikai paramétereket, melyhez egy alkalmas eszköz az ATHLET termohidraulikai kód és a pontkinetikai módszert. Ezért a PhD kutatásom első célja az volt, meghatározzam az ALLEGRO és egy 3600 MW termikus teljesítményű SFR legfontosabb reaktorfizikai paramétereit, egy teljesítmény növekedéssel járó és egy hűtőközeg tömegáramának csökkenésével járó reaktorvédelem nélküli tranziens során.

A reaktorvédelem nélküli tranziensek pontosabb vizsgálatához csatolt nodális neutronfizikai/termohidraulikai kódot célszerű alkalmazni. Egy nodális neutronfizikai kódnak különböző állapotváltozók (pl. üzemanyag hőmérséklet, hűtőközeg sűrűség) szerint paraméterezett homogenizált hatás keresztmetszetekre (csoportállandókra) van szüksége. A szükséges állapotváltozók kiválasztásához ismerni kell a vizsgálandó tranzienshez tartozó legfontosabb reaktorfizikai paramétereket. A Serpent Monte Carlo kód egy elterjedt eszköz csoportállandók előállításához. A Serpent kóddal teljes-zónás számításokat is lehet végezni, amely lehetővé teszi a csoportállandók és nodális kódok kritikussági számításokra való verifikálását. Tehát a második célom az volt, hogy kifejlesszek és verifikáljak egy

csoportállandó előállítási és paraméterezési eljárást az ALLEGRO reaktorhoz, a Serpent és KIKO3DMG kódokat használva.

Gyorsreaktorok neutronfizikai modellezése során fontos figyelembe venni az üzemanyag és szerkezeti elemek tágulásának jelentős reaktivitás-effektusait, melyek termikus reaktorok esetén gyakorlatilag elhanyagolhatók. Az üzemanyag axiális hőtágulása gyorsreaktorokban egy meghatározó prompt negatív reaktivitás-visszacsatolás. A jelenség modellezése során a legnagyobb kihívást az jelenti, hogy az üzemanyag axiális tágulása a valóságban radiális irányban nem egyenletes. Ennek megfelelően a kutatásom harmadik célja az volt, hogy kifejlesszek egy módszert az üzemanyag radiálisan nem egyenletes axiális tágulásának modellezésére a KIKO3DMG kód számára, és Serpent Monte Carlo számításokkal verifikáljam azt az ALLEGRO reaktorra.

A fent részletezett továbbfejlesztések után a KIKO3DMG kód – egy termohidraulikai kóddal csatolva, például az ATHLET-tel – alkalmas eszköz gyorsreaktorzónák dinamikai viselkedésének vizsgálatához. Olyan események elemzéséhez, amely során jelentősen változik a zóna teljesítmény eloszlása, háromdimenziós neutronfizikai elemzésekre van szükség az egyszerűbb pontkinetikai megközelítés helyett. Egy ilyen esemény például egy szándékolatlan rúdhúzás tranziense. Így tehát a munkám negyedik célja az volt, hogy csatolt neutronfizikai/termohidraulikai kóddal elemezzem az ALLEGRO reaktor egy reaktorvédelem nélküli szándékolatlan rúdhúzásos tranziensét, valamint ezzel összehasonlítva vizsgáljam meg a pontkinetikai megközelítés alkalmazhatóságát.

Egy megbízható számítási eszközt kísérleti mérésekkel kell validálni, amely kifejezetten nehéz feladat gyorsreaktorokkal kapcsolatban, ugyanis kevés mérési eredmény érhető el. A Nemzetközi Atomenergia Ügynökség 2018-ban indította el a Kínai Kísérleti Gyorsreaktor (China Experimental Fast Reactor, CEFR) Indítási Méréseinek Neutronfizikai Benchmarkja Koordinált Kutatási Projektet [11]. A program kiváló lehetőséget biztosított a fenti módszerek és a továbbfejlesztett KIKO3DMG kód kritikussági számításainak kísérleti mérésekkel való validációjához. Így tehát a PhD kutatásom utolsó célja az volt, hogy validáljam a csoportállandó előállítási módszert és a továbbfejlesztett KIKO3DMG kód kritikussági számításait a CEFR indítási méréseinek eredményét felhasználva.

