

PH.D. TÉZISFÜZET

Demonstrációs és kísérleti gyorsreaktorok
reaktorfizikai vizsgálata transzport módszerekkel

Böröczki Zoltán István

Témavezető: Dr. Szieberth Máté



Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem
Nukleáris Technikai Intézet

Budapest, Magyarország
2022

Bevezetés

A gyorsreaktor-koncepciók kiemelt kutatások alatt állnak, hogy jövőben beilleszthetővé váljanak a nukleáris üzemanyag-ciklusba. Ezen reaktorok lehetőséget nyújtanak a jelenlegi készletek kibővítésére és a radioaktív hulladék mennyiségének csökkentésére, ezzel elősegítve az atomenergia fenntarthatóságának javulását. A 2000-es évben a Gen. IV International Forumon [1] hat reaktorkoncepciót választottak ki, amelyeket ígéretesnek találtak további vizsgálatokra, ezek között szerepel nátrium-, ólom- és gázhűtéses gyorsreaktorterv is. A 7th European Framework Programon (FP7) belül a Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor (LEADER) projectnek az volt a célja, hogy megtervezzék az Advanced Lead-cooled Fast Reactor Demonstrator (ALFRED) reaktort [2]. A megépítése és üzemeltetése ennek a reaktortípusnak egy mérföldkő lenne az ólomhűtéses gyorsreaktor (LFR) koncepció kidolgozásának folyamatában. A gázhűtéses gyorsreaktorok (GFR) is mélyreható kutatások alatt állnak, amelyek közül a héliumhűtéses gyorsreaktor, az ALLEGRO lehet az első demonstrációs reaktor. Ezt a reaktortípust eredetileg a CEA fejlesztette 2009-ig, majd a V4G4 Centre of Excellence folytatta a tervek előkészítését [3].

A gyorsreaktorok üzemeltetésével kapcsolatban korlátozott tapasztalatok állnak rendelkezésre, emiatt a tervek nagymértékben támaszkodnak numerikus számítások eredményeire. Ilyen esetekben különösen fontos szerepe van az érzékenységi- és bizonytalanságelemzésnek, valamint a tranziens szimulációknak, hogy a meghatározó fizikai folyamatokat feltárják és azonosítani tudják a tervezés alatt álló rendszerek kritikus pontjait.

Célkitűzések

A diffúziósközelítést gyakran alkalmazzák perturbációs számításokhoz, valamint tranziens szimulációkhoz. Ez a közelítés elhanyagolja a fluxus szögfüggését, azonban számos probléma esetén nem ad kellően pontos eredményeket, és így magasabb rendű transzport közelítés alkalmazása javasolt. Az olvasó könnyen találhat példákat gyorsreaktorokra végzett számításokra: [4], [5], [6], [7] és [8]. Kutatásom egyik fő célja az volt, hogy gyors spektrumú reaktorokra egy olyan programot fejlesszek, amely képes érzékenységi és bizonytalansági számítások, valamint tranziens szimulációk elvégzésére magasabb rendű transzport közelítésben, majd annak eredményeit összehasonlítsam

más kódokkal. Az újonnan kifejlesztett program a PARTISN [9] determinisztikus diszkrét ordinátás neutrontranszport kódot használja a számítások elvégzéséhez.

A determinisztikus számításokhoz szükség van csoportállandók előállítására, amelyeket főként diffúziószámításokhoz alkalmaznak. A diffúziószámítások nem használják a magasabb rendű anizotrop szórás mátrixokat, így azok alkalmazhatósága nincs széles körben vizsgálva. A különböző reaktorokhoz csoportállandók előállításához szükséges eljárások kidolgozása, majd az előállt könyvtárak vizsgálata és a rendelkezésre álló módszerek összehasonlítása szintén egy fő célja volt a kutatásomnak.

A saját kód fejlesztésével arra törekedtem, hogy olyan eszközt hozzak létre, amely képes pontosabb eredményeket adni gyorsreaktora végzett érzékenységi- és bizonytalansági számítások esetében. A fejlesztési folyamat több különböző típusú validációs számítást igényelt, ahol vizsgáltam a szögfüggő fluxus szög- és térbeli diszkrétizálásának az eredményekre gyakorolt hatását. Ezenfelül, két idődiszkrétizációs sémát is implementáltam a kódomba, hogy időfüggő neutrontranszport számításokat végezhessenek gyorsreaktorokra.

