

40 éves a RELAP5 reaktorbiztonsági elemzési kód

Dr. Pernecky László

Eötvös Loránd Kutatási Hálózat, Energetikai Kutatóközpont (ELHK-EK) nyugdíjasa,
Ronkay Ferenc Energetikai mérnöki díjas

Immár 40 éves lett az amerikai RELAP5 kód, a Paksi Atomerőmű reaktor-biztonsági elemzéseinek egyik fontos eszköze. Magyarország villamosenergia termelésében jelentős hányaddal szerepel a nukleáris energia felhasználása. Ez indokolja, hogy a Paksi Atomerőmű tervezési és üzemeltetési biztonságáról, ennek egységes, nemzetközileg összehasonlítható meghatározási módjáról (a legfontosabb biztonsági kritériumok sérülése elkerülésének bizonyításához, ezen belül a zónaolvasás gyakoriságának valószínűségi számértéke meghatározásához) áttekintéssel rendelkezünk. Ehhez szolgál aktualitással az elemzések egyik, amerikai eredetű, világszerte használt számítógépi programjának hetvenéves múltján belül mérföldkövet jelentő 40. évfordulója.

Bevezetés

Az atomerőművek biztonságának a megítélése nemzetközi előírások alapján világszerte elfogadott módszerekkel történik, amelyek alapját a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) szabályzatai képezik, amelyek gerincét az amerikai nukleáris hatóság, a United States Nuclear Regulatory Commission (US NRC) előírásai adják, amelyekhez a ma már több ezer reaktorüzemeltetési év tapasztalatait is figyelembe veszik. A NAÜ elvárásai pedig jelentősen eltérnek a hagyományos, fosszilis villamosenergia-termelés követelményeitől, azoknál sokkal szigorúbbak és egységesebbek. Hogy ezt a különbséget érzékeltessük, át kell tekinteni a megítélés módszereit, ezen belül a nukleáris reaktorbiztonsági elemzésekkel. Az elmúlt évek biztonsági ellenőrzései és értékelései alapján a Paks Atomerőmű biztonsága a hasonló nyugati erőművekével összevethető szintű, kiállja az összehasonlítást.

Alapfogalmak

A Paksi Atomerőműben az villamosenergia-termelés forrása a négy darab VVER-440/213 típusú reaktorblokk egy-egy reaktorral és két-két turbogenerátorral. A blokkok jelenlegi villamos teljesítménye 506-508 MW_e, miután az 1990-es években végrehajtott, 470 MW_e villamos teljesítményt eredményező szekunderkörü átalakításokat követően a 2000-es évek elején a reaktor hőteljesítményét 8%-kal 1485 MW_t-ra növelték. A nyomottvízes technológiájú reaktorok aktív zónájában az üzemanyagban lévő uránmagok nukleárisan kötött energiája az urán-235 izotóp magjainak szabályozott láncreakció keretében történő hasításakor szabadul fel. Az így keletkező hő a reaktorból folyamatosan el kell vonni. Ennek során, többlépcsős energiaátalakítás után jut el az elektromos áram (és kis mennyiségben a távfűtési hőenergia) a fogyasztókhoz. Az atomerőmű biztonsága megítélésének alapja e többlépcsős energiaátalakításnak, ezen belül elsődlegesen a láncreakció szabályozásának, a nukleáris üzemanyag hűtésének, épségének és a radioaktivitás zárt térben tartásának az elemzése a reaktor különböző üzemállapotában.