Új tudományos eredmények

1. Elsőként végeztem bizonytalansági elemzéseket az ALLEGRO reaktorzóna teljesítmény növekedéssel járó (UTOP), valamint hűtőközeg tömegáramának csökkenésével járó (ULOF) reaktorvédelem nélküli tranzienseire. Ennek során a legfontosabb reaktorfizikai eredetű bizonytalanságokat vettem figyelembe, melyek nukleáris adat és modellezési bizonytalanságokból erednek. A számításokhoz az ATHLET termohidraulikai kódot pontkinetikai módszertannal használtam, melyhez egyenletes hőmérséklet eloszlásokat feltételezve számítottam teljesítmény eloszlást és reaktivitás-tényezőket a Serpent Monte Carlo kóddal. Megállapítottam, hogy az ULOF tranziens során a burkolat csúcshőmérséklete az összes kiválasztott bizonytalan paraméterre érzékeny. Az UTOP során a Doppler együttható és az üzemanyag tágulási reaktivitás-együttható a meghatározó tényezők. Megmutattam, hogy a bizonytalanságokat figyelembevéve, a burkolat csúcshőmérséklete meghaladja a burkolat olvadáspontját (1300 °C) egy potenciálisan bekövetkező 1\$ reaktivitás bevitellel járó UTOP tranziens során. Az eredmény előre vetíti további zóna leállító rendszerek fejlesztésének szükségességét, amelyekkel csökkenteni lehet a reaktivitás tranziensek következményeit. [P1], [P4], [P5], [P6]

2. Elsőként végeztem bizonytalansági elemzéseket egy 3600 MW termikus teljesítményű SFR zóna teljesítmény növekedéssel járó (UTOP), valamint hűtőközeg tömegáramának csökkenésével járó (ULOF) reaktorvédelem nélküli tranzienseire. Ennek során a legfontosabb reaktorfizikai eredetű bizonytalanságokat vettem figyelembe, melyek nukleáris adat és modellezési bizonytalanságokból erednek. A számításokhoz az ATHLET termohidraulikai kódot pontkinetikai módszertannal használtam, melyhez egyenletes hőmérséklet eloszlásokat feltételezve számítottam teljesítmény eloszlást és reaktivitás-tényezőket a Serpent Monte Carlo kóddal. Megállapítottam, hogy az ULOF során a burkolat csúcshőmérséklet közel egyenlő mértékben érzékeny a teljesítményre, a hűtőközeg és a kazettafal hőmérsékletei szerinti kombinált reaktivitás-tényezőre, a radiális teljesítmény-egyenlőtlenségi tényezőre és a Doppler együtthatóra. Az UTOP során a Doppler a legmeghatározóbb tényező. [P1], [P4], [P5], [P8], [P9]

3. Megalkottam az ALLEGRO reaktorzóna számítási modelljét csatolt neutronfizikai/termohidraulikai számításokhoz, és kidolgoztam egy a gyakorlatban alkalmazható módszert a zónakilépő hőmérséklet eloszlás egyenletesebbé tételére. A csatolt KIKO3DMG/ATHLET kódot használva megmutattam, hogy a

zónakilépő hőmérséklet minimuma és maximuma között különbség 137 °C-ról 34 °C-ra csökkenthető a kiégetlen ALLEGRO zóna esetében. Vizsgáltam az ALLEGRO reaktor egy teljes feszültségvesztéssel járó tranziensét az ATHLET kóddal, és az eredményeket összehasonlítottam RELAP5 számítási eredményekkel, mely utóbbit Boris Kvizda végzett. Megállapítottam, hogy a burkolat csúcshőmérséklete szempontjából az ATHLET zóna modell konzervatívabb. Ennek az oka az, hogy az ATHLET modell nem veszi figyelembe a meglehetősen bizonytalanul számítható, az üzemanyagkazetták és a szerkezeti elemek, valamint a bypass közötti radiális hőátadást. [P1], [P3], [P6]

4. Kidolgoztam egy csoportállandó előállítási és paraméterezési eljárást az ALLEGRO reaktorhoz, és verifikáltam a módszert a Serpent Monte Carlo és KIKO3DMG kódokkal. Megmutattam, hogy a KIKO3DMG által számított üzemanyag tágulási reaktivitás-tényező legfeljebb 10%-kal tér el a referencia Serpent számítási eredménytől abban az esetben, amikor a paraméterezés során harmadfokú függvényt használunk az üzemanyag pasztilla hőmérsékletének függvényében. A paraméterezés során lineáris illesztést alkalmazva a hűtőközeg sűrűség és rácstartó hőmérséklet függvényeiben, a KIKO3DMG 12%-kal, valamint 16%-kal alábecsüli az üregtényezőt és a rácstartó tágulási reaktivitás-tényezőt a Serpent számításokhoz viszonyítva. Megállapítottam, hogy a Serpent és KIKO3DMG által számított relatív kazetta teljesítmények közötti átlagos abszolút eltérés mindössze 0.33%. [P2], [P7], [P10]

5. Kevert nódusok alkalmazásával kidolgoztam egy új módszert az üzemanyag axiális tágulásának KIKO3DMG kóddal való modellezésére. A kifejlesztett módszer az egyszerű, radiálisan egyenletes eseten túl alkalmazható a sokkal bonyolultabb, radiálisan nem egyenletes esetekben is. A KIKO3DMG kódba beépített új módszert Serpent Monte Carlo számításokkal verifikáltam az ALLEGRO reaktorra. Kimutattam, hogy a csoportállandók térfogati súlyozása helyes eredményt ad az alkalmazott kis méretű kevert nódusokban. Azonban fontos, hogy a diffúziós állandók inverzét kell súlyozni a diffúziós állandók helyett, mert az utóbbi hibás eredményre vezet. Továbbá az egydimenziós diffúziós egyenletből kiindulva levezettem, hogy a diffúziós állandók inverzének térfogati súlyozásával megtartható a keverni kívánt nódusok közötti neutron áram. [P2]

6. Elsőként végeztem el az ALLEGRO reaktorzóna egy reaktor védelem nélküli szándékolatlan rúdhúzásos tranziensének elemzését csatolt neutronfizikai/termohidraulikai kóddal, nevezetesen a KIKO3DMG/ATHLET-tel.

Kimutattam, hogy a KIKO3DMG/ATHLET 6 energiacsoportot alkalmazva mindössze 5-13 °C-kal becsüli túl a kazettán belüli maximális burkolat hőmérsékleteket, a megszokott 24 energiacsoportot alkalmazó számításhoz képest. Ezzel a tranziens számítási ideje 95%-kal csökkent. Továbbá vizsgáltam a tranziens pontkinetikai módszerrel, melyhez a KIKO3DMG kóddal termikus visszacsatolások figyelembevétel nélkül számított fix teljesítmény eloszlást és reaktivitás-tényezőket használtam. Megmutattam, hogy ez a pontkinetikai eljárás akár 23 °C-kal is alábecsüli a kihúzott rúd közelében a kazettákon belüli maximális burkolat hőmérsékletet a csatolt KIKO3DMG/ATHLET eredményekhez képest. [P3]

7. A Kínai Kísérleti Gyorsreaktor indítási méréseivel validáltam a továbbfejlesztett KIKO3DMG kód kritikussági számításait és a csoportállandó előállítási módszertant. Megmutattam, hogy a KIKO3DMG mindössze 79 pcm-mel becsüli felül a sokszorozási tényezőt a kritikus állapothoz képest. A KIKO3DMG által számított rúdértékességek egyszeres szóráson belül egyeznek a mérési értékekkel. Az üregtényező és kazetta-csere számítások reaktivitás-effektusai a szórás kétszeresén belül egyeznek a mérési értékekkel. A számított izotermikus reaktivitás-tényező (-4.06 pcm/K) a két mérési eredmény közé esik (-3.77 és -4.4 pcm/K).

Tudományos közlemények listája

- [P1] B. Batki, A. Keresztúri, I. Panka, Calculation of core safety parameters and uncertainty analyses during unprotected transients for the ALLEGRO and a sodium-cooled fast reactor, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 118, 2018, Pages 260-271
- [P2] B. Batki, I. Pataki, A. Keresztúri, I. Panka, Extension and application of the KIKO3DMG nodal code for fast reactor core analyses, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 140, 2020, Article 107295
- [P3] B. Batki, I. Pataki, A. Keresztúri, I. Panka, Simulation of an unprotected transient of the ALLEGRO reactor using the coupled neutronics/thermal-hydraulics system code KIKO3DMG/ATHLET3.0, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 154, 2021, Article 108086
- [P4] B. Batki, I. Pataki, A. Keresztúri, I. Panka, Analyses of unprotected transients in GFR (ALLEGRO) and SFR reactors supporting the group constant generation methodology, *In Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Proceedings of an International Conference Held in Yekaterinburg, Russian Federation*, 26–29 June 2017, paper No. CN245-109
- [P5] B. Batki, A. Keresztúri, I. Panka, Uncertainty Analyses of Unprotected Transients in Fast Reactors from Reactor Physics Point of View, *In Proceedings of the 26th International Conference Nuclear Energy for New Europe (NENE 2017)*, Bled, Slovenia, 11-14 September 2017, paper No. 621
- [P6] B. Batki, B. Kvizda, A. Kereszturi, and I. Panka, Uncertainty analyses of transients on the ALLEGRO reactor, *In Proceedings of ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2018)*, Lucca, Italy, 13-18 May 2018, paper No. 205
- [P7] B. Batki, A. Keresztúri, I. Pataki, I. Panka, Group constant generation, and core design optimization methodology for the GEN IV ALLEGRO reactor, *In Proceedings of the 28th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety (AER 2018)*, Olomouc, Czechia, 8-12 October 2018, Vol I, Pages 201-212
- [P8] G. Rimpault, L. Buiron, N. E. Stauff, T. K. Kim, T. A. Taiwo, Y-K Lee, A. Aures, F. Bostelmann, E. Fridman, A. Kereszturi, B. Batki, et al., Objectives and Status of the OECD/NEA sub-group on Uncertainty Analysis in Modelling (UAM) for Design, Operation and Safety Analysis of SFRs (SFR-UAM), *In Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Proceedings of an*

International Conference Held in Yekaterinburg, Russian Federation, 26–29 June 2017, paper No. CN245-220.

- [P9] G. Rimpault, L. Buiron, N. E. Stauff, T. K. Kim, T. A. Taiwo, Y.-K. Lee, W. Zwermann, F. Bostelmann, K. Velkov, N. Guilliard, E. Fridman, A. Kereszturi, B. Batki, et al., Current Status and Perspectives of the OECD/NEA sub-group on Uncertainty Analysis in Modelling (UAM) for Design, Operation and Safety Analysis of SFRs (SFR-UAM). *In Proceedings of ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2018)*, Lucca, Italy, 13-18 May 2018, paper No. 253.
- [P10] I. Pataki, B. Batki, A. Keresztúri, I. Panka, “Application of discontinuity factors and group constants generated by SERPENT in the KIKO3DMG code”, *Kerntechnik*, 83 (4), 275-281

Hivatkozások

- [1] IAEA, "International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Systems for Sustainable Development (FR17)," Yekaterinburg, 2018.
- [2] Generation IV International Forum, "GIF Symposium Proceeding," Paris, 2018.
- [3] J. Gadó, L. Belovsky, B. Hatala, A. Vasile and G. Wrochna, "The ALLEGRO Experimental Gas-Cooled Fast Reactor Project," in International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development, Yekaterinburg, 2017.
- [4] A. Keresztúri, G. Hegyi, C. Marázcy, I. Panka, M. Telbisz, I. Trosztel and C. Hegedüs, "Development and validation of the three-dimensional dynamic code-KIKO3D," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 30, no. 1, pp. 93-120, 2003.
- [5] U. Grundmann and U. Rohde, "DYN3D - A 3-dimensional core model for steady state and transient analysis in Thermal reactors," in Proc. Int. Conf. On the Physics of Reactors "PHYSOR 96", Mito (Japan), 1996.
- [6] E. Nikitin and E. Fridman, "Extension of the reactor dynamics code DYN3D to SFR applications – Part I: Thermal expansion models," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 119, pp. 382-389, 2018.
- [7] J. Bousquet, A. Seubert and P. Sarkadi, "3-D Coupled PARCS/ATHLET simulation of SFR using an explicit radial expansion model," in PHYSOR 2018: Reactor Physics paving the way towards more efficient systems, Cancun, Mexico, 2018.
- [8] I. Pataki and A. Keresztúri, "Development and verification of new nodal methods in the KIKO3DMG code," *Kerntechnik*, vol. 79, no. 4, pp. 314-322, 2014.
- [9] A. Keresztúri, "ALLEGRO Core Safety Parameters, Model Uncertainties, Influence on Core Transient Estimate Benchmark," EU project ESNII+, Grant agreement no 605172, D6.1.5-1, MTA EK, Budapest, 2016.
- [10] G. Rimpault, "Objectives and Status of the OECD/NEA sub-group on Uncertainty Analysis in Modelling (UAM) for Design, Operation and Safety Analysis of SFRs (SFR-UAM)," in International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, 2017.
- [11] X. Huo, H. Yu, Y. Hu, X. Yang, Y. Yang, Y. Chen, K. ZHOU, Z. FAN, X. CHEN, L. XU and J. ZHANG, "IAEA CRP Proposal for Benchmark Analysis on Physical Start-Up Experiments of China Experimental Fast Reactor," in IAEA FR2017, IAEA-CN245-501, Ekaterinburg, Russian Federation.