Vizsgálati módszerek

A disszertáció a SEnTRi kód alkalmazhatóságát mutatja be különböző IV. generációs gyorsreaktorokra végzett biztonsági elemzések keresztül. A számítások során megvizsgáltam többek között a szögfüggő fluxus szög- és térbeli diszkrétizálásának hatását különböző perturbációs számítások eredményeire. Továbbá a kódba két idődiszkrétizációs sémát implementáltam az időfüggő neutrontranszport egyenlet megoldására, hogy képes legyen a kód gyorsreaktorokra csatolt termohidraulikus számítások elvégzésére. A parametrizált könyvtárkezelés is beépítésre került, amely a hőmérsékleti visszacsatolások figyelembevételéhez szükséges.

Determinisztikus számítás elvégzéséhez előzetesen csoportállandókat kell generálni. A homogenizáció és az energiacsoport-kondenzáció során alkalmazott feltételezések és modellezési közelítések nagymértékben befolyásolják a végső csoportállandókat, és ezáltal a determinisztikus számítások eredményeit. A transzportszámításokhoz használt csoportállandók előállításához szükséges kódok jelentős része a skalárfluxust használja a magasabb rendű anizotrop szórás mátrixok energiacsoport-kondenzációja során. Ez a közelítés jelentősen befolyásolja a magasabb rendű transzport számítások eredményét, ezért ezeknek a közelítéseknek a hatását a kutatásom során részletesen vizsgáltam.

A SEnTRi kód segítségével megvizsgáltam a perturbációs számítások esetében a szög- és térbeli diszkrétizáció hatását. Az irányfüggés leírható harmonikus gömbfügg-

vények segítségével vagy diszkrét ordinátás reprezentációkkal. Az eltérő ábrázolások és azoknak kifejtési rendjei kihatnak a különféle számítások pontosságára, amelyek szintén vizsgálat tárgyát képezték.

A disszertációmban érzékenységi és bizonytalansági számításokat is végeztem a Comet kritikus rendszerre és az ALFRED demonstrációs reaktorra. A számítások során több módszerrel és kóddal is meghatároztam az említett zónák reaktivitási tényezőit és azok nukleáris adatokból származó bizonytalanságait. A számítások során az alapvetően különböző módszerek és kódok tulajdonságait is bemutatom.

A reaktorkinetikai számításoknak is kiemelkedően fontos szerepe van egy reaktor biztonsági elemzéseiben. Annak érdekében, hogy a SEnTRi kódba implementált idődiszkretizációs sémákat validáljam, a BME Oktatóreaktoron elvégzett alacsony teljesítményű tranziens mérésekre készítettem számításokat. Az eredményeket összehasonlítottam a méréssel és a GUARDYAN Monte Carlo alapú reaktorkinetikus kóddal is. A validációs számítások után megkezdtem a SEnTRi kód továbbfejlesztését, hogy termohidraulikus visszacsatolások figyelembevételével is lehessen időfüggő neutrontranszportszámításokat készíteni gyorsreaktorokra. Az újonnan implementált függvényeket az ALLEGRO reaktor szándékolatlan rúdhúzásos tranziensének szimulációjával teszteltem. A számítások során vizsgáltam a számításokhoz használt diffúziós és magasabb rendű transzportközelítések hatását is.

Új tudományos eredmények

A disszertációban bemutatott új tudományos eredmények az alábbi tézispontok formájában foglalhatóak össze:

- 1. Tézispont.** Összehasonlító számításokkal megmutattam, hogy diszkrét ordinátás számítások esetén a hatáskeresztmetszet-homogenizáció során az árammal való súlyozás helyett általánosan használt skalár fluxussal súlyozott szórási mátrixok jelentős torzításokat hozhatnak létre, különösképpen nagy kiszökésű zónákra végzett kevés csoport-számításokban. Az így kapott eredmények a referencia Monte Carlo számításoktól még a diffúziós közelítésnél is nagyobb eltéréseket mutatnak. Két energiacsoportos szerkezetben megmutattam, hogy már az árammal való súlyozás közelítésére alkalmazott transzport hatáskeresztmetszetből visszszámolt elsőrendű szórási mátrixok segítségével is jelentősen javíthatóak a diszkrét ordinátás számítások eredményei. Ezenfelül megmutattam, hogy a csoportok számának növelésével a skalár-fluxus súlyozásból származó torzítás csökken, és a transzport hatáskeresztmetszetből becsült szórási mátrix nagyobb torzításokat okozhat a számításokban. [P1] [P3] [P5]
- 2. Tézispont.** A PARTISN diszkrét ordinátás neutrontranszport kód által számolt fluxeloszlásokkal végzett egzakt perturbációs számítások segítségével megmutattam, hogy a fluxus irányfüggésének harmónikus gömbfüggvényekkel történő kifejtése és a hengeres geometria leírás hibát okoz a reaktivitási-értékességben. Ez a hiba az irányfüggés kifejtésének a rendjének a növelésével megszüntethető, így ezt figyelembe kell venni perturbációs számítások esetén, amikor az irányfüggés leírását a gömbfüggvények szerint fejtjük ki vagy hengeres geometria leírást alkalmazunk. [P6]
- 3. Tézispont.** Annak érdekében fejlesztettem a SEnTRi kódot, hogy a PARTISN diszkrét ordinátás neutrontranszport kód által számított fluxuselozslások segítségével érzékenységi tényezőket határozzak meg. A programot a COMET kritikus rendszerre végzett számításokkal, valamint a Serpent és SCALE kódokkal való összevetéssel validáltam. Megmutattam, hogy a rugalmatlan szórás alapvető hozzájárulást ad az ólom pozitív üregegyütthatójához, amelyet rugalmas szórás negatív hozzájárulása ellensúlyoz, ezért a helyes becsléséhez elengedhetetlen a megfelelő térbeli- és magasabb rendű iránydiszkretizáció alkalmazása. [P2] [P4] [P8]

4. **Tézispont.** Érzékenységi és bizonytalansági számítások segítségével meghatároztam az ALFRED reaktorra három reaktivitás-tényezőt és azok bizonytalanságait az általam fejlesztett SEnTRi kóddal. Az eredményeket összehasonlítottam a SCALE TSUNAMI és Serpent számítási eredményeivel. Megmutattam, hogy az üregegyütthető helyes becsléséhez a radiális kiszökés kezelése elengedhetetlen, így a radiális és az irány szerinti diszkretizáció nem megfelelő finomsága hibás eredményre vezethet. A bizonytalansági számítások során a determinisztikus SEnTRi kód eredményei kisebb szórásokkal jó egyezést mutatott a SCALE Monte Carlo kóddal végzett számítások eredményeivel. [P2] [P4] [P8] [P9]
5. **Tézispont.** Implementáltam a SEnTRi kódba egy elsőrendű teljesen implicit tranziens sémát, mely a PARTISN kód segítségével képes időfüggő neutrontranszport számítására teljes háromdimenziós geometriában. A módszer jól visszaadta BME tanreaktoron végzett tranziens mérések globális eredményeit, és jó egyezést mutat a GUARDYAN Monte Carlo alapú reaktorkinetikus kód által végzett számításokkal is. Megmutattam, hogy milyen paraméterekkel rendelkező kísérleti elrendezés lenne alkalmas a tranziens során fellépő térfüggő effektusok kimutatására és így térfüggő reaktordinamikai számítások teljesebb körű validációjára. [P7]
6. **Tézispont.** Implementáltam a SEnTRi kódba egy prediktor-korrektor kváziszztatikus tranziens sémát, mely a PARTISN kód segítségével képes időfüggő neutrontranszport számítás elvégzésére. A kódot kiegészítettem parametrizált könyvtárkezeléssel és térfogatarányos hatáskeresztmetszet-keveréssel, hogy a termohidraulikai visszacsatolások figyelembevehetőek legyenek a szimulációk során. Az így kifejlesztett módszer segítségével vizsgáltam a diffúziós és transzportszámítások hatását az ALLEGRO reaktor szándékolatlan rúd húzásos tranziensére. A számításokhoz az EK által végzett, a KIKO3DMG diffúziós számításokból kapott időfüggő hőmérsékleteloszlást használtam fel. Az összehasonlító számítások megmutatták, hogy a magasabb rendű transzport közelítés kis mértékben befolyásolja a teljesítményeloszlást a tranziens során. Mivel a hatás kicsi, a jelentősége csak termohidraulikával teljesen csatolt neutrontranszport számításokkal határozható meg.

Tudományos közlemények listája

A disszertációban ismertetett munka az alábbi közleményeken alapszik:

- [P1] B. Babcsány, I. Pócs, Z. I. Böröczki, D. P. Kis. "Hybrid finite-element-based numerical solution of the SP₃ equations – SP₃ solution of two- and three-dimensional VVER reactor problems". *Annals of Nuclear Energy*, 173:109117, 2022.
- [P2] Z. I. Böröczki, Á. Aranyosy, M. Szieberth. "Comparison of calculation methods for lead fast reactor reactivity effects". *Proceedings of FR22*, Vienna, Austria, April 19-22, 2022.
- [P3] B. Babcsány, Z. I. Böröczki, J. E. Maróti, M. Szieberth. "On the Effect of Scalar Flux Weighting of Linearly Anisotropic Scattering Matrices in Few-Group Transport Calculations". *Proceedings of PHYSOR 2022*, Pittsburgh, USA, May 15-20, 2022.
- [P4] Z. I. Böröczki, Á. Aranyosy, M. Szieberth. "Comparison of calculation methods for lead fast reactor reactivity effects". *Annals of Nuclear Energy*, 171:109042, 2022.
- [P5] A. Sz. Ványi, B. Babcsány, Z. I. Böröczki, A. Horváth, M. Hursin, M. Szieberth, Sz. Czifrus. "Steady-state neutronic measurements and comprehensive numerical analysis for the BME Training Reactor". *Annals of Nuclear Energy*, 155:108144, 2021.
- [P6] Z. I. Böröczki, M. Szieberth, F. Gabrielli, A. Rineiski. "On the effect of angular and spatial discretization on perturbation calculations". *Journal of Computational and Theoretical Transport*, 5:347-363 2020.
- [P7] Z. I. Böröczki, G. Klujber, G. Tolnai, B. Molnár, D. Legrady, F. Gabrielli, A. Rineiski, M. Szieberth. "Simulation of a research reactor reactivity transient with deterministic and GPU-assisted Monte Carlo reactor kinetics codes". *The European Physical Journal Plus*, 135:281 2020.
- [P8] Z. I. Böröczki. "Sensitivity analysis with the PARTISN discrete ordinates neutron transport code". *Proceedings of the PhD workshop of the Physics Doctoral School at the Faculty of Science Budapest University of Technology and Economics (ed. F. Simon)*, Budapest, Hungary, ISBN: 978-963-313-293-7, July 06, 2018.

- [P9] P. German, Á. Aranyosy, Z. I. Böröczki, M. Szieberth. "Sensitivity and Uncertainty studies for the Alfred lead cooled fast reactor core". *Proceedings of PHYSOR 2018*, Cancun, Mexico, April 22-26, 2018.

Irodalomjegyzék

- [1] U. S. Department of Energy. "A technology roadmap for generation IV nuclear energy systems". *Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum*, 2002.
- [2] A. Alemberti, M. Frogheri, and L. Mansani. "The Lead Fast Reactor: Demonstrator ALFRED and ELFR Design". pages 233–247, Paris, France, March 4-7, 2013.
- [3] L. Bělovský, J. Gadó, B. Hatala, A. Vasile, and G. Wrochna. "The ALLEGRO experimental gas cooled fast reactor project". In *Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development*, pages 26–29, Yekaterinburg, Czech Republic, March 20, 2017.
- [4] E. T. Tomlinson. "Transport-diffusion comparisons for small core LMFBR disruptive accidents". Technical report, ORNL/CSD/TM–38, USA: Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 1977.
- [5] Y. I. Kim, A. Stanculescu, P. Finck, R. N. Hill, and K. N. Grimm. "*BN-600 Hybrid Core Benchmark Analyses*". Number 1623 in TECDOC Series. International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2010.
- [6] K. Masatoshi, T. Yasushi, N. Akito, and Y. Mitsuaki. "Sensitivity analyses for small fast reactor nuclear characteristics with a discrete ordinate transport calculation method". In *Proceedings of PHYSOR 2010*, Pittsburgh, USA, May 9-14, 2010.
- [7] A. Riyas, K. Devan, and P. Mohanakrishnan. "Perturbation analysis of prototype fast breeder reactor equilibrium core using IGCAR and ERANOS code systems". *Nuclear Engineering and Design*, 255:112–122, 2013.
- [8] Y. Zheng, Y. Xiao, and H. Wu. "Application of the virtual density theory in fast reactor analysis based on the neutron transport calculation". *Nuclear Engineering and Design*, 320:200–206, 2017.
- [9] R. E. Alcouffe, R. S. Baker, J. A. Dahl, S. A. Turner, and R. C. Ward. "PARTISN: A Time-Dependent, Parallel Neutral Particle Transport Code System, Version 7.72". Technical report, LA-UR-08-7258, USA: Los Alamos National Laboratory, 2008.