Az atomerőmű különböző üzemállapotait a következők jellemzik: A folyamatos üzem automatikus és operátori műveletekkel szabályozott állandósult, vagy stationer állapotban alapul, amely beavatkozások során átmeneti (kvázi-stacioner) a beépített szabályozási rendszerek révén kezelhető üzemviteli tranziensek jönnek létre. Az atomerőmű üzeméhez tartozik tehát a blokk teljesítményüzeme, indítási és leállítási folyamata, sőt az üzemmen kívül állapota is, amelynek fő jellemzője a zéró teljesítmény mellett a leállítás időpontjától számított állásidő, illetve annak függvényében változó maradványhő), beleértve az akkori műveleteket, ilyen például az üzemanyag kazetták átrakása. Jelenleg az üzemanyag-ciklus 15 hónapos (az eredeti, 12 hónapos kampányokról 2016-ban történt áttérést követően). Durvább tranziensek az üzemzavari folyamatok, amelyek kiinduló eseménye a folyamatos üzem váratlan megzavarásával járó belső vagy külső hatások, váratlan események, amelyek nem kívánt következményeit a védelmi és biztonsági rendszerek igyekeznek minimalizálni.

A biztonsági elemzések céljai a következők:

- bizonyítani kell, hogy a biztonsági rendszerek ellátják funkciójukat, elsősorban a nukleáris üzemanyag és a hermetikus tér sérülésének elkerüléséért,
- bizonyítani kell a védelmi és biztonsági rendszerek beállítási, beavatkozási értékeinek megfelelőségét,
- bizonyítani kell, hogy az erőmű minden tervezett és váratlan üzemelési folyamatában nem sérülnek az előírt kritériumok,
- támogató elemzéseket kell szolgáltatni az üzemzavar-elhárítási utasítások elkészítéséhez.

A biztonsági elemzések fajtái:

- A tervezés megfelelőségének ellenőrzése determinisztikus elfogadási kritériumoknak és bizonyos valószínűségi mutatóknak való megfelelés alapján:
- Valószínűségi elemzések (Probabilistic Safety Assessment - PSA), amelyek célja a biztonságos üzemeltetés veszélyeztető tényezők megállapítása és értékelése, a

különböző események, üzemzavarok valószínűségi rangsorolása eseményfák és hibafák alapján. A PSA fontos eredményei: a technológiai és emberi hibák feltételezhető gyakorisága, 1. szintű PSA: a zónasérülési gyakoriság (Core Damage Frequency – CDF) és 2. szintű PSA: a nagy radioaktív kibocsátások gyakorisága. Az eredő CDF követelmények határértékeit az érvényes Nukleáris Biztonsági Szabályzatok (NBSz) tartalmazzák. A PSA elemzések mára jelentős mértékben kiterjedtek a lefedett kezdeti események és a blokkállapotok, valamint a belső és külső veszélyek tekintetében is.

- A determinisztikus elemzések, amelyekkel be kell mutatni az atomerőművi blokkok viselkedését különböző üzemi/üzemzavari helyzetekben (beleértve a reaktor leállítása utáni hűtési folyamatait is) az üzemeltetési ciklusok (kampányok) hosszú idejű változásainak bármely időpontjára vonatkozóan, konzervatív megközelítéssel a tervezési üzemzavari folyamatok (DBA/TA2-4) és a tervezésen túli üzemzavari folyamatok (Beyond Design Basis Accident – BDDBA, TAK1-2) eseteiben is.

A determinisztikus biztonsági elemzésekre sor kerülhet az erőmű létesítésének és üzemeltetésének különböző időpontjaiban: a tervezéshez, az üzembehelyezést megelőző biztonsági jelentéshez (ÜMBJ) az üzemzavaroknál különböző kezdeti eseményekre, a végleges biztonsági jelentéshez (VBJ), időszakos vagy rendkívüli biztonsági felülvizsgálatkor, mint például a fukusimai baleset utáni célzott biztonsági felülvizsgálat (CBF) esetében, a technológiai módosítások, átalakítások, a biztonságnövelő intézkedések (BNI) előtt a hatósági engedélyezési dokumentációhoz.

A biztonság megítéléséhez, a determinisztikus biztonsági elemzésekhez az üzemzavarok többségének modellezése a helyszínen (in situ) nem lehetséges, ezért megfelelő korszerű eszközöket kell segítségül hívni. Erre szolgálnak a nemzetközi együttműködésben rendelkezésre álló számítógépes elemzési kódok. Ezek egy része a nukleáris és termohidraulikai jelenségek digitális szimulálására korlátozott tárgyú/terjedelmű vizsgálatokra alkalmasak, néhányuk azonban komplett rendszerek elemzéséhez készült. A legismertebb, tervezési üzemzavarokat vizsgáló determinisztikus termohidraulikai rendszerkódok a német ATHLET, a francia CATHARE, a finn APROS, az amerikai RELAP5, TRAC és TRACE kódok.

A kódokat egy adott rendszerre való alkalmazásukat megelőzően validálni, vagyis az alkalmazhatóságukat bizonyítani kell. A validálás azt jelenti, hogy egy megfelelően kialakított rendszeren elvégzett alapvető fizikai kísérletek, illetve a rendszerhez hasonló (pl. a nukleáris reaktor hűtési rendszere) integrális fizikai modellen végrehajtott kísérletek mérési eredményeit kell összevetni a tesztek számítógépes elemzési eredményeivel. Ha a kód szolgáltatja eredmények igen jól közelítik a mérési eredményeket, akkor joggal várható, hogy az erőművi digitális szimulációs eredmények is a valóság jó megközelítését adják.

A jelen cikk célja szerint a továbbiakban a determinisztikus biztonsági elemzések egyik elterjedt eszközét, a 40 éves RELAP5 amerikai termohidraulikai kódot mutatjuk be. Nagyrészen ezzel a kóddal (kiegészítve más hasonló kódok használatával) elemeztük a paksi reaktoroknál

elképzelhető összes tervezési üzemzavart, meghatároztuk és értékeltük a mértékadó, azaz a hatósági követelmények által előírt eseményeket, és bemutattuk, hogy az üzemzavarok elhárítása során a biztonságot megtestesítő kritériumok nem sérülnek. További elemzésekkel pedig kiinduló adatbázist szolgáltatunk más elemzésekhez, például a valószínűségi elemzésekhez, vagy a reaktortartály törésmechanikai vizsgálataihoz.

A RELAP5/MOD 3.3 rendszerkód, mint a RELAP kódcsalád tagja

A könnyűvízhűtésű atomreaktorok (LWR) biztonsági elemzéseinél a hűtőközegvesztéses üzemzavarok (Loss of Coolant Accident - LOCA) és más üzemviteli, illetve üzemzavari tranziensek lefolyásának és következményeinek szimulálására az amerikai eredetű RELAP (Reactor Excursion and Leak Analysis Program) kódcsalád különböző tagjait világszerte használják mind a kutatások szintjén az elméleti és kísérleteket alátámasztó tevékenység keretében, mind az üzembehelyezéshez és az időszakos biztonsági felülvizsgálathoz (IBF) kapcsolódó engedélyezési eljárások megalapozásában. Így természetesen a Paksi Atomerőmű VVER-440/213 reaktoraihoz kapcsolódó termohidraulikai biztonsági elemzések egyik, hivatalosan is elfogadott eszköze is az e programcsaládhoz tartozó aktuális kódváltozat volt. Az 1980-as években a RELAP4/mod6 (amelyet a NAÜ bécsi IBM gépen futtathattuk) szerepelt e minőségben. Az AGNES projektben (amelynek fő feladata a kilencvenes évek elején a paksi Üzembehelyezést Megelőző Biztonsági Jelentés utólagos, a NAÜ előírásainak megfelelő, nemzetközi felügyelet mellett való elkészítése volt) már a RELAP5/mod2.5 változatot használtuk. Fontos megemlíteni a leállított, ún. maradvány- vagy remanens hőt termelő reaktorhoz alkalmazott RELAP5/mod3.2.1.2 kódverziót, amely létrehozásának kezdeményezésében és ellenőrzésében magyar szakemberek is részt vettek. Végül a RELAP5/mod3.3 változat említhető, melynek validálásával és alkalmazásával éveken át foglalkoztunk.

A RELAP5 a RELAP, egy az Idaho National Engineering Laboratory (INEL, majd átszervezések után INEEL, végül INL) által kifejlesztett számítógépes programcsalád része. Az elődverziókkal együtt a fejlesztés egy közel 30 éves folyamat eredménye, amelyben a kódsorozat olyan tagjai szerepelnek, mint a RELAPSE, RELAP2, RELAP3 és a RELAP4 több verziója. A legutolsó változat, a RELAP4/mod7 1980-ban készült el, de a RELAP4/mod6 átütő sikerét (ez volt az 1970-es évek második felében és az 1980-as évek elején sok országban az ún. hivatalos engedélyezési kód) a konkrét alkalmazási gyakorlatban már nem tudta megismételni. Mindezek a kódváltozatok a reaktor primer hűtőközegének kétfázisú áramlási folyamatára felírt egydimenziós homogén egyensúlyi modellen alapultak.

A RELAP4 kód fejlesztése idején meghatározó szempont volt az elsődleges alkalmazási terület, a legsúlyosabb tervezési üzemzavar, azaz a nagy keresztmetszetű törést követő hűtőközeg vesztéses üzemzavar (Large Break LOCA – LBLOCA) termohidraulikai jelenségeinek uralása. Az ismert, 1979. március 28-án bekövetkezett amerikai Three Mile Island (TMI) reaktorbaleset azonban az LBLOCA folyamatoknál jóval nagyobb valószínűséggel bekövetkező

kis folyások következményei megismerésének fontosságára hívta fel a figyelmet. Azóta az LWR területén a biztonsági kutatásokban mind a kísérleti területen (Semiscale, LOFT, PKL, LOBI, ROSA-III, PACTEL, PMK kísérleti berendezések), mind a kódfejlesztésben a hangsúly a kis töréseket követő folyamatok (Small Break LOCA – SBLOCA) jelenségeire tevődött át. Mivel a RELAP4 kód már említett homogén áramlást és a fázisok között termikus egyensúlyt feltételező hidrodinamikai modelljének korlátai e jelenségekkel kapcsolatban leküzdhetetlennek bizonyultak, az INL munkatársai az amerikai nukleáris hatóság, a US NRC megbízása alapján teljesen új alapokon egy fejlettebb, inhomogén, nem egyensúlyi, ötegyenletes hidrodinamikai modell alapján kezdték el a RELAP5 biztonsági rendszer kód fejlesztését. A CDC számítógépre készített RELAP5/mod0 (számítógép-függő) változat volt a RELAP kódcsalád olyan első, munkaközi verziója, amelyben kipróbálták az új hidrodinamikai modellkonceptiót. Az első, széleskörű felhasználásra szánt változatot, a RELAP5/mod1-et 1980 decemberében adták át az amerikai felhasználóknak, majd 1981 márciusában nemzetközi workshop¹ keretében tíz országból érkezett szakembereknek. Az IBM kompatibilis RELAP5/mod1 EUR változatot az isprai Joint Research Centre (EURATOM-JRC) készítette el, számos modelljavítással is egybekapcsolta, ami aztán az INEL-en keresztül jutott el az IBM számítógépes felhasználókhoz.

A RELAP5/mod2 első változata 1984 áprilisában került kibocsátásra. A mod1 és mod2 közötti elvi különbségek egyike volt az áttérés a teljes nemegyensúlyi kétközeges modellre, amely már tartalmazza mind a hat megmaradási egyenletet. Ezzel eltűnt a RELAP4 egyközeges hidrodinamikai modelljéből megmaradt utolsó korlát is, azaz egy térfogatelemben most már jelen lehet egyidejűleg aláhűtött folyadék és túlhevített gőz is. A numerikus megoldásban is történt változtatás: Átvették a TRAC-PF1 kódból a „two steps numerics”-et, amely semi-implicit kétlépéses numerikus megoldási módszernek a további finomítására is Isprában került sor. A kódfejlesztés újabb jelentős állomását jelentette a RELAP5 ún. befagyasztott változatának 1985-ben történt kibocsátása, amely a RELAP5/mod2 Cycle 36.05 verzió volt. A kódellenőrzésnél a RELAP5/mod1-EUR változattal nyert eredmények nem voltak rosszabbak, mint a RELAP5/mod2 befagyasztott változatával kapottak. Sőt, bizonyos fizikai szimulációs kísérletek reprodukálása jobb egyezést eredményezett a mért értékekkel az ötegyenletes verzióhoz, mint a hategyenletes mod2 esetében.

A fejlesztés tehát tovább folytatódott, a feltárt hiányosságok kijavítása csak a RELAP5/mod3.0 kibocsátásával együtt történt meg. A kódellenőrzésre létrehozták a Code Assessment and Maintenance Program-ot (CAMP), amelyhez a legfejlettebb országok (OECD) mellett már bármelyik nukleáris technikában érdekelt ország, így a volt KGST országok is csatlakozhattak. A RELAP5/mod3 különböző munkaváltozatai 1990-ben a mod3.0, majd

1993-ban a mod3.1, 1995-ben a mod3.2 voltak. Ezen változatok jellegzetes újdonsága a javított és új, kiegészítő modellek mellett az volt, hogy – ámbár a kód továbbra is alapvetően egydimenziós – egy elágazáshoz tartozó térfogaton belül lehetséges lett a három térirány, az x, y és z irányú geometriai adatok megkülönböztetése.

A leállított reaktor speciális paraméter-tartományaiiban megbízhatóan használható kódverzióra jelentkező nemzetközi szintű igények (mások mellett a magyar kérés) arra késztették az INL munkatársait, hogy kódfejlesztési szinten is foglalkozzanak a kód alkalmazási területének kiterjesztésével az atmoszférikus nyomásig és stagnáló hűtőközeg áramlásig. Ez adott lehetőséget arra, hogy 1996. év nyarán a CAMP projekt résztvevői hozzájuthattak a RELAP5 kódnak a leállított reaktor tranzienseinek vizsgálatára alkalmas munkaközi, tehát hivatalosan nem kibocsátott, feladatorientált változatához.

A kedvező tapasztalatok és visszajelzések (beleértve a kísérlettel alátámasztott magyar validációt is) hatására a kódfejlesztő szakemberek az 1998 nyarán a CAMP résztvevőinek átadott változatba, a RELAP5/mod3.2.2-be az új, eddigi opcionális modellek többségét alapértelmezésként beépítették.

Ettől kezdve ez a verzió (pontosabban ennek Beta majd Gamma változata) képezte a kódvalidáció tárgyát, és ezt a változatot használták más kódokkal való kapcsolt futtatásra, például a dél-koreai KAERI kutatói a CONTAIN2.0 konténment (hermetikus tér) nyomását számító kóddal való dinamikus kapcsolat létrehozására, vagy a háromdimenziós (3D) reaktorkinetikai kódokkal való kapcsolat kiépítésének előkészítésére.

Közben a jelentkező 3D igények kielégítésére a kódfejlesztés ketté vált: az átszervezés eredményeként az egydimenziós RELAP5-mod3.2 kézben tartását átvette az NRC. Az INL-ben maradtak által a United States Department of Energy (DOE) részére új verzió született háromdimenziós reaktortartály modellel (REALP5-3D Version 1.0.0, 1997. július), amelynek a DOE vonalon például 2014 júniusában már a tizenhatodik „leszármazottja” a RELAP5-3D Version 4.2.1 volt.

A RELAP5/mod3.2.2-nek több további fejlesztési változata ismert, közülük az utolsó, de egyben a 2001. évben az utolsó előtti hivatalosként kibocsátott változat a RELAP5/mod3.2pt, amely átnevezve a RELAP5/mod3.3aa lett. A legutolsó, nemzetközileg is elismert, általunk is használatban lévő verzió, a 2002. februári RELAP5 mod3.3 Release (vagyis a mod3.3bf verzió). Ezután már csak javító kártyákat kaptak Patch0x verziókhöz a CAMP résztvevők, közben a fejlesztés fokozatosan átállt egy új kód fejlesztésére, amelyben a háromdimenziós TRAC kódba építették a RELAP5 erre érdemes megoldásait, így jött létre a TRAC-M, amelynek átnevezésével TRACE néven (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) végül is egy teljesen új kód keletkezett, amelyben hasznosítják mindkét kód előnyeit. De ez már nem a RELAP5 története.

¹ Ld. 1. számú jegyzet

1. táblázat: A RELAP5 verziószám, a fejlesztési kód kapcsolata és a kibocsátás dátuma

Kód neve	Verzió száma	Kiadás dátuma
RELAP5/MOD1		1981. március
RELAP5/MOD2		1984. április
RELAP5/MOD2.5 befagyasztott	Cycle 36.05	1985.
RELAP5/MOD3.0		1990.
RELAP5/MOD3.1		1993.
RELAP5/MOD3.2		1995. november
RELAP5/MOD3.2.1.2		1996.
RELAP5/MOD3.2 Original	3.2ha	1997. november
RELAP5/MOD3.2.2 Beta	3.2jb	1998. július
RELAP5/MOD3.2.2 Gamma	3.2mz	1999. március
(RELAP5/MOD3.3 Alpha?)	3.2ol	2000. szeptember
RELAP5/MOD3.3 Beta	3.2pt = 3.3aa	2001. május
RELAP5/MOD3.3 Release	3.3bf	2002. február
RELAP5/MOD3.3 Patch01	3.3cn	2003. március
RELAP5/MOD3.3 Patch02	3.3ef	2004. augusztus
RELAP5/MOD3.3 Patch03	3.3gl	2006. március
RELAP5/MOD3.3 Patch04	3.3iy	2010. október

Jegyzetek

- (1) 40 évvel ezelőtt a szerző is meghívást kapott a DOE által szervezett 1981. márciusi RELAP5 rendezvényre. Ennek előzménye az volt, hogy ő 1979 szeptemberétől 1980 év végéig 15 hónapos NAÜ ösztöndíjjal a nyugati biztonsági elemzések, a RELAP4/mod6 alkalmazások tanulmányozására a nyugat-németországi Forschungszentrum Karlsruhe intézetben tartózkodott. Ennek keretében részt vett egy dubrovnikai konferencián, és VVER-440-es RELAP4 előadással jelentkezett egy nyugat-berlini előadásra is, amelyen való részvételre azonban nem kapott engedélyt. Ez a háttere annak, hogy 1981. januárban a meghívót Karlsruheba küldték a többi NSZK résztvevő meghívójával együtt, ahonnan azt persze Budapestre továbbították. Ezt követően KFKI-nak két kérdése volt a DOE felé: 1) Érvényes-e a meghívás egy magyar állampolgár számára is, 2) és ha igen, az ő esetében is érvényes-e az az ígéret, hogy a résztvevők a workshop végén megkapják a RELAP5 kódot mágnesszalagos adattárolón. A válaszok jelentős késéssel születtek meg: az első kérdésre „igen”, a másodikra „nem”. A szerző a workshopon nem vett részt. Így akkor továbbra is a RELAP4/mod5, majd a mod6 verziót használtuk Bécsben a NAÜ-ben, és végül hivatalosan csak 8 évvel később, 1989-ben Isprából kaptuk meg az első RELAP5 verziót.
- (2) Az eredeti közlemény a Magyar Energetika c. folyóiratban jelent meg: Perneczky L.: 40 éves a RELAP5 amerikai kód, a Paksi Atomerőmű reaktorbiztonsági elemzéseinek egyik fontos eszköze, Magyar Energetika 28 (2) 36–39 (2021)
- (3) A cikket lektorálta: Tóth Iván, Hadnagy Lajos, Tóthné Laki Éva és Amberboy-Kiss Virág.

Irodalomjegyzék

- [1] NUREG/CR-5535, Vol. 2, RELAP5/MOD3 Code manual: User's Guide and Input Requirements. INEL, 1992.