

**FENNTARTHATÓ ATOMENERGIA
TECHNOLÓGIAI PLATFORM**



STRATÉGIAI KUTATÁSI TERV

2016.március

TARTALOMJEGYZÉK

Bevezetés.....	7
1. Reaktoranyagok kutatása.....	8
1.1. Szerkezeti anyagok öregedése.....	8
1.1.1. Reaktortartályok anyagának hosszú idejű öregedése.....	8
1.1.2. Betonszerkezetek sugárkárosodása.....	9
1.1.3. Elektromos eszközök és kábelek sugárkárosodása.....	10
1.1.4. Magas hőmérsékletű oxidáció vizsgálata szuperkritikus vízhűtésű reaktor anyagain.....	10
1.1.5. Nukleáris létesítményekben alkalmazott anyagok sugárkárosodásának műszeres vizsgálata, a folyamatok szimulációja és modellezése.....	11
1.1.6. Gőzfejlesztő csövek korróziós állapotfelmérése.....	12
1.2. Fűtőelemanyagok kutatása.....	12
1.2.1. Fűtőelemanyagok paramétereinek kísérleti meghatározása.....	12
1.2.2. Új típusú fűtőelemek bevezetésének megalapozását szolgáló kísérletek.....	15
1.2.3. Nagy deformációs számítási modellek kidolgozása.....	16
1.2.4. Szerkezeti anyagok termomechanikai viselkedésének multidiszciplináris leírása	16
1.2.5. Perspektivikus fűtőelem-anyagok vizsgálata.....	17
1.3. Szerkezeti integritást elemző eszközök fejlesztése.....	17
1.3.1. Nemlineáris anyagviselkedés figyelembevétele az elemzésekben.....	17
1.3.2. Az anyagtulajdonságok kézikönyvének kidolgozása.....	19
1.3.3. Komplex anyagmodellek kifejlesztése.....	19
1.3.4. Szerkezeti anyagok öregedésének termodinamikai alapú modellezése.....	20
1.3.5. VVER 1200 blokk fővízkör nagyberendezéseinek szerkezetintegritási vizsgálatai	21
2. Atomerőművi folyamatok korszerű modellezése és szimulációja.....	23
2.1. Reaktorfizikai problémák újszerű megoldása.....	23
2.1.1. A determinisztikus reaktorfizikai kódrendszerek továbbfejlesztése.....	23
2.1.2. A reaktortartályokat érő neutronfluencia meghatározása.....	24
2.1.3. A kiegészítés figyelembevétele a tároló- és szállítóeszközök kritikusságának számításában.....	25
2.1.4. Végeselemes neutrontranszport-eljárás fejlesztése és rendszerbe állítása.....	26
2.1.5. Reaktordinamikai kódfejlesztés atomreaktorok tranziens folyamatainak vizsgálatára (VKSZ-ben 2.1.4.).....	27
2.1.6. Monte Carlo módszer fejlesztése reaktorfizikai szimulációkhoz (VKSZ-ben 2.1.5.).....	27
2.1.7. Reaktorfizikai nodális módszer fejlesztése és alkalmazása folyékony fém ésgázhűtésű reaktorok számítására.....	28
2.1.8. Szubkritikusság mérési módszereinek kísérleti és elméleti vizsgálata (VKSZ-ben 2.1.7.).....	29
2.2. Termohidraulikai folyamatok egy- és háromdimenziós modellezése.....	30
2.2.1. Termohidraulikai folyamatok háromdimenziós modellezése finomskálás modellek becsatolásával.....	30
2.2.2. A CFD-kódok továbbfejlesztése.....	31
2.2.3. A TRACE kód rendszerbe állítása.....	32
2.2.4. Keveredési folyamatok mérése és modellezése üzemanyag-kazettákban és reaktortartályokban.....	33

2.2.5.	Felkészülés az új paksi blokkok primerkörü csővezetékeinek vízütésre történő minősítésére.....	35
2.2.6.	APROS modellek fejlesztése az új paksi blokkokhoz	36
2.2.7.	Nyílt forráskódú CFD-kód használatának megkezdése.....	36
2.2.8.	Az új paksi blokkok konténmentjében zajló termohidraulikai folyamatok modellezése	37
2.3.	A fűtőelem-viselkedési kódok továbbfejlesztése	37
2.3.1.	A fűtőelem-viselkedési kódok validációjának folytatása, felkészülés újabb fűtőelemtípusok modellezésére	37
2.3.2.	Az üzemanyag összetöredezésének modellezése a tervezési alaphoz tartozó folyamatok során	38
2.3.3.	Nagy kiégésű fűtőelemek használatának megalapozása	39
2.3.4.	Inhermetikus kazetták pihentető medencebeli és KKÁT-beli kezelésének fűtőelem-viselkedési megalapozása	39
2.3.5.	Fűtőelemek inhermetikusságára vonatkozó eljárások fejlesztése	41
2.3.6.	A szivárgó fűtőelemek modellezése.....	41
2.3.7.	Fűtőelem-viselkedés modellezésének kiterjesztése a KKÁT körülményeire	42
2.4.	A primerkörü anyag- és aktivitásterjedés, a konténmentben zajló folyamatok és a környezeti kibocsátás modellezése.....	43
2.4.1.	A radioaktív anyagok erőműközeli térségben való terjedésének újfajta modellezése a rács Boltzmann módszer alapján	43
2.4.2.	Az új paksi blokkok konténmentjében zajló folyamatok és a környezeti kibocsátás modellezése	43
2.4.3.	A primerkörü anyag- és aktivitástranszport modellezése az új paksi blokkokra ..	43
2.4.4.	A környezetbe kijutó izotópok terjedésének értelmezése és modellezése	44
2.4.5.	Radioaktív szennyezőanyagok regionális skálán történő légköri terjedésének modellezése	45
2.4.6.	Radioaktív szennyezőanyagok regionális skálán történő légköri terjedésének modellezése, meteorológia modul.....	45
2.4.7.	Radioaktív anyagok felszíni vizekben való terjedésének modellezése	45
2.4.8.	Oldott radionuklidok és talajok, kőzetek kölcsönhatásaival, ezek hatása az izotópok terjedésére, szeparációjára a különböző fázisok (atmoszféra, aeroszolok, vizek, talaj/kőzet) között	46
2.4.9.	Transzport vizsgálata a kőzetekben, talajokban, valamint a fázishatárokon történő átlépésnél, helyi felhalmozódások kialakulási lehetőségei. Felhalmozódási rétegek kialakulása víz/talaj(kőzet) kölcsönhatások eredményeképpen	46
2.5.	A súlyos baleseti folyamatok számítógépes modellezésének továbbfejlesztése.....	47
2.5.1.	A reaktortartály külső hűtésének további vizsgálata.....	47
2.5.2.	Az új paksi blokkok súlyos baleseti folyamatainak modellezése	47
2.5.3.	Az olvadék stabilizációjának szimulációja az új paksi blokkokban	48
2.5.4.	A konténmentbeli gázeloszlás modellezése az új paksi blokkok súlyos baleseti értékeléséhez	48
2.5.5.	A kettős konténment erőjátékának elemzése kölcsönhatásban a technológiai folyamatokkal.....	49
2.6.	A reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési folyamatok egységes modellezése	49
2.6.1.	A reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési folyamatok egységes modellezése	50
2.6.2.	Fal nélküli kötegek modellezése a biztonsági elemzésekhez.....	51

2.6.3.	Csatolt kódrendszer fejlesztése az új blokkok zónatervezési és üzemzavar- elemzési feladatainak alternatív megoldására	51
2.7.	Valószínűségi biztonsági elemzések módszereinek és eszközeinek fejlesztése	53
2.7.1.	A paksi 5. és 6. blokk PSA-modelljeinek fejlesztése	53
2.7.2.	A kockázatelemzési módszerek fejlesztése	55
2.7.3.	A determinisztikus és a valószínűségi biztonsági elemzések közös pontjainak meghatározása	55
2.7.4.	Rendszerelméleti modellfejlesztése az épületszerkezetek elemzésére.....	57
2.7.5.	Valószínűségelméleti fejlesztés a főépület/konténment elemzésére.....	57
2.8.	Új módszerek bevezetése a determinisztikus számítások bizonytalanságainak számszerűsítésére	57
2.8.1.	A globális szintű reaktorfizikai számítások és a forrócsatorna-számítások bizonytalanságainak egységes kezelése	57
2.8.2.	Új módszer kidolgozása a számítások bizonytalanságainak számszerűsítésére ..	58
2.8.3.	A keveredési CFD-számítások bizonytalanságainak elemzése.....	59
2.9.	Sugárvédelem	59
2.9.1.	A kis dózisok biológiai hatására vonatkozó alapkérdések kutatása.....	59
2.9.2.	A kis dózisok genetikai hatásának kutatása	60
2.9.3.	A kis dózisu sugárexpozíciók kimutatására alkalmas biológiai markerek azonosítása	60
2.9.4.	Atomerőművek normál üzemi kibocsátásából eredő dózisok meghatározása kis dózisu sugárexpozíciók kimutatására alkalmas biológiai markerek azonosítása. 62	
2.10.	Előfeszített vasbeton hermetikus védőépülettel kapcsolatos szakmai kompetencia kialakítása.....	62
2.10.1.	Hermetikus védőépületterheinek modellezése	62
2.10.2.	Hermetikus védőépület végelesemes modellezése.....	63
2.10.3.	Az öregedési folyamatok figyelembevétele	63
2.10.4.	Lokális tönkremenetel hatása a hermetikus védőépület viselkedésére	63
2.11.	Radioaktív hulladékok biztonságos kezelésének kutatása	64
2.11.1.	<i>Radioaktív hulladékok biztonságos kezelésének kutatása</i>	64
3.	Kiégett fűtőelemek és radioaktív hulladékok kezelése, az újgenerációs atomerőművek kutatása.....	65
3.1.	Kiégett fűtőelemek és radioaktív hulladékok kezelése, az új atomerőműi blokkok bevezetése.....	65
3.1.1.	A kiégett nukleáris üzemanyag hasznosításának lehetőségei jelenleg működő technológiákkal és 4. generációs reaktorokkal.....	65
3.1.2.	A kiégett üzemanyag, a nagyaktivitású és hosszú élettartamú radioaktív hulladékok végleges elhelyezése.....	67
3.1.3.	Az új atomerőművi blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolása, kis és közepes aktivitású hulladékainak végleges elhelyezése.....	68
3.1.4.	Nehezen mérhető izotópok radiokémiai mérés technikájának fejlesztése	68
3.2.	A jelenleg üzemelő blokkokkal kapcsolatos kérdések rendezése	69
3.2.1.	A kiégett nukleáris üzemanyag átmeneti tárolójának üzemidő hosszabbítása.....	69
3.2.2.	A jelenleg üzemelő atomerőművi blokkok leszerelési hulladékainak végleges elhelyezése	71
3.2.3.	A véglegesen elhelyezendő kiégett üzemanyag és nagyaktivitású hulladék csomagolása	72
3.2.4.	Radioaktív hulladékok biztonságos kezelésének kutatása	72
3.2.5.	Új szerkezeti anyagok, bevonatok dekontaminálhatósági vizsgálata (<i>Kovács Tibor</i>).....	73

3.3.	Az európai szuperkritikus nyomású vízhűtésű és spektrumeltolódásos szubkritikus nyomású reaktor zónájának és fűtőelem-kazettájának tervezése	73
3.3.1.	Az európai szuperkritikus nyomású vízhűtésű reaktor zónájának tervezése	73
3.3.2.	Az európai szuperkritikus nyomású vízhűtésű reaktor fűtőelem-kazettájának CFD-vizsgálata.....	74
3.3.3.	Az európai HPLWR és a Szuper VVER reaktorkoncepciók zónatervezése	75
3.4.	Gáz-, folyékony ólom- és ólom-bizmut hűtésű reaktorok kutatása	76
3.4.1.	Felkészülés a gáz- és a folyékony ólom- és ólom-bizmut hűtésű reaktorok zónatervezési és biztonsági vizsgálatára	76
3.4.2.	Folyékony ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorok vizsgálata.....	78
3.5.	Az ALLEGRO demonstrációs gázhűtésű gyorsreaktor kifejlesztésével kapcsolatos kutatások.....	78
3.5.1.	Az ALLEGRO reaktor aktív zónájának tervezése	79
3.5.2.	Magas hőmérsékleten üzemelő, nagy besugárzást elszenvedő szerkezeti anyagok tanulmányozása, minősítése	81
3.5.3.	Az ERANOS kód rendszerbe állítása a zónafizikai számításokhoz	81
3.5.4.	ALLEGRO tranziens folyamatok modellezése.....	81
3.5.5.	Az ALLEGRO fűtőelem-kazettáinak és zónájának elemzése CFD-szimulációval	82
3.5.6.	Az ALLEGRO fűtőelemek numerikus modellezése	83
3.5.7.	A gázhűtésű gyorsreaktorok súlyos baleseti vizsgálatához alkalmas szimulációs modellek fejlesztése	84
3.5.8.	Az ALLEGRO PSA-modelljének kialakítása	84
3.5.9.	A gázhűtésű gyorsreaktor hőkörfolyamatainak stacionárius számítására, optimalizálására alkalmas programrendszer fejlesztése és alkalmazása.....	85
3.5.10.	Magas hőmérsékletű reaktorokhoz kapcsolható alternatív energiahordozó termelés vizsgálata	85
3.5.11.	Zónaszámítások az ALLEGRO kísérleti reaktorra	85
3.5.12.	Az ALLEGRO fűtőelemek minősítésével és specifikálásával kapcsolatos feladatok (<i>Hózer Zoltán</i>)	86
3.5.13.	Az ALLEGRO reaktorvédelmi rendszer koncepcionális tervezése	86
3.5.14.	Diverz biztonságvédelmi rendszer kidolgozása	87
3.5.15.	ALLEGRO terheléskatalógus összeállítása	88
3.5.16.	ALLEGRO radioaktív kibocsátások és azok környezeti hatásainak számítása ...	88
3.6.	Sóolvadék reaktorokhoz kapcsolódó kutatások.....	88
3.6.1.	Sóolvadék reaktorok biztonságának kutatása	88
3.6.2.	Sóolvadék reaktorok izotóptalalkító képességének kutatása	89
3.7.	MOX fűtőelemek használatának feltételei	89
3.7.1.	MOX fűtőelemek használatát lehetővé tevő műszaki intézkedések meghatározása VVER reaktorban.....	89
4.	Kutatási infrastruktúrák fejlesztése	91
4.1.	Anyagtudományi kutatások a Budapesti Kutatóreaktorban	91
4.1.1.	Sugárkárosodási kutatások eszközei	91
4.1.2.	Neutronfizikai módszerek alkalmazása lokális anyagjellemzők mérésére	91
4.1.3.	Magas hőmérsékletű mechanikai vizsgálatok besugárzás alatt.....	92
4.2.	Egyetemi környezetben működő szimulátorközpont létrehozása	92
4.2.1.	A szimulátor kifejlesztése	92
4.2.2.	Súlyos baleseti modul megvalósítása	93
4.2.3.	Személyzet alkalmazása	93
4.2.4.	Az oktatólabor berendezése	93

4.2.5.	A szimulátor kiterjesztése más típusokra és ember-gép kapcsolati kutatásokra..	93
4.2.6.	A BME NTI-nél fejlesztett és használt alapelvi szimulátorpark felújítása és bővítése.....	94
4.2.7.	Általános célú kompakt szimulátor kifejlesztése	94
4.3.	A hazai nukleáris kutatási infrastruktúra középtávú fejlesztési terveinek kidolgozása	95
4.3.1.	A hazai nukleáris kutatási infrastruktúra középtávú fejlesztési terveinek kidolgozása.....	95
5.	Nukleáris kutatóintézetek és oktatóhelyek kapcsolatainak fejlesztése	96
6.	A lakosság tájékoztatása a kutatási eredményekről	98

BEVEZETÉS

A kormány illetékes kabinetje 2009. szeptemberében határozatot hozott az új paksi blokkokkal kapcsolatos kormányzati teendőkről. A határozat egyik pontja a K+F erősítésére vonatkozik. Ennek nyomán az Országos Atomenergia Hivatal Tudományos Tanácsa (OAH TT) felkérésére elkészült a hazai nukleáris program jövőképe 2010-ben. Megalakult a Fenntartható Atomenergia Technológia Platform, amelynek Szakértői Csoportja kidolgozta javaslatát a K+F program feladataira és ütemezésére.

A hazai nukleáris energetikai kutatási programok céljait rövid és középtávon a meglévő paksi blokkok biztonságos üzemeltetésének műszaki-tudományos hátterének biztosítása, illetve az új blokkok létesítésére való felkészülés határozzák meg.

A reaktorbiztonsági kutatások folytatása, a kísérlet-alapú ismeretek bővítése előfeltétele a nukleáris kompetencia hazai megőrzésének. Magyarország nem maradhat ki az európai biztonsági elemzési eszközök továbbfejlesztését és egységesítését célzó erőfeszítésekből; a magyar kutatóknak továbbra is részt kell venniük az európai keretprogramok által részben finanszírozott nukleáris biztonsági projekteken, valamint az OECD Nuclear Energy Agency önfelfinanszírozó projekteiben.

A nemzetközi trendekkel összhangban – és szorosan kapcsolódva a hazai fűtőelem-problémák hosszú távú stratégiájának szakmai megalapozásához – közép és hosszútávon részt kell venni a fűtőelem-ciklus zárásával és az atomerőművek új generációjával kapcsolatos kutatási programokban. A magyar kutatóknak az eddiginél nagyobb mértékben kell foglalkozniuk a fűtőelem-ciklussal kapcsolatos kutatásokkal. Eredményeik nemzetközi felhasználásán túl lényeges a felhalmozott tudás felhasználása a fűtőelem-gazdálkodásra, a kiégett fűtőelemek tárolására és a nagyaktivitású hulladék végleges elhelyezésére vonatkozó hazai döntések előkészítésében.

A negyedik generációs atomerőművekkel kapcsolatos kutatások lehetőséget adnak arra, hogy a fiatalok bekapcsolódjanak a nukleáris kompetencia megőrzésébe és alkotó módon fejlesszék tovább a vonatkozó ismereteket. Ezen túlmenően a magyar vállalkozások hozzájárulása esetenként akár technológiai értelemben jelentős is lehet, különösen a tudás intenzív területeken.

A Stratégiai Kutatási Tervben rögzített feladatok egy részét a Paksi Atomerőmű illetve az Országos Atomenergia Hivatal 2014 óta finanszírozza. 2014-ben a Platform tagjai közül egy öttagú konzorcium (MTA EK, BME NTI, NUBIKI Kft, MTA Atomki, OSSKI) sikeresen pályázott a Nemzeti Kutatási Fejlesztési és Innovációs Hivatalnál és a hosszú távú programok jelentős részére támogatást kaptak a Nemzeti Nukleáris Kutatási Programban.

A fenti események miatt célszerű volt aktualizálni az Stratégiai Kutatási Tervet, figyelembe véve a 2015 folyamán jelentkezett új tagok javaslatait is: Bay Zoltán Alkalmazott Kutatási Kft, Pannon Egyetem, Debreceni Egyetem.

1. REAKTORANYAGOK KUTATÁSA

A reaktoranyagok kutatása terén követendő K+F stratégia az egyes reaktorgenerációk esetében eltérő.

Az atomerőművek jelenlegi generációját közel 50 évvel ezelőtt tervezték, azóta az anyagtudomány és a mérnöki tervezői eszközök jelentős fejlődésen mentek keresztül. Az öregedésre, azon belül is a sugárkárosodásra vonatkozó ismeretek bővülésével lehetségessé vált a tervezett élettartam hosszabbítása. A jelenlegi reaktortípusokban az anyagok öregedését a mérnöki gyakorlat (szerkezetintegritási számítások) megfelelően kezeli, de a következő generációs reaktorok tervezésekor a szerkezetek élettartamát nem lehet egyszerűen levezetni a jelenlegi tapasztalatokból.

A jövőben építendő reaktortípusoknál, amelyek a gazdaságosabb üzemanyag-felhasználás érdekében lényegesen magasabb hőmérsékleten és/vagy hosszabb ideig égetik az üzemanyagot, a megvalósítás ütemét lassítja a megfelelő szerkezeti anyagok hiánya. Az anyagtudomány nagy kihívása az adott alkalmazás számára optimális tulajdonságú szerkezeti anyagok tervezése és előállítása.

1.1. Szerkezeti anyagok öregedése

1.1.1. Reaktortartályok anyagának hosszú idejű öregedése

A reaktortartály anyagának sugárkárosodása fontos szerepet játszik az erőmű maradék élettartamának meghatározásakor. A fontosabb effektusok, amelyek az 50 éves üzemeltetést befolyásolják, ismertek. Az ötvözet alkotói és szennyezői eltérő mértékben járulnak hozzá az öregedéshez. Amíg a réz és foszfor szennyeződések már kis fluenciánál (10^{19} n/cm²), addig a Mn-Ni (esetleg Si és C) szennyeződések jóval nagyobb besugárzásnál okoznak elridegést, és torzíthatják az elridegés-fluencia trendgörbét, és megváltoztatják a hosszútávú élettartam-számítások eredményeit. A hagyományosan alkalmazott szabványos mechanikai vizsgálatok mellett nagy szerephez jutnak a modern anyagtudományi eszközök is, amelyekkel a mikroszerkezet változása finomabb léptékben követhető. A kutatás az erőművek élettartam-számítására vonatkozó tudás- és adatbázis folyamatos frissítését és fejlesztését szolgálja.

Modern anyagtudományi eszközök beszerzése, az eszközpark megújítása szükséges ahhoz, hogy a hosszú idejű öregedésre vonatkozó méréseket el lehessen végezni. Elsősorban univerzális anyagvizsgáló berendezésre (szakító gép) és az ahhoz szükséges kiegészítő eszközöket kell beszerezni.

1.1.1.1. A reaktortartályok anyagainak sugárkárosodása

A reaktortartályok anyagai sugárkárosodásának ismerete fontos szerepet játszik egy erőmű várható vagy maradék élettartamának meghatározásakor. Ma már ismertek azok a fontosabb effektusok, amelyek egy reaktortartály 50 éves üzemeltetésének lehetőségét leginkább meghatározzák. A szerkezeti anyagok komplex ötvözetek, melyek alkotói és szennyezői eltérő mértékben járulnak hozzá annak öregedéséhez. Míg a réz és foszfor szennyeződések már kis fluenciánál (10^{19} n/cm²) jelentősen öregítik a szerkezeti anyagokat, addig a Mn-Ni (esetleg Si és C) szennyeződések jóval nagyobb besugárzásnál okoznak további elridegést, és torzíthatják az eddigi adatok extrapolációjával konstruált elridegés-fluencia trendgörbét, esetleg megváltoztatva ezzel a hosszútávra szóló élettartam-számítások

eredményeit. A hagyományosan alkalmazott szabványos mechanikai vizsgálatok mellett nagy szerephez jutnak a modern anyagtudományi eszközök is, amelyekkel a mikroszerkezet változása finomabb léptékben követhető. Különös figyelmet érdemel a nagyberendezések nyomástartó palástjainak belső felületére hegesztett plattírozás vizsgálata, mert ez az anyag mind összetételében, mind mezo- és mikrostruktúrájában erősen különbözik a ferrit-bainites alapfémektől. A kutatás az erőművek élettartam-számítására vonatkozó tudás- és adatbázis folyamatos frissítését és fejlesztését szolgálja. (Ez a pont továbbra is fontos lenne, összekapcsolva az 1.3.4. pontban vázolt kutatásokkal.)

A munka során a szerkezeti acélok kiindulási szerkezetének feltérképezése során meg kell határozni a szemcseméretet (SEM, TEM, metallográfia), a zárványok méretét és fázisát (SEM, TEM, XRD), a diszlokáció koncentrációkat (TEM&XRD), a diszlokációk eloszlását (TEM), valamint jellemezni kell a kiválások és diszlokációk, kiválások és szemcsehatárok kölcsönhatását (TEM).

A mérési program keretében meg kell állapítani, hogy a hőkezelés, a termomechanikus igénybevétel és a besugárzás milyen hatással van az anyag szerkezetére, milyen változások lépnek fel a kiindulási szerkezethez képest.

1.1.1.2. Az ODS acélok vizsgálata

Az ODS acélokkal a reaktortartály és a belső szerkezetek anyagaként számolnak a jövőben. Ilyen ötvözetből készült néhány mintadarab Magyarországon. Ezek besugárzásával és anyagszerkezeti vizsgálatával elő lehet segíteni a legmegfelelőbb tulajdonságú anyagok a gyártástechnológiájának kialakítását. A vizsgálatokhoz rendelkezésre áll néhány ODS anyagminta, további minták gyártására is képesek a hazai kutatóintézetek.

Az ODS acélok kiindulási szerkezetének feltérképezése során meg kell határozni a szemcseméretet (SEM, TEM, metallográfia), a zárványok méretét és fázisát (SEM, TEM, XRD), a diszlokáció koncentrációkat (TEM&XRD), a diszlokációk eloszlását (TEM), valamint jellemezni kell a kiválások és diszlokációk, kiválások és szemcsehatárok kölcsönhatását (TEM).

A mérési program keretében meg kell állapítani, hogy a plasztikus deformáció, a hőkezelés, a termomechanikus igénybevétel és a besugárzás milyen hatással van az anyag szerkezetére, milyen változások lépnek fel a kiindulási szerkezethez képest.

1.1.2. Betonszerkezetek sugárkárosodása

A reaktorok körüli sugárvédelmi betonszerkezetek az erőműbe beépített többi betonhoz képest erős neutron- és gamma-sugárzásnak, továbbá magasabb hőmérsékletnek vannak kitéve. Ez az extra igénybevétel hosszabb idő alatt a beton mechanikai (szilárdsági) és sugárvédelmi tulajdonságainak esetleges romlását idézheti elő. A Paksi Atomerőmű jelenleg üzemelő blokkjainak üzemidő-hosszabbítása kapcsán gondot jelentett, hogy a reaktor körüli betonszerkezetekből nem lehetett mintát venni, és így csak szakirodalmi adatokra és számítási modellezésre támaszkodva lehetett következtetéseket levonni a betonok sugárállóságára vonatkozóan. Az új blokkok építése során az erőmű betonszerkezetei feltehetőleg hazai alapanyagokból készülnek, ezért célszerű időben felkészülni a megfelelő sugárállóságú betonok receptúráinak kidolgozására és a szóba jöhető betonfélésegekből

készült minták besugárzásos vizsgálatára. Az erre vonatkozó kutatások a betontechnológiával és a sugárkárosodással foglalkozó szakemberek együttműködését igénylik.

Az atomerőművek primerköre körüli betonszerkezetek erős gamma-sugárzásnak, továbbá magasabb hőmérsékletnek vannak kitéve. Ezek közül is kiemelkedik a reaktortartályok körüli sugárvédelmi betonszerkezetek igénybevétele, mert azok az erőműbe beépített többi betontól eltérően erős neutron-, továbbá erős gamma-sugárzásnak, és ugyancsak magasabb hőmérsékletnek vannak kitéve. Az üzemelő blokkokon szerzett tapasztalatok azt mutatják továbbá, hogy a betonszerkezetek bizonyos részei a bebetonozott primerköri rendszereken hosszabb üzemidő után megjelenő szivárgás hatására erős korrózióknak vannak kitéve. Ezek az extra igénybevételek hosszabb idő alatt a beton mechanikai (szilárdsági) és sugárvédelmi tulajdonságainak romlását, azaz a szerkezet anyag öregedését idézik elő. Egy megépített és üzemelő atomerőművi blokk reaktortartálya körüli betonszerkezetei öregedésének vizsgálatára az erőmű üzembeállítása után gyakorlatilag nem kerülhet már sor, mert a szerkezetből nem lehet, vagy aránytalanul körülményes mintát venni.

Az új atomerőművi blokkok építése során az erőmű betonszerkezetei feltehetőleg hazai alapanyagokból készülnek majd. Ennek érdekében fel kell készülni a megfelelő sugárállóságú és kedvező öregedési jellemzőkkel bíró betonok receptúráinak kidolgozására, melynek egyik kulcsa, hogy a szóba jöhető betonféleségekből készült minták megfelelő besugárzásos, hőmérsékleti és korróziós vizsgálatára sor kerüljön. A kutatás végső célja egy olyan –legalább megközelítőleg– optimális betonreceptúra kidolgozása, amely kedvező szilárdsági tulajdonságokkal rendelkezik, azokat az öregedés során nagymértékben megtartja (azaz kedvező öregedési tulajdonságokkal bír), üzem közben kedvező sugárvédelmi jellemzőkkel bír és csak minimális mértékben aktiválódik fel, valamint az ára gazdaságilag is elfogadható.

Eddig elkészült egy részletes mérési program vázlatja, majd a mérések döntő részét kb. 2 éves időkeretben végre kell hajtani.

1.1.3. Elektromos eszközök és kábelek sugárkárosodása

Nukleáris létesítményekben a berendezések kábeleit, illetve az egyéb elektromos eszközök termikus öregedése és sugárkárosodásának ismerete fontos az üzemeltetés számára. Az elektromos eszközök és kábelek vizsgálatához megfelelő besugárzó hely kialakítása szükséges, és a vizsgálati technika adaptálása.

A vizsgálatokkal megszerezhető ismeretek hasznosíthatók a következő generációs nukleáris berendezése építése során. A mérési berendezés létesítésével párhuzamosan mérési programot kell kidolgozni a következő évekre. Meg kell határozni, hogy milyen kábeleket, milyen körülmények között kell vizsgálni. Meg kell kezdeni a mintadarabok besugárzását, majd a besugárzott mintákkal mechanikai tesztekkel kell végezni és bennük végbement változásokat anyagszerkezeti vizsgálatokkal kell követni.

1.1.4. Magas hőmérsékletű oxidáció vizsgálata szuperkritikus vízhűtésű reaktor anyagain

A szuperkritikus nyomáson működő reaktor hűtőközege víz, amely igen erős oxidálószer magas hőmérsékleten. A kutatások célja az új fejlesztésű burkolatanyagok, illetve bevonatok vizsgálata magas hőmérsékletű oxidációval, és az élettartam becslése.

A feladat végrehajtása befejeződött.

1.1.5. Nukleáris létesítményekben alkalmazott anyagok sugárkárosodásának műszeres vizsgálata, a folyamatok szimulációja és modellezése

A nukleáris létesítmények intenzív sugárzási környezeteinek kitett elektronikai-fotonikai berendezések és rendszerek megbízhatóságát és élettartamát jelentős mértékben azok az atomkilökődéssel járó sugárkárosodási folyamatok határozzák meg, melyek az alkatrészek szigetelő és félvezető struktúráinak anyagszerkezeti elváltozásaihoz vezetnek. A 2000 -es évek elejétől új típusú szilícium és szilíciumdioxid alapanyagok, CVD gyémántok és legújabban nanoszerkezetek fejlesztése folyik. Egyes új anyagszerkezeti struktúrák ellenállóbbak az atomkilökődések okozta sugárkárosodással szemben, mint a korábbi berendezésekben alkalmazott anyagok.

A kutatás célja az új típusú anyagok és a felhasználásukkal készített szenzorok, detektorok, alkatrészek jellemző paramétereinek mérése a dózis függvényében gyorsneutronokkal végzendő besugárzások során. Az atomkilökődési kaszkádok modellezése klasszikus molekuladinamikai szimulációkkal történik. Megtörténik az ATOMKI ciklotronjára alapozott berillium céltárgyas nagyintenzitású gyorsneutronforrás és radiometriai mérőrendszerének korszerűsítése is.

A kutatás során fontos információk nyerhetők az új generációs és a jelenleg üzemelő nukleáris létesítményekben történő alkalmazási lehetőségekre vonatkozóan.

A 2010-es évek közepére több gyártó is kifejlesztett nagy tiltott sáv szélességű SiC, gyémánt valamint CVD gyémánt anyagokra alapozott elektronikai-fotonikai eszközöket. Az eszközök nagy sugárzásállósága lehetőségeket kínál a nukleáris létesítmények sugárzási környezeteiben történő alkalmazásokra is. A potenciális alkalmazások (pl. spektrométerek, képalkotásra alkalmas eszközök megvalósítása, stb.) szempontjából különösen érdekes eszközök:

- szcintillátor + SiPM pixel mátrix szenzor kombinációk, melyek a fotoelektron sokszorozót tartalmazó eszközökkel ellentétben erős mágneses mezőkben is jól alkalmazhatók,
- gamma-, Röntgen-, UV- és látható fotonok, alfa-részecskék, neutronok detektálására alkalmas eszközök és pixel detektor mátrixok.

Ugyanakkor ma még kevés információ áll rendelkezésre az eszközök sugárkárosodása miatti öregedésre vonatkozóan, melyekért az ionizációs hatások (Total Ionization Dose effects, TID effects) valamint az atomkilökődéssel járó sugárkárosodási folyamatok egyaránt felelősek.

A tervezett kutatások a képalkotási funkciókra továbbá a neutronspektrometriai célokra alkalmazható eszközök sugárkárosodás okozta öregedési folyamatainak tanulmányozását célozzák meg. A sugárkárosodás okozta folyamatok kísérleti úton történő modellezése és műszeres vizsgálata ⁶⁰Co gamma fotonokkal és neutronokkal végzendő besugárzási tesztek során történik. Klasszikus molekuladinamikai (MD) számítógépes szimulációk is történnek az atomkilökődési kaszkádokra vonatkozóan.

A kutatások eredményei információt adnak arra, hogy a vizsgált elektronikai-fotonikai eszközök milyen feltételek mellett alkalmazhatóak a jelenleg üzemelő és az új generációs

nukleáris létesítményekben (pl. fúziós reaktorok környezete, nagy aktivitású radioaktív hulladékok tárolására szolgáló létesítmények, nagyintenzitású részecskegyorsítókra alapozott nukleáris energetikai rendszerek: spallációs neutronforrások, transzmutációs célú kísérletek, gyorsítóra alapozott anyagtudományi kutató berendezések).

1.1.6. Gőzfejlesztő csövek korróziós állapotfelmérése

A társadalom és az üzemeltetők közös érdeke, hogy a paksi atomerőmű a lehető leghosszabb ideig, az elérhető legnagyobb teljesítménnyel működjön. A rendszer biztonságos működése szempontjából a fenti projektek műszaki kulcskérdése az erőmű fő berendezéseinek - köztük a gőzfejlesztők - öregedéskezelése. Mivel a VVER 440/213 típusú reaktorblokkok beépítése során a gőzfejlesztők cseréjével nem számoltak, egyetlen gőzfejlesztő meghibásodása vagy esetleg cseréje is jelentős termelés kiesést, illetve extrém nagy építési és beruházási költséget jelentene, ugyanakkor a gőzfejlesztők ausztenites acél hőátadó csöveinek korróziós és kontaminációs állapotáról csekély információ áll rendelkezésre.

A 2000-2008. időszakban négy hazai intézet együttműködésében, a Pannon Egyetem Radiokémiai és Radioökológiai Intézetének (PE RRI) témavezetésével mintavételezésen és a csőfelületek ex-situ elemzésén alapuló tematikus korróziós vizsgálatok történtek a PA Zrt. 4 reaktorblokkjának különböző gőzfejlesztőjéből származó 45 db hőátadó acélcső mintán. Ennek keretében elektrokémiai (voltametria) és felületvizsgálati módszereket (SEM-EDX, XRD, CEMS, XPS) alkalmazva elvégeztük a csőminták felületi tulajdonságainak (passzivitás, kémiai összetétel, struktúra, morfológia) összehasonlító elemzését.

A nagyszámú mérési eredmény indokoltá tette egy elektronikus adatbázis létrehozását, ami a mérési eredmények megjelenítésén túl azok rendszerezését, szűrését, összehasonlítását is lehetővé teszi. Az adatbázis jól használható a korrózió mértékét befolyásoló fontosabb folyamatok feltárásában, az esetleges tendenciák előrejelzésében. Újabb minták elemzésével lehetőség nyílna a csövek aktuális állapotának felmérésére, és hosszabb távú tendenciák felderítésére is.

1.2. Fűtőelemanyagok kutatása

1.2.1. Fűtőelemanyagok paramétereinek kísérleti meghatározása

A fűtőelemek viselkedéséről elsősorban az erőművekben kiégetett, illetve a kutatóreaktorokban besugárzott fűtőelemek vizsgálata adja a legfontosabb információkat. Mivel ilyen vizsgálatokra Magyarországon nincs lehetőség, aktívan részt kell venni a nemzetközi fűtőelemes együttműködésekben.

- Ezek közül a legfontosabb a Halden Reactor Project, ahol VVER fűtőelemekkel is végeznek méréseket és ahol rendszeresen fogadnak magyar vendégkutatókat is. A haldeni mérések előkészítésében, a végrehajtott kísérletek kiértékelésében való részvétel megalapozza a mért adatok felhasználását kódvalidációs célokra.
- Az orosz együttműködések keretében hozzá lehet jutni azokhoz az erőművi VVER fűtőelemekkel végzett mérésekhez, amelyek alapján értékelni lehet az újabb fejlesztéseket, nagyobb kiégéseket, vagy hosszabb használati idő hatását.
- A kazetták tárolása során fellépő hűtőközegvesztéses üzemzavarokról a Sandia Fuel Project keretében végzett/végzendő mérésekből származtathatóak a jelenleginél részletesebb információk. A projekt 2013-ban befejeződött:

- [1] Anna Pintér Csordás, Márta Horváth, Zoltán Hózer, Péter Hargittai: Microstructural results of selected PWR fuel samples from the Sandia spent fuel pool accident experiment, ek-frl-2013-124/01/01
- Az OECD SCIP III projekt keretében vizsgálják a kiégett fűtőelemek viselkedését üzemzavari körülmények között. A mérések feldolgozásával olyan információkhoz jutunk hozzá, amelyekkel a jelenlegi numerikus modellek továbbfejleszthetők újabb jelenségek leírására. A projekt első éve lezárult:

[2] Slonszki Emese, Hózer Zoltán: Összefoglaló a SCIP és SCIP II eredményekről és a SCIP III tervekről, EK-FRL-2014-962-01/01

[3] Slonszki Emese: A SCIP III projekt első fragmentációs LOCA kísérletei és a „mandrel” mérési technika jellemzői, MTA EK-FRL-2015-962-1-1-M0

1.2.1.1. Kisléptékű mérések cirkónium burkolatokkal

A külföldi méréseket érdemes hazai kísérletekkel kiegészíteni, amelyekben az orosz fűtőelemgyárból származó E110 és E110G ötvözeteket használjuk. Az utóbbi években nagyon sok mérésre került:

- Az új E110G burkolat jellemző anyagtulajdonságainak mérése szobahőmérsékleten és az üzemi hőmérséklet közelében, besugárzásos mérések a kutatóreaktorban. A besugárzásos mérések 2014-ben megkezdődtek, besugárzatlan mintákkal egy három éves mérési program valósult meg:

[4] Kovács Attila, Horváth Lászlóné, Szenthe Ildikó: I. Fázisjelentés. Besugárzott E110 minták kísérleti hőkezelése, EK-FRL-2014-725-01/01

[5] Király Márton, Antók Dániel Mihály, Horváth Lászlóné, Hózer Zoltán, Nagy Imre, Novotny Tamás, Perezné Feró Erzsébet: Az E110G fűtőelem-burkolat mechanikai tulajdonságainak vizsgálata, EK-FRL-2013-718-01/01

[6] Király Márton, Horváth Lászlóné, Hózer Zoltán, Nagy Richárd, Nagy Imre, Novotny Tamás, Perezné Feró Erzsébet, Uri Gábor, Vér Nóra: Az E110G fűtőelem-burkolat szakítószilárdságának és kúszásának vizsgálata, EK-FRL-2014-718-01/01

[7] Király Márton, Nagy Richárd, Hózer Zoltán, Fábrián Margit, Szende Lukács, Hufkó Károly, Bary Eszter: Az E110G fűtőelem-burkolat üzemi és magas hőmérsékletű kúszásának vizsgálata, MTA EK-FRL-2015-718-1-1-M0
- Az E110G ötvözet magas hőmérsékletű viselkedése LOCA körülmények között, a normál üzemelésre jellemző előzetes oxidáció és hidridizáció hatásának értékelése. A szekunder hidridizáció hatásának vizsgálata. Számos mérésre került sor az elmúlt években:

[8] Perezné Feró Erzsébet, Novotny Tamás: Az E110G jelű burkolat magas hőmérsékletű vízgőzös oxidációja, AEKI-FL-2010-744-01/02

[9] Horváth Lászlóné, Hózer Zoltán, Kraczk Gergely, Novotny Tamás, Perezné Feró Erzsébet: Az oxidált E110G burkolat mechanikai vizsgálata, AEKI-FL-2011-744-01/02

[10] Horváth Lászlóné, Vimi András, Hózer Zoltán: Felfűvódott, oxidált, hidridizált E110 és E110G minták mechanikai vizsgálata, EK-FRL-2013-759-01/03

[11] Pintérné Csordás Anna: Haldeni IFA-650 kísérletekben vizsgált VVER és PWR fűtőelemek összehasonlítása optikai és elektronmikroszkópos felvételek kvantitatív értékelése alapján, EK-FRL-2012-759-01/03

[12] Hózer Zoltán, Novotny Tamás, Perezné Feró Erzsébet, Horváth Lászlóné, Pintérné Csordás Anna: Kiegészítő mérések az E110G burkolat elridegedésének vizsgálatához EK-FRL-2012-759-01/04

- Zr burkolatok viselkedése ATWS folyamatokban, a magas nyomáson létrejövő oxidáció vizsgálata.
- Az E110G burkolat viselkedése a tárolási üzemzavarra jellemző levegős oxidációban, magas hőmérsékletű kísérletekben. Kisléptékű mérések megvalósultak:
 - [13] Perezné Feró Erzsébet, Novotny Tamás, Horváth Lászlóné, Vér Nóra, Pintérné Csordás Tóth Anna: E110G cirkónium ötvözet magas hőmérsékletű oxidációja levegőbetöréssel járó atomerőművi üzemzavarok esetén, EK-FRL-2014-283-01/01
 - [14] Perezné Feró Erzsébet, Novotny Tamás, Horváth Lászlóné: Vízgőzös előoxidáció hatása az E110G cirkónium ötvözet – levegőbetöréssel járó atomerőművi balesetek esetén bekövetkező – magas hőmérsékletű oxidációjára, EK-FRL-2015-271-01/01

Ezek folytatásaként „mandrel” méréseket kellene elvégezni a Zr burkolatok viselkedésének vizsgálatára RIA körülmények között és gyors felterhelések során. Értékelni kell az előzetes oxidáció és hidridizáció hatását. Az elvégzett mandrel méréseket ki kell értékelni és össze kell vetni külföldi mérésekkel és kutatóreaktorokban végzett rámpa tesztekkel. Az adatok feldolgozásához fel kell használni a háromdimenziós numerikus modellt.

Az új E110G burkolat mechanikai tulajdonságainak mérési eredményeit a jelenleg használt numerikus modellek ellenőrzéséhez és a mezomechanikai modellezéshez kell felhasználni.

1.2.1.2. Kísérletek a fűtőelemmodellek továbbfejlesztéséhez

A fűtőelemek LOCA folyamat során történő felhasadására eddig is számos kísérletre került sor magas hőmérsékletű kemencékben. Közvetlenül a felhasadás előtt a burkolat deformációja hirtelen megszalad, amit a számítógépes modellek is nehezen tudnak követni. A korábbi mérésekben a felhasadás zárt kemencében történt, így a felfúvódás sebességéről nincs megbízható információ. Az új méréseket olyan kemencében kell végrehajtani, ahol megfigyelhető és videofelvétellel rögzíthető a fűtőelemburkolat pillanatnyi állapota a magas hőmérsékletű felhasadás során.

A burkolat normál üzemi kúszásának megismerésére több mérési sorozatra is sor került eddig. Ezek a mérések vagy kéttengelyű, vagy axiális terheléssel készültek. A modellek fejlesztéséhez szükség van radiális kúszás mérésekre is. Az E110 és E110G csövekből készített mintákkal az üzemi hőmérséklet felett több mérést is végre kell hajtani.

1.2.1.3. Integrális kísérletek E110 és E110G ötvözzel üzemzavari és baleseti körülmények között

A LOCA folyamatok integrális vizsgálatára hét rúdból álló, elektromosan fűtött kötegekkel kell méréseket végrehajtani az erre a célra előkészített CODEX berendezésen. A kötegekben egyidőben kell vizsgálni az E110 és az E110G burkolat viselkedését.

Az első mérésben az erőmű tervezési 200%-os LOCA tranziensét kellett szimulálni, a biztonsági elemzésekben kapott hőmérséklet történetek alapján. A kísérlet után meg kellett vizsgálni a köteg állapotát.

- [15] Nagy Imre, Kunstár Mihály, Hózer Zoltán, Vér Nóra, Trosztel István: 200%-os LOCA tranziens kísérleti szimulációja a CODEX berendezésen MTA EK-FRL-2015-701-1-1-M1

A második mérésben nyitott reaktoros leállási LOCA üzemzavart kell szimulálni, ugyancsak az erőműre számított forgatókönyvnek megfelelően. Amennyiben az első mérésben épek maradtak a fűtőelemek és fel sem fűvódta, akkor a második mérésben fel lehet őket használni. A kísérlet után meg kell vizsgálni a köteg állapotát, mechanikai teherbíró képességét, a burkolat oxidációjának és hidrogénfelvételének mértékét.

Egy tervezési alapon túli 200%-os LOCA forgatókönyv alapján kell végrehajtani a harmadik kísérletet. Ehhez egyértelműen új köteg szükséges. A forgatókönyvet úgy kell kiválasztani, hogy a burkolat felfűvódása és felhasadása után hosszú idejű vízgőzös oxidáció lépjen fel és megfigyelhető legyen a szekunder hidridizációs folyamat is. A köteg részletes vizsgálata ebben az esetben is szükséges.

A pihentető medence hűtőközegvesztéses üzemzavarának szimulációját úgy kell végrehajtani, hogy a lassú felmegeedés hosszú idejű, vízgőz+levegő atmoszférában történő oxidációval járjon. A vízgőz+levegő atmoszférában történő oxidáció kinetikájának vizsgálatához előzetesen, kisléptékű méréseket kell végrehajtani. A kötegmérést követően anyagszerkezeti vizsgálatokat kell végezni a fűtőelemeken.

1.2.2. Új típusú fűtőelemek bevezetésének megalapozását szolgáló kísérletek

Új típusú üzemanyag (tabletta, burkolat, fűtőelemplaca, vagy kazetta szerkezeti elemek) bevezetése előtt külföldi mérések, a fűtőelemszállító adatai, esetleg saját mérések alapján értékelni kell annak használhatóságát, megbízhatóságát normál üzemi és üzemzavari körülmények között. A vonatkozó vizsgálatokat érdemes megkezdeni az üzemanyag fejlesztésének korai fázisában. Pl. az orosz fűtőelemgyártó már felvetette a lyuk nélküli tabletták bevezetését. Ezeket a lehetőségeket meg kellene vizsgálni ahhoz, hogy érdemben lehessen tárgyalni esetleges paksi bevezetésükről. A tömör tabletták értékelése megkezdődött.

[16] Slonszki Emese, Nagy Attila: A tömör és lyukas üzemanyag-tabletták használatának összehasonlítása, MTA EK-FRL-2015-292-1-1-M1

1.2.2.1. Az új paksi blokkok üzemanyaga

Az új paksi blokkok építésének előkészítéseként részletes ismeretekre lesz szükség az ott használandó üzemanyagról. A hagyományos UO_2 mellett az új reaktorokban esetleg számolni kell a MOX és az oroszok által fejlesztett REMIX üzemanyag használatával is. Az új blokkokban a fűtőelemek nagyobb terhelésnek lesznek kitéve mint a jelenleg üzemelő VVER-440 reaktorokban. A biztonságos üzemeltetéshez ezen a területen is hazai szakértelemre lesz szükség, amelyet az adott üzemanyagra vonatkozó mérések, vizsgálatok értékelésével, azokat kiegészítő hazai mérésekkel, valamint a modellezési apparátus kialakításával lehet létrehozni.

A balesetálló fűtőelemek kifejlesztése több országban napirenden van. Érdemes követni ezeket a fejlesztéseket, mert ha hosszabb távon elképzelhető, hogy bevezetésre kerülnek vízhűtésű reaktorokban is.

A VVER-1200 reaktorok indulása után, egy-két éven belül valószínűleg megismerhetőek lesznek az új blokkok üzemanyagának használata során szerzett első tapasztalatok. Ezek alapján fel lehet készülni arra, hogy milyen problémákkal kell majd szembe nézni, amikor az új paksi blokkok elindulnak.

Az új blokkokon lehetőség lesz a kiégett kazetták vizsgálatára. Ilyen jellegű vizsgálatok jelenleg is folynak számos erőműben. A hazai szakembereknek fel kell készülniük arra, hogy a külföldön alkalmazott módszereket megismerjék és így aktívan részt tudjanak venni az új paksi blokkokon alkalmazásra kerülő berendezések kiválasztásában, és annak meghatározásában hogy mit kell tudni mérni ezekkel az eszközökkel, esetleg milyen műveletek kell tudni végrehajtani a kazettákkal.

1.2.3. Nagy deformációs számítási modellek kidolgozása

A napjainkban általánosan alkalmazott fűtőelem kódok a fűtőelem egyszerűsített geometriájú (tengelyszimmetrikus, axiális irányban homogén viselkedést feltételező) modelljét használják, melynek deformációját a kis alakváltozások elméletével modellezik. Ezek a modellek jól alkalmazhatók a fűtőelemekben üzem közben fellépő, alapvetően a makroszkopikus hosszskálán fellépő folyamatok modellezésére. Ezzel szemben csak a fűtőelem három dimenziós kiterjedését figyelembe vevő, az anyag nagy lokális deformációját is leírni képes, részletes modellekkel követhetők az olyan jelenségek, amelyek lokalizációval járnak, mint pl. a szerkezet nem tökéletes geometriai kialakulásából, esetleg a peremfeltételek hirtelen fellépő, erős aszimmetriájából eredő viselkedés. A kidolgozandó modelleknek nagyjából a fűtőelem burkolatra kell vonatkozniuk. A fejlesztés eredményeként előállítandó modellrendszer lehetőséget teremt arra, hogy a fűtőelemekben a különböző üzemi és üzemzavari szituációkban esetleg várható, eddig számításokkal nem követhető eloszlásokat, eloszlás-változásokat numerikus eljárásokkal lehessen becsülni.

1.2.4. Szerkezeti anyagok termomechanikai viselkedésének multidiszciplináris leírása

Az utóbbi 50 évben a legkülönbözőbb elméleti alapokon és irányban végzett elméleti kutatások az anyagmodellek (konstitutív modellek) sokaságát dolgozták ki. Ma a konstitutív egyenletek számos helyen centrális szerepet játszanak a gyártási folyamatokat, valamint az ipari berendezések viselkedését, továbbá az extrém körülményeket, üzemzavarokat szimuláló számításokban. A reaktorok szerkezeti anyagainak, valamint a fűtőelemek anyagainak leírására alkalmazott modellek eddig szinte teljesen makroszkopikus szintű mechanikai anyagmodelleket tartalmaztak, ami azt jelenti, hogy csak a mechanikai kölcsönhatásokat, vagy más kölcsönhatások mechanikai vetületét veszik figyelembe; ezen túlmenően lokálisak, azaz csak az anyagi pontok közvetlen szomszédai közötti kölcsönhatásokat veszik figyelembe. Mivel a számítások eredményeit a felhasznált konstitutív modellek alapvetően befolyásolják, egyre nagyobb az igény a teljesebb és komplexebb anyagmodellek iránt. Az utóbbi időben kezdenek feltűnni a szakirodalomban olyan anyagmodellek, amelyek már lehetővé teszik, hogy a szerkezeti anyagok viselkedésének modellezésébe több olyan hatást is bevonjanak, amelyek eddig más fizikai diszciplína 'érdeklődési területébe' tartoztak. Az ilyen, több effektust (a mechanikai és a termikus szabadságfokokon túlmenően pl. az anyag szennyezőinek eloszlását) jobban követő, magasabb rendű modellektől várható a szerkezeti anyagok eddig kellően meg nem értett olyan viselkedésének tisztázását, mint pl. a repedezés, a töredezés, amelyek az anyagban extrém terhelések hatására megjelennek, de amelyek leírására a szilárd testek mechanikájának eddig általánosan használt eszközei nem elégségesek. Ismert tény, hogy az anyagok tulajdonságait mikro- és mezoszerkezetük is alapvetően befolyásolja, melyeket a klasszikus elméletek nem képesek adekvát módon kezelni. A mikro- és a mezoszerkezet hatásait csak magasabb rendű elméletekkel lehet figyelembe venni, amelyek az alkalmazott közelítéstől függő mértékben nemlokális elméletek. A nemlokális elméletek előnye, hogy használatukkal elkerülhetők bizonyos, a

lokális elméletekben fellépő szingularitások, ami az alkalmazásokban lényegesen stabilabb numerikus eljárások konstrukcióját teszi lehetővé. Ugyanakkor nem egyszerű kérdés a több hatást is figyelembe vevő magasabb rendű közelítések összeegyeztetése. A kutatás célja szerkezeti anyagok termomechanikai viselkedésének multidiszciplináris megközelítés alapján levezetett anyagmodellekkel történő leírása, és a modellek alkalmazásának előkészítése.

1.2.5. Perspektivikus fűtőelem-anyagok vizsgálata

A 4. generációs reaktorok megvalósításához új fűtőelem-anyagokra lesz szükség. Ezek kifejlesztése megkezdődött, de számos olyan kérdés van, amelyek megválaszolása a gyártástechnológiai fejlesztéseken túl előzetes, kísérletes kutatásokat igényel.

A SiC burkolattal a gyorsreaktorok fűtőelemek burkolataként is felmerült, de elképzelhető alkalmazása a jelenleg működő vízű reaktorokban az ún. balesetálló fűtőelemeknél. Vannak olyan hazai intézmények, amelyek képesek mintadarabok előállítására, velük együttműködve kell egy olyan mérési programot kialakítani, amelyben a kutatóreaktoros besugárzás és különböző mechanikai és anyagszerkezeti vizsgálatok is szerepelnek.

A gyorsreaktoros MOX üzemanyagot eddig nátriumhűtésű reaktorokban használták. Az ALLEGRO reaktorban történő alkalmazhatóság igazolásához meg kell vizsgálni, hogy a hélium atmoszféra okozhat-e elridegést ennél az anyagnál.

1.3. Szerkezeti integritást elemző eszközök fejlesztése

1.3.1. Nemlineáris anyagviselkedés figyelembevétele az elemzésekben

A nemlineáris anyagviselkedés figyelembevétele akkor történhet meg az elemzésekben, ha a megfelelő paramétereket mérésekkel meghatároztuk (1.3.1.1. feladat). Ezt követően, a számítási modell kiegészítése után kerülhet sor a hideg túlnyomásvédelmi rendszer újraértékelésére (1.3.1.2. feladat).

A szerkezetintegritási vizsgálatok ma világszerte a lineárisan rugalmas, vagy legfeljebb az infinitezimális képlékeny deformációkat figyelembe vevő nemlineáris (rugalmas-képlékeny) törésmechanikai számításokkal készülnek. Ezek a számítások a szerkezetek biztonságának konzervatív megállapítását tűzik ki célul. Ám a valódi szerkezeti anyagok a gyártás és az üzemelés (szilárdsági nyomáspróba) viszonyai között időnként a rugalmas-képlékeny tartományba eső terhelést kaptak, és egy feltételezett üzemzavar során ugyancsak képlékenységet okozó terhelés kapnának, ami jelentősen változtathatja meg az anyag állapotát a lineáris elmélet által előre jelzett állapothoz képest, amelynek következtében az is előfordulhat, hogy egy határon túl az egyszerűsített számítás eredménye nem konzervatív. A kutatás célja, hogy a szerkezeti anyagok reális, nemlineáris (képlékeny vagy viszkózus-képlékeny) viselkedését is figyelembe vevő modelleken végzett megalapozó elemzésekkel megállapítsa az egyszerűsített modellek biztonságos alkalmazásának határait, és kidolgozza a sokkal nagyobb tartományban érvényes rugalmas-képlékeny törésmechanikai számítások módszertanát.

1.3.1.1. Nemlineáris anyagviselkedési paraméterek mérése

A rugalmas-képlékeny számítások számára szükség van olyan paraméterek mérésel történő meghatározására, amelyek a jelenlegi szabványos mérések keretein messze túlmennek. A kutatás célja a rugalmas-képlékeny módszertan eredményes alkalmazásához szükséges mérési eljárások kidolgozása, valamint a mérések végrehajtása.

1.3.1.2. A hideg túlnyomásvédelmi rendszer újraértékelése

A rugalmas-képlékeny számítások egyik közvetlen alkalmazása a hideg túlnyomásvédelmi rendszer újraértékelése. Jelenleg e rendszert lineáris törésmechanikai modellen végzett számítások alapján leszarmaztatott megengedhető nyomás – hőmérséklet összefüggéssel (p - T görbe) vezérlik. A számítások alapját mérnöki megfontolásokból levezetett szabályok képezik. Ezek a szabályok a védelmi értékek konzervatív megállapítását tűzik ki célul, ám a valódi szerkezeti anyagok a gyártás és az üzemelés viszonyai között időnként a lineáris tartományon kívül eső terhelést kaptak, ami jelentősen változtathatta meg az anyag állapotát a lineáris elmélet által várt állapothoz képest. A kutatás célja, hogy a szerkezeti anyagok reális nemlineáris (képlékeny vagy viszkózus-képlékeny) viselkedését is figyelembe vevő modelleken végzett megalapozó elemzésekkel megállapítsa az egyszerűsített modellek biztonságos alkalmazásának határait, és ha szükséges, javaslatokat tegyen egy konzisztens, egyszerűsített mérnöki szabályrendszerre.

[17] Fekete Tamás, Tatár Levente, Tóth Péter: Az 1-4. blokki fővízköri p - T görbék elemzésére vonatkozó eljárások megalapozása, az FKSZ lendkerekek szilárdsági és élettartam elemzése, I-1. rész: A p - T görbék elemzésére vonatkozó eljárások megalapozása, MTA EK-FRL-2011-711-01I-M3

[18] Fekete Tamás, Antók Dániel, Tóth Péter: Az 1-4. blokki fővízköri p - T görbék elemzésére vonatkozó eljárások megalapozása, az FKSZ lendkerekek szilárdsági és élettartam elemzése, I-2. rész: A p - T görbék elemzésére vonatkozó eljárások megalapozása A reaktortartály anyagjellemzőinek, a plattírozás egyensúlyi hőmérsékletének és képlékeny viselkedésének hatása a p - T görbék tulajdonságaira, MTA EK-FRL-2011-711-02I-M3

[19] Fekete Tamás, Antók Dániel, Tóth Péter: Az 1-4. blokki fővízköri p - T görbék elemzésére vonatkozó eljárások megalapozása, az FKSZ lendkerekek szilárdsági és élettartam elemzése, I-3. rész: A p - T görbék elemzésére vonatkozó eljárások megalapozása, Vizsgálatok a plattírozás egyensúlyi hőmérsékletének és képlékeny viselkedésének a p - T görbék tulajdonságait befolyásoló hatására a plattírozás 'best estimate' folyásgörbéinek ismeretében MTA EK-FRL-2011-711-03I-M1

1.3.1.3. Nagy deformációs törésmechanikai számítási modellek kidolgozása

Napjainkban a szerkezetintegritási elemzések törésmechanikai számításait a kis alakváltozások elméletével készítik. Ennek fő oka az, hogy a mai szabványos számítási, és az azokat támogató szabványos mérés-kiértékelési módszerek a kis alakváltozások elméletére épülnek. Ezek a modellek jól alkalmazhatók a nagyberendezések ridegtöréssel szembeni biztonságának szabvány szerinti megítélésére, ám a szabványosnál finomabb elemzési eljárások általánosabb bevezethetősége érdekében szükség van a nagy alakváltozások elméletén alapuló leírásra. Fizikailag arról van szó, hogy a nemlineáris elmélet mélyebb bepillantást enged a repedésűcs körüli helyi alakváltozások és az anyagi viselkedés részleteibe, ami a rendszer megértése szempontjából lényeges információkat hordoz, akkor is, ha egyébként globális hossz-skálán az átlagos alakváltozást igen kis mértékűnek becsülik. Az, hogy az elemzésekben az alakváltozási modellt hogyan kell használni, az anyag tönkremeneteli mechanizmusaira vonatkozó modellek/ismeretek teszik egyértelművé. A

kidolgozandó modelleknek a nagyberendezésekre kell vonatkozniuk. A fejlesztés eredményeként olyan modellrendszert vagy modellrendszereket kell létrehozni, amelyek a mérések, és a berendezések modelljeit koherens rendszerben tartalmazzák. Minderre azért van szükség, mert törésmechanikai elemzések során ma még sok esetben előfordul, hogy a mérések kiértékelésével meghatározott anyagjellemzők más alakváltozási modell alkalmazásával készülnek, mint amire a szerkezetintegritási elemzések során szükség lenne.

1.3.1.4. Az anyagi viselkedés általánosabb modelljeinek alkalmazása az elemzésekben

A szerkezetintegritási vizsgálatok ma világszerte a lineárisan rugalmas, vagy legfeljebb az infinitezimális képlékeny deformációkat figyelembe vevő nemlineáris (rugalmas-képlékeny) törésmechanikai számításokkal készülnek. Ezek a számítások a szerkezetek biztonságának konzervatív megállapítását tűzik ki célul. Ám a valódi szerkezeti anyagok a gyártás és az üzemelés (szilárdsági nyomáspróba) viszonyai között időnként a rugalmas-képlékeny, vagy rugalmas-viszkózus-képlékeny anyagi választ okozó terhelést kaptak, és egy feltételezett üzemzavar, vagy súlyos baleset során ugyancsak ilyen terhelés kapnának, ami jelentősen változtathatja meg az anyag állapotát a lineáris elmélet által előre jelzett állapothoz képest. A fentiek következtében az is előfordulhat, hogy egy határon túl az egyszerűsített anyagi viselkedést feltételező számítások eredménye nem lesz konzervatív. A kutatás célja, hogy a szerkezeti anyagok reális (képlékeny vagy rugalmas-viszkózus-képlékeny) viselkedését is figyelembe vevő modelleken végzett megalapozó elemzésekkel megállapítsa az egyszerűsített modellek biztonságos alkalmazásának határait, és kidolgozza a nagyobb tartományban érvényes törésmechanikai számítások módszertanát.

1.3.2. Az anyagtulajdonságok kézikönyvének kidolgozása

A feladat a szilárdsági és élettartam számításoknál felhasznált anyagjellemzők összegyűjtése kézikönyv formában az üzemeltető és a hatóság számára a romlási folyamat egyértelműen követésére és prognosztizálására. A következő három adatforrás felhasználásával kell elkészíteni a kézikönyvet: szabványok, szabályzatok előírásai, megbízható laboratóriumi mérések és irodalmi adatok.

1.3.3. Komplex anyagmodellek kifejlesztése

A szerkezetintegritási vizsgálatok ma világszerte legtöbbször lineárisan rugalmas, vagy legfeljebb rugalmas-képlékeny szilárdsági és törésmechanikai számításokkal készülnek. A rugalmas-képlékeny viselkedést leíró modellek a legrégebben ismert és viszonylag egyszerű anyagmodellek közé tartoznak. Az utóbbi 50 évben a legkülönbözőbb elméleti alapokon és irányban végzett elméleti kutatások az anyagmodellek (konstitutív modellek) sokaságát dolgozták ki. Ma a konstitutív egyenletek centrális szerepet játszanak a gyártási folyamatokat, valamint az ipari berendezések viselkedését szimuláló számításokban. Mivel a számítások eredményeit a felhasznált konstitutív modellek alapvetően befolyásolják, egyre nagyobb az igény a teljesebb és komplexebb anyagmodellek iránt. A mai anyagmodellek (vagy más szóval konstitutív modellek) döntő többsége mechanisztikus (csak a mechanikai kölcsönhatásokat, vagy más kölcsönhatások mechanikai vetületét veszi figyelembe), valamint lokális (azaz csak az anyagi pontok közvetlen szomszédai közötti kölcsönhatásokat veszi figyelembe), még akkor is, ha levezetésük során tekintettel voltak a termodinamika főtételeire. Ugyanakkor ismert tény, hogy az anyagok tulajdonságait mikro- és mezoszerkezetük alapvetően befolyásolja, melyeket a fenti, klasszikus elméletek nem képesek adekvát módon kezelni. A mikro- és a mezoszerkezet figyelembevételét csak magasabb rendű

elméletekkel lehet figyelembe venni, amelyek az alkalmazott közelítéstől függő mértékben nemlokális elméletek. Az ilyen nemlokális elméletek előnye, hogy használatukkal elkerülhetők bizonyos, a lokális elméletekben fellépő szingularitások, ami az alkalmazásokban lényegesen stabilabb numerikus eljárások konstrukcióját teszi lehetővé. Ugyanakkor nem egyszerű kérdés a magasabb rendű közelítések és a termodinamika alapelveinek összeegyeztetése. A kutatás célja a fejlettebb anyagmodellek termodinamikailag konzisztens, magasabb rendű elméleti eszközökkel történő levezetése és azok alkalmazásra való előkészítése. (Aktuális marad a jelenlegi VKSZ projekt után is, mert abban a keretben minden fejlesztés nem végezhető el.)

Az előbb vázolt, fejlettebb anyagmodellek szükségszerűen tartalmaznak olyan paramétereket, amelyek a modellek alkalmazásához szükségesek, de a klasszikus anyagvizsgálati módszerek ilyen paraméterek vizsgálatára nem alkalmasak. A kutatások egyik célja olyan kísérletek kidolgozása, amelyek alkalmasak a fejlettebb elméleti modellekben megjelenő új paraméterek meghatározására.

A kutatások másik célja számítások kidolgozása egy ipari modellre, amelyek alkalmasak a fejlettebb és a klasszikus elméleti modelleken alapuló előrejelzések összehasonlítására, a fejlettebb modellek alkalmazhatóságának demonstrálására.

1.3.4. Szerkezeti anyagok öregedésének termodinamikai alapú modellezése

A hosszú évtizedeken át üzemeltetett, nagyméretű ipari berendezések biztonságát megalapozó/igazoló *szerkezetintegritási elemzések* egyik alapvető problémája, hogy egy öregedő rendszer állapotáról kell biztonsági kijelentéseket tenni. A berendezések üzemeltetési idejét döntően szerkezeti anyagaik élettartama határozza meg, az ott alkalmazott acélok tulajdonságai az öregedési folyamatok (besugárzás, hőmérsékleti-, kombinált hőmérsékleti és mechanikai terhelés, valamint egyéb károsító környezeti hatások, mint pl. korrózió) hatására jelentős mértékben változnak. Az anyagok öregedési állapotának meghatározására/követésére egységes elméleti és numerikus módszer nem létezik. Az ipari szerkezetek elemzése során általánosan használt módszer, hogy az anyag öregedését empirikus tapasztalati adatok beépítésével veszik figyelembe. Az öregedő anyag tulajdonságainak meghatározására klasszikusan kísérleti öregítési programokat dolgoznak ki, és az öregített anyagok tulajdonságainak meghatározására a roncsolásos anyagvizsgálati technológiákat használják. A kísérleti technikák értékelésekor figyelembe kell venni azt a tényt, hogy komplex anyagi viselkedést (pl. kúszást és egyidejű kisciklusú fáradást) is modellező vizsgálati módszer nincsen, az anyagok öregedését leíró –a mérnöki gyakorlatban alkalmazott– módszerek pedig nem modellezik kellő pontossággal az öregedés folyamatát. Emiatt a berendezések élettartamát konzervatív feltételezések segítségével kell meghatározni. A mérnöki megfontolások alapján megtett konzervatív feltételezések ugyanakkor minőségi jellegű kijelentések, amelyek vagy nem teszik lehetővé, vagy nagyon megnehezítik az eredmények bizonytalanságának becslését. Ezért felmerül az igény, hogy a hosszú időtávon öregedő szerkezeti anyagok viselkedését az ipari gyakorlatban jelenleg alkalmazott technikáknál fejlettebb módszerekkel írjuk le.

Az ipari berendezések szerkezetintegritási számításai alapvetően abban térnek el a klasszikus mérnöki biztonsági értékelési módszerektől, hogy az anyag viselkedésében figyelembe veszi a végső tönkremenetel, a törés megjelenésének lehetőségét is. A számítások során alkalmazott mechanisztikus modellek alkalmasak arra, hogy velük a berendezések biztonságát a ridegtörés tartományában megítélhessék egy adott öregedési állapotban, azonban az öregedésre

vonatkozó megfontolások eddig mindig kívül estek a számítási modellek keretein. Tekintettel arra, hogy a szerkezetek anyagai eleminek tekinthető 'részecskék' sokaságából állnak össze, az anyag öregedésének leírására a modern termodinamika adekvát eszköz. A modell alapjaiban ott tér el a klasszikus (mérnöki) törésmechanikától, hogy a töréshez vezető utat –a károsodásmechanikai mai modern elméletei alapján– termodinamikai folyamatnak, a törést pedig termodinamikai stabilitásvesztési problémának tekinti.

Szerkezeti acélok mikroszkopikus szintű termodinamikai modelljei azt bizonyítják, hogy a szennyezők (P szegregáció, Cu precipitáció) mátrixban történő vándorlása az anyag energiaeloszlását a mikroszkopikus hosszskálán megváltoztatja. Ebből következik, hogy a folyamatok következtében az anyag makroszkopikus törési jellemzőinek változása is várható. Erre egyértelmű kísérleti adatok léteznek, ám az eddigi kutatások során a jelenségre szinte kizárólag mechanikai úton próbáltak magyarázatot adni. A megoldandó feladat, hogy a mikroskálás változások által indukált makroszkopikus változásokat hogyan lehet majd egy –multiskálás– modellben összekapcsolni.

Tekintettel arra, hogy a probléma nagy és összetett, első lépés a téma irodalmának feldolgozása. Ezt követi a makroszkopikus és a mikroszkopikus elméleti modellek kereteinek összehangolása. Az elméleti kutatások alapján specifikálhatók olyan mérések, amelyek segítségével olyan –mikroszerkezeti– vizsgálatok, specifikálhatók, melyekből a leíráshoz szükséges paramétereket leszármaztathatjuk.

1.3.5. VVER 1200 blokk fővízkör nagyberendezéseinek szerkezetintegritási vizsgálatai

Az erőmű főkonstruktoré által rendelkezésre bocsájtott eddigi adatok szerint a VVER 1200 blokkok tervezési élettartama 60 év. Az eddig üzemelő atomerőműveken szerzett tapasztalatok azt mutatják, hogy kellően gondos üzemeltetés és a megfelelő biztonsági háttérismeretek/háttértudás mellett a létesítendő blokkok elvileg akár 80-100 évig is üzemben tarthatók lesznek. Ezért rendkívül nagy fontossággal bír annak figyelembevétele az erőmű nagyberendezéseire vonatkozó biztonsági koncepció kifejlesztése során, hogy az üzemeltetési tapasztalatokat, biztonsági elemzési módszereket, tudást 3-4 generációnak kell egymásnak átadnia úgy, hogy a biztonsági kockázatot ezek a váltások ne növeljék. Ugyancsak lényeges szempont, hogy az utóbbi évtizedek során a villamosenergia rendszer termelői, fogyasztói jellegzetességeiben, valamint ennek következtében mind az energiatermelő blokkok, mind a villamos energiarendszer szabályozásában is nagyarányú átalakulások következtek be, és az átalakulások az alternatív energiaforrások várhatóan növekvő bevonása miatt tovább folytatódnak; mindez azt jelenti, hogy az üzemidő alatt a berendezés üzemeltetési feltételei is jelentősen változhatnak majd.

Az elmondottak felvetik azt az igényt, hogy egy új atomerőmű nagyberendezéseinek biztonsági elemzéseire és élettartam-gazdálkodására vonatkozó koncepciót egységes keretben szemléljük, ugyanis a biztonság igazolása nélkül nincsen élettartam-gazdálkodás, míg megfelelő élettartam-gazdálkodással a biztonság szintje növelhető is, lehetővé téve egy esetleges üzemidő-hosszabbítást.

A fent elmondottak, továbbá a megépítendő berendezés hosszú távú biztonságos üzemeltetésének igénye azt indokolják, hogy egy új blokk biztonsági szempontból létfontosságú nagyberendezéseinek szerkezetintegritási elemzéseit és a kapcsolódó vizsgálatokat előremutató, egységes rendszerbe foglalva kell megoldani. Olyan programot kell kidolgozni, amelyben a szabványos szilárdsági és fáradásos, valamint a szabványos

eljárásokon túlmenő elemzéseket és az ezekhez szükséges anyagvizsgálatokat egységes rendszerben definiálják és hajtják végre. Ez az alapja annak, hogy a berendezések üzemeltetésével és biztonsági elemzéseivel évtizedek múlva foglalkozó generáció megérthesse a különböző modellek és az azokon végzett számítások viszonyát, továbbá lehetősége nyíljon az akkori kor színvonalán álló, még fejlettebb módszerek bevezetésére a vizsgálatokba. A munka során elsősorban a fejlett elemzési módszerek implementálására kell koncentrálni, ügyelve arra, hogy az azokhoz szükséges kísérletek eredményei is megszülessenek.

2. ATOMERŐMŰVI FOLYAMATOK KORSZERŰ MODELLEZÉSE ÉS SZIMULÁCIÓJA

A számítógépek fejlődése lehetővé teszi az atomerőművi jelenségek és folyamatok részletesebb modellezését és szimulációját. A nukleáris kompetencia megőrzése és megerősítése a számítógépes modellek megújításával jár.

Ebben a fejezetben azok a kutatási feladatok szerepelnek, amelyek tárgya a számítási és elemzési módszerek, algoritmusok és programok fejlesztése, módosítása, a meglévő vagy fejlesztett módszerek programok teljesítőképességének vizsgálata, validálása, a bizonytalanságok számszerűsítése (beleértve az utóbbi célok eléréséhez szükséges eszközök létrehozását is), egyes célzott mérések előkészítése, elvégzése szintén az adott témakörhöz tartozik, mert az ezek révén kialakított (ezekkel kiegészített) adatbázisok a validálásnak, a bizonytalanságok számszerűsítésének alapvető feltétele.

2.1. Reaktorfizikai problémák újszerű megoldása

2.1.1. A determinisztikus reaktorfizikai kódrendszerek továbbfejlesztése

A kutatások célja a 2. generációs blokkok esetén az eddigieknél pontosabb, a 3. generációs blokkok esetén pedig az elvárt pontosságú számítási eredmények elérése. A ma látható feladatok az alábbiak:

- További plutónium izotópok rezonancia önárnyékolásának figyelembevétele az epitermikus tartományban a sokcsoport transzport számításokban.
- A kevéscsoport-állandók paraméterezésének felülvizsgálata, a paraméterek számának eseteleges növelése. (Ennek a feladatnak a megoldását a kiegészítő további növelése, a leállási állapotok eddigieknél pontosabb számítása, valamint új blokkok esetén a MOX fűtőelemek bevezetése teszi szükségessé.)
- A homogenizáláson alapuló nodális módszer továbbfejlesztése discontinuity factor alkalmazásával, ami különösen fontos a reflektor-sokszorozó közeg és az abszorbens-sokszorozó közeg határán. Ennek a feladatnak a megoldása nagyobb fontosságú az új blokkoknál, az eddigieknél nagyobb méretű kazetták és a bonyolult szerkezetű acél reflektor miatt, továbbá MOX fűtőelemek alkalmazása esetén (a MOX és UOX kazetták határán a termikus fluxus és annak spektruma a helynek gyorsan változó függvénye).
- A rezonanz mátrixok direkt számítása a homogenizáláson alapuló módszer helyett

Eddig megjelent dokumentumok:

Maráczy Csaba, Hegyi György, Temesvári Emese: A kevéscsoportállandók paraméterezése a magasabb tömegszámú plutónium izotópok koncentrációjának nyomonkövetésével a magasabb számítási szinteken. Kutatási jelentés, RAL-2014-785-01-01-M0, Budapest, 2014. november

Keresztúri András: A Pu-240, Pu-241 és Pu-242 izotópok rezonancia önárnyékolásának számítása és figyelembevétele a KARATE programrendszerben, MTA EK-RAL-2015-978/M0, Budapest, 2015. december

2.1.2. A reaktortartályokat érő neutronfluencia meghatározása

A paksi VVER-440 reaktortartályok élettartamának meghatározó eleme a tartályt érő fluencia, hiszen a reaktortartályok sugárkárosodásának (élettartamának) becslése a tartályfalra vonatkozó neutrontranszport számításokon alapul. Az üzemidő-hosszabbítás megalapozásához fluenciát a csatolt KARATE-MCNP program segítségével számították ki, és az új kampányok esetén is ezeknek a számításoknak a folytatása látszik célszerűnek. A számítások hitelesítése a paksi alkalmazásokhoz alapvető kérdés. Ebben kulcsszerepet játszik a próbatesteket érő, a sugárkárosodásra jellemző gyorsneutron-fluxus meghatározása a neutronmonitorok válaszában kiértékelése révén. A számítások folytatásán kívül alapvető feladat az új, kedvezőtlenebb pozícióban lévő monitor detektorok jeleinek és a próbatesteket érő fluxus számított értékeidiggi pontosságának a megőrzése is. Mindehhez az eddigiéknél kedvezőtlenebb pozíciók miatt (lásd nagyobb axiális irányú gradiens) a KARATE-MCNP programnodalizációjának jelentős fejlesztésére, valamint az eredmények újbóli validálására van szükség.

A számítások során a jövőbeli kampányok tekintetében csak feltételezett átrakási adatokat és ennek megfelelő fluxusértékeket lehetett használni. A tartályt érő fluxus jelentős mértékben függ az átrakási adatoktól. Ezért nyilvánvaló, hogy a tartályt érő fluencia számítását időnként érdemes megismételni, mert így az újabb, már megvalósult kampányok átrakási adataival a tervezett élettartam végére kapott értékek egyre inkább valós adatokra alapozódhatnak. Az eddig elvégzett elemzések során meghatározták a fluenciaszámítások bizonytalanságait is, aminek megfelelőségét dozimetriai mérésekkel való összehasonlítással igazolták. Ezen kívül elkészült egy olyan számítógépes program is, amelynek segítségével a mérési adatok bevonásával a bizonytalanságok csökkenthetők. Így az újabb, jövőben rendelkezésre álló dozimetriai mérések felhasználásával a számítások nemcsak tovább validálhatók, de várhatóan a bizonytalanságok mértéke is csökkenthető lesz. A mérések közül külön említendő az utóbbi időben bevezetett üregdozimetriai mérések, amelyek validálási célú felhasználását hatósági irányelv is előírja.

Bonyolítja a helyzetet, hogy a tervezett, legújabb hazai ellenőrző program az aktív hossz végeinek magasságában is tervezi próbatestek és dozimetriai monitorok elhelyezését, ahol a számítások bizonytalansága nagyobb az eddigiéknél (nagyobb gradiens), és itt a geometria pontos leírása az eddigiéknél nagyobb szerepet kap. A számítási eredményeket ezekkel a mérésekkel is validálni kell, és az eredmények függvényében a számítások pontossága itt a jelenlegi geometriai és összetételmodell finomításával is javítható.

VVER-440 reaktorok esetén az eddig végzett számítások eredményeképpen az is kiadódott, hogy a tartályt érő fluenciát lényegében 6 x 4 reflektor melletti, szélső kazetta fluxusa befolyásolja döntően. Ugyanakkor a zóna felett elhelyezkedő hőmérsékletmérések alapján az tapasztalható, hogy a reflektor melletti kazetták esetén a számítási bizonytalanságok a szokásosnál valamivel nagyobb mértékűek. Ezért további feladat az említett bizonytalanságok okainak tisztázása, és a KARATE-MCNP kód-fejlesztés elvégzése

A számítások validációját a reaktorblokkok élettartamának végéig folytatni kell. A próbatestekkel egy tokban elhelyezett neutronmonitorok kiválasztását, továbbá a besugárzás után azok mérésekkel történő kiértékelését, és így a próbatestek által elszenvedett gyorsneutron-fluencia meghatározását továbbra is el kell végezni.

A validációnak a reaktortartály falára való kiterjesztése érdekében megfelelő neutronmonitor-készleteknek a reaktortartály-felügyeleti pozícióban és a tartály külső falánál, az üregben (üregdozimetria) való egyidejű besugárzására és kiértékelésére van szükség (a reaktortartály-felügyeleti pozíció és az üregbeli neutronfluxus közötti korreláció meghatározására). Ezt a reaktorblokkok megnövelt üzemideje során az amúgy is előírt reaktortartály-felügyeleti vizsgálatokkal egybekötve el lehet végezni. A validációhoz a korábbiakban a 3. blokkon végzett üregbeli besugárzások eredményeit is fel kell használni.

További probléma, hogy a reaktortartály-felügyeleti pozícióban, az aktív zóna felett, ahol a neutronfluxus gradiense nagy, a mérési eredmények nagy bizonytalansággal terheltek. Meg kell vizsgálni a jelenség okát, és le kell csökkenteni a bizonytalanságokat. A meghosszabbított üzemidő során ebben a tartományban is méréseket kell végezni annak kimutatására, hogy adott neutronfluencia-terhelés esetében a besugárzó neutronfluxus nagysága milyen mértékben van hatással a tartályfal sugárkárosodására („fluxuseffektus”). A meghosszabbított üzemidő során tehát a fluxuseffektust is vizsgálni kell, és a mérések megtervezéséhez a fentiekben kívül ki kell választani a besugározni kívánt neutronmonitor-készleteket, és meg kell határozni a besugárzási időtartamokat.

Ezen túlmenően kiemelkedő fontossága van a Paksra telepítendő új reaktorblokkok reaktortartályaira vonatkozó sugárkárosodási vizsgálatoknak, illetve ezen keresztül a megfelelő reaktordozimetriai programnak és a hozzá tartozó vizsgálatoknak.

A Paksi Atomerőmű 1.-4. blokkjánál a reaktortartály-felügyeleti programot – amely a reaktortartály és ez által az atomerőmű élettartamának megbecslésére szolgál – a reaktorzóna és a reaktortartályon belüli szerkezetek megtervezése után alakították ki. Ezért a felügyeleti próbatetek több mint egy nagyságrenddel nagyobb neutronfluxust kapnak, mint a tartály fala. Mivel a sugárkárosodásban a besugárzó neutronfluxus nagysága is szerepet játszik, ez a körülmény hibát okoz a tartályfal sugárkárosodásának megbecslésében.

Ahhoz, hogy az új reaktorblokkoknál a fenti problémákat elkerüljük és a mai nemzetközi gyakorlatnak megfelelő reaktortartály-felügyeleti vizsgálatokat végezhesünk, a tartályfelügyeleti program alapjának a reaktortartályon belüli szerkezetek tervezésénél, kialakításánál ismertnek kell lennie. A felügyeleti próbateteket és neutronmonitorokat a tartályfalhoz olyan közel kell elhelyezni, hogy a próbateteket és neutronmonitorokat maximum kétszer akkora neutronfluxus érje, mint a tartályfalat (Lead Factor ≤ 2 kell legyen, mint azt a nemzetközi gyakorlat [NAÜ, ASTM stb.] ajánlja). Ennek érdekében már a tervezés fázisában célszerű közreműködni a felügyeleti program alapjainak kidolgozásával az alábbi kérdésekben:

- a reaktortartály felügyeleti próbatetek és neutronmonitorok elhelyezése a tartályon belül;
- a felügyeleti pozícióba helyezendő minták (próbatetek és neutronmonitorok) kiválasztása;
- a felügyeleti minták reaktortartályba való behelyezésének és besugárzási idejének meghatározása: hány, milyen mintakészlet, mennyi ideig (pl. 1 év, 5 év, 10 év) történő besugárzása a tartály tervezett élettartama során.

2.1.3. A kiegészítő figyelembevétele a tároló- és szállítóeszközök kritikusságának számításában

Új fűtőelemek bevezetése általában a fűtőelem-tároló berendezések sokszorozási tényezőjének növekedésével jár. A szubkritikusság előírt mértéke már jelenleg is csak a tárolókapacitás bizonyos fokú csökkentésével, abszorbens kazetták behelyezésével biztosítható. A fűtőelem modernizálás során fellépő várható további kapacitáscsökkenés a kiégett fűtőelem-tárolókban valószínűleg elkerülhető a burnup credit alkalmazásával, azaz ha a kritikussági analízisnél figyelembe vesszük a fűtőelemek összetételének változását a kiégés során.

Ennek biztonságos alkalmazásához ki kell fejleszteni azokat a modelleket és eljárásokat, amelyekkel a kiégett kazettákat tartalmazó tároló-, szállítóberendezés sokszorozási tényezője észszerű konzervatívizmussal meghatározható. Meg kell határozni az eljárásban használt, a kiégett összetételt és adott összetételhez tartozó sokszorozási tényezőt számító programok hibáját. Ehhez létre kell hozni a programok validálására alkalmas kísérleteket tartalmazó adatbázist. Ennek segítségével kiválaszthatók a kritikussági analízisben figyelembe veendő izotópok, és megbecsülhető az eljárások hibája. Ki kell fejleszteni a szóba jövő tárolók olyan modelljét, amely figyelembe veszi a kritikusságot egy adott kiégésű kazetta esetén befolyásoló tényezőket (kiégés kazettán belüli változása, besugárzási történet stb.) Létre kell hozni azokat az interfész programokat, amelyek az analízis során használt különböző kódokat összekötik (zónaszámító kód, kritikussági és összetételt számító kód). A fentieket elvégezve a konkrét jövőbeli fűtőelemtípusokra meghatározható az a minimális kiégés, amelyet elérve az ilyen kazettákat tartalmazó tároló teljesíti a szubkritikussági kritériumokat. A fűtőelemek kezelése során biztosítani kell, hogy csak a minimális kiégést elért kazetták kerülhessenek abba a tárolóba, amelyre a burnup creditet alkalmazták. Elemezni kell a téves betöltés következményeit.

Eddig megjelent dokumentumok:

Hordósy Gábor, Panka István, Pataki István: A hatáskeresztmetszet bizonytalanságok hatása a sokszorozási tényezőre, EK-RAL-2014/788/1/M0, Budapest, 2014. december

Hegyí György, Hordósy Gábor, Maráczy Csaba, Panka István: HZP állapotok használata burnup credit számítások validálására 1., MTA-EK-RAL-2015-976/M0, Budapest, 2015. december

2.1.4. Végeselemes neutrontranszport-eljárás fejlesztése és rendszerbe állítása

Az elmúlt évtizedekben az atomerőművi reaktorok elemzésére sokrétegű homogenizáláson alapuló, a legfelső szinten a diffúziós egyenletet nodális módszerrel megoldó kódrendszerek terjedtek el. Az egyes pálcák hőteljesítményének meghatározásához szükséges pálcaszintű rekonstrukciós számításokat szintén diffúziós közelítésben végezték. Az atomerőművek korszerűsítésével egyre összetettebb szerkezetű kazetták használatát vezették be, ezért a rekonstrukciós számításokban a diffúziós modellt egyre pontosabb közelítést biztosító transzport modellekkel váltják le.

A szakirodalomban azonban már harminc évvel ezelőtt megjelentek a transzportegyenlet végeselem módszerrel történő megoldását célzó matematikai eljárások első változatai. Akkoriban a számítástechnika fejlettségi színvonala nem tette lehetővé ezeknek az eljárásoknak a praktikus alkalmazását. A számítástechnika intenzív fejlődése, valamint az

utóbbi években ezen a területen beindult jelentős fejlesztések alapján feltételezhető, hogy a végeselem-transzportmódszerek a reaktorfizikai számításokban már a közeljövőben ipari feladatokra is hatékonyan alkalmazhatóvá válnak.

Célszerű lenne tehát a paksi atomerőműben jelenleg használatos zónaszámítási rendszer valamely, a korábbinál magasabb rendű transzport-közelítésen, például P_L vagy S_N módszeren alapuló továbbfejlesztése, amely a jelenlegi számítási környezetbe könnyen beilleszthető, és amellyel a jelenleginél nagyobb térbeli és energiabeli felbontás érhető el. Az így előálló rendszer, mind a létező reaktorok üzemeltetéséhez, mind az újonnan létesülő blokkok biztonsági elemzéséhez segítséget nyújthat.

A feladatot a BME NTI javaslatára töröltük a programból.

2.1.5. Reaktordinamikai kódfejlesztés atomreaktorok tranziens folyamatainak vizsgálatára (VKSZ-ben 2.1.4.)

A csatolt, időfüggő reaktorfizikai-termohidraulikai számítások elengedhetetlenek az atomreaktorok biztonsági elemzéséhez és tervezéséhez. Több olyan feladat merül fel a közeljövőben, amelyhez a fent említett eszközöket célszerű alkalmazni. A két legfontosabb ezek közül az újgenerációs reaktorok nemzetközi összefogással zajló fejlesztésébe való bekapcsolódás, másrészt a BME Oktatóreaktorára vonatkozó tranziens elemzések pontosítása.

A feladat célja egy időfüggő, háromdimenziós, kevéscsoport-diffúziós modellen alapuló kód kifejlesztése és rendszerbe állítása, amelynek segítségével reaktordinamikai számítások, illetve a termohidraulikai tranziensek számítására széleskörűen alkalmazott APROS kóddal csatolva részletes tranziens számítások végezhetőek. A nyílt forráskódú, illetve saját fejlesztésű kódra alapozott megoldásnak több indoka is van:

- Garantálni kell az APROS (és esetleg más) kódhoz való csatolhatóságot a számítási sebességre is tekintettel, a kódok közötti adatcsere optimalizálásával.
- Az időigényes háromdimenziós reaktorkinetikai számítások futási sebességének optimalizálása egy konkrét feladatra forráskód szintű módosítást igényelhet.
- A BME Oktatóreaktorra biztonsági elemzéseinek pontosításához a kisméretű, torzított kazettákkal rendelkező zóna egyedi geometriájára optimalizált diszkretizációs megoldásokra lesz szükség.

A feladat keretében megvizsgáljuk a hozzáférhető nyílt forráskódú reaktordinamikai kódokat és a csatolás megvalósíthatóságát. Az ezekből nyert tapasztalatokra is támaszkodva a kódfejlesztés során a BME NTI-ben a mérnöki bizonytalanságok perturbációszámítással történő determinisztikus vizsgálata céljából fejlesztés alatt álló, háromdimenziós sztatikus diffúziós reaktorfizikai kódra (DIMITRI) alapozunk, amelynek elkészült és validálás alatt álló moduljai megfelelő keretet nyújtanak. Végül megvizsgáljuk a nyílt forráskódú CFD kódokkal való csatolhatóság lehetőségét is, és a teljes három dimenziós, csatolt reaktorfizikai-termohidraulikai számítások megvalósíthatóságát.

2.1.6. Monte Carlo módszer fejlesztése reaktorfizikai szimulációkhoz (VKSZ-ben 2.1.5.)

Az utóbbi évtizedek nagyarányú számítástechnikai kapacitásbővülése miatt a Monte Carlo módszerek – többek között pontosságuk és egyedi esetekre való könnyű alkalmazhatóságuk következtében – kiemelt szerepre tettek szert, olyannyira, hogy olykor a kísérletekkel szinte egyenértékű validációs alapnak tekinthetők. Ezt a folyamatot erősíti, hogy az utóbbi években tudományos számításokhoz világszerte egyre elterjedtebben használják a grafikus processzorokat (GPU), amit a reaktorfizika területén is hasznos volna megkísérelni. Kiemelten alkalmasnak látszik a Monte Carlo módszer számítási algoritmusai ebben a tekintetben, a grafikus számításokhoz nagyban hasonlító, jól párhuzamosítható struktúrája miatt. A számítási sebesség optimalizálásához azonban a konvencionális Monte Carlo részecsketranszport algoritmusok újrastruktúrálása szükséges a memóriahasználat csökkentése érdekében.

A Monte Carlo módszerek reaktorkinetikai alkalmazása az elmúlt néhány év fejlődésétől eltekintve kimerült a reaktorkinetikai paraméterek becslésében. Az 1960-as években felmerült valós kinetikai Monte Carlo számításokat célzó ötleteket a szakma csak a közelmúltban (2010-) kezdte vizsgálni valós problémákra alkalmazva, legfőképpen a fűtszámítógépek jelentette számítási kapacitások bővülésének köszönhetően. Az algoritmusokat sikeresen tesztelték a TRIPOLI-4 Monte Carlo kód egy e célra módosított verziójában, sőt termohidraulikai visszacsatolással rendelkező reaktordinamikai tranziens számítását is elvégezték, az eredményeket nodális reaktordinamikai kóddal verifikálva. A reaktordinamikai Monte Carlo számítások lehetősége tehát releváns komplexitású eseteken demonstrálást nyert.

Jelen módszerfejlesztés lényege a számítási kapacitás nagyságrendi növelése GPU-k alkalmazásával a BME-NTI GPU alapú Monte Carlo kódjainak tapasztalatára támaszkodva. A legfontosabb célkitűzések a következők:

- a prekursor- és időintervallum-populáció fésülési szórás csökkentési eljárásainak továbbfejlesztése
- a hasadási láncok szórás csökkentése különös tekintettel a kritikus rendszerekben degenerálódó súlyspektrumokra
- GPU-architektúrákhoz illesztett transzport-operátor algoritmusok (hierarchikus struktúrált rácsok Woodcock-sorsolás mellett) fejlesztése
- a tranziensanalízis célját tekintve releváns méretű rendszerekre való kiterjesztés GPU-fürtök segítségével.

2.1.7. Reaktorfizikai nodális módszer fejlesztése és alkalmazása folyékony fém éghűtésű reaktorok számítására

A KIKO3D nodális *reszponz-mátrix* dinamikai kód algoritmusában alapvető reaktorfizikai közelítő feltevéseket csak a nódus-határokon érvényes fluxus-eloszlásra vonatkozóan kell tenni. Ugyanakkor a program jelenlegi változata a kötegszakasz előzetes homogenizálásán, majd a homogenizált közegre az időfüggő diffúziós egyenlet megoldásán alapul, mert a reszponz-mátrixok kiértékelése jelenleg speciálisan így történik. A szóban forgó reaktorok kötegeinek szokásosnál bonyolultabb szerkezete, valamint a gyors neutronoknak az axiális irányban fellépő repülési szög szerinti erős anizotrópiája (gázhűtésű reaktorok!) kérdésessé teszi ezeknek a közelítéseknek az alkalmazhatóságát.

A címben jelzett feladatot a reaktorfizikai kód több energiacsoportos változatának fejlesztésével célszerű megoldani, amelynek az alábbi modulokat kell tartalmaznia:

- a neutronok transzport jelenségeit rezszponz-mátrix módszerrel modellező modul,
- kiegészi modul,
- az abszorbensek mozgását kezelő modul,
- átrakási modul,
- a termohidraulikai visszacsatolást leíró modul (ólom, gáz, nátrium),
- a rezszponz-mátrixokat a kiegész, a hőhordozó és a fűtőelem hőmérsékletéből paraméterekkel ellátott formulák alapján számító szubrutinok.

A program a zónatervezés szokásos egyszerűsített kiegészi láncain kívül tartalmazni fogja a Pu, Np, Am és Cm fontosabb izotópjainak követéséhez szükséges láncokat és azok adatait (pl. paraméterezett mikroszkopikus csoportállandóit) is. A program nemcsak a fenti aktinidákra vonatkozó izotópátalakítást képes követni, hanem eközben reális háromdimenziós kampánytervezési számítások során biztosítja, hogy a reaktor kritikus állapotban legyen, amennyiben a tervezett reaktivitás-szabályozó rendszer erre valójában képes. Ezen kívül kiszámítható, hogy a fenti feltételek mellett milyen hosszú kampány érhető el, és ennek függvényében mekkora kiegészések adódnak, valamint az, hogy az egyenlőtlenégi tényezők maximumai a megengedett határon belül maradnak-e.

A meghatározandó, biztonsággal kapcsolatos vizsgálható paraméterek az alábbiak:

- hőmérséklet szerinti reaktivitás tényezők,
- üregtényező,
- az üregtényező és a Doppler tényező korrelációja,
- a teljesítmény egyenlőtlenégi tényezői,
- a lezárási reaktivitás az üzemvitel során.

A fentiekén kívül dinamikai számítással elemezzük az abszorbens-rudakon alapuló reaktivitás-szabályozás nem kizárható meghibásodásainak következményei (Reactivity Initiated Accident, RIA). A reaktivitás-szabályozó abszorbens-rendszer kialakítása ugyanis egyszerre befolyásolja szignifikánsan az elérhető kiegészést (és ezen keresztül az izotópátalakítási képességet), valamint a reaktivitás üzemzavarok következményeit, melyeket így ugyanazzal a programmal elemezhetünk.

A fejlesztés során előálló kóddal végzett számítások során hangsúlyt helyezünk

- az orosz ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorokra (BREST, SVBR), felveszük a kapcsolatokat a fejlesztéskért felelős orosz kutatóintézetekkel,
- az ALLEGRO gázhűtésű reaktorra,
- az OECD NEA által kezdeményezett projektben vizsgált nátrium-hűtésű reaktorokra.

A feladat a 3.4.1. feladat keretében készül el.

2.1.8. Szubkritikusság mérési módszereinek kísérleti és elméleti vizsgálata (VKSZ-ben 2.1.7.)

Szubkritikus állapotú rendszerek (leállított reaktorzóna, pihentető medence, üzemanyag-tároló, stb.) reaktivitásának meghatározása alapvető biztonsági kérdés. A mélységi védelem elvének megfelelően célszerű ezeket a módszereket olyan módon továbbfejleszteni, hogy a biztonságos szubkritikusság ellenőrzésén túl a reaktivitás minél pontosabb meghatározására is

alkalmasak legyenek. A francia Dampierre atomerőműben 2001-ben átrakás során bekövetkezett üzemzavar – melynek során 130 db üzemanyag kazetta került hibás pozícióba – rámutatott, hogy a szokásos mérési eljárások – melyekkel általában garantálható biztonságos szubkritikus állapot – nem minden esetben elegendőek. A szubkritikus zóna reaktivitásának pontosabb ismerete a hasadóanyagok biztosítéki ellenőrzése szempontjából és az üzemeltető számára is hasznosítható információkat nyújthat. Pl. egy üzemanyag-átrakás során a tervezett paraméterektől való eltérést hamarabb felismerhetővé teszi. Az újgenerációs reaktorok fejlesztése szempontjából a kérdés a legnagyobb súllyal a gyorsítóval hajtott szubkritikus rendszereknél merül fel, ahol a kritikus referencia állapot hiánya miatt a reaktivitás monitorozásának új módszereit kell kidolgozni. A fenti célokra a szubkritikus reaktivitás mérésének azon módszerei jöhetnek szóba, amelyek egy referencia állapot nélkül a reaktivitás abszolút meghatározására képesek. Ilyenek pl. a pulzált neutronforrásos mérések vagy a neutronzaj- (zéró zaj) mérések.

A neutronzaj-mérések alkalmazhatóságának határt szab, hogy magasabb neutronfluxus mellett a neutron detektálásra tipikusan alkalmazott ionizációs kamrák már az ún. fluktuációs vagy Campbell üzemmódban működnek. Ez nem teszi lehetővé az egyedi beütések megkülönböztetését, azonban a jel eloszlásainak magasabb momentumaiból (magasabb rendű Campbell módszer) a neutronfluktuációkat leíró magasabb momentumok is meghatározhatók, ami lehetőséget ad pl. a Feynman-alfa mérés megvalósítására. Ilyen módszer kifejlesztéséhez a detektorjel eloszlásainak kísérleti vizsgálatára van szükség különböző fluxus szintek mellett.

Valamennyi fenti módszerre jellemző, hogy addig szolgáltatnak megbízható eredményt, amíg a pontkinetikai közelítés érvényes, mélyebb szubkritikuság esetén azonban a detektor pozíciójától, típusától függően eltérő eredményt adnak. A számítási módszerek és lehetőségek fejlődésével az a gyakorlat alakult ki, hogy a rendszer részletes modellje alapján korrekációs faktorokat határozzunk meg az egyes detektorokra. Ezzel a megoldással viszont a mérési eredmény számítási bizonytalansággal is terhelt lesz. Ezért a különböző módszereknek a számítási bizonytalanságokra való érzékenységét kísérleti és számítási eredmények összevetésével meg kell vizsgálni.

A BME Oktatóreaktorának lehetőségeit kihasználva és egy neutrongenerátor beszerzésével kísérleti programot tervezünk a fenti kérdések vizsgálatára. A BME NTI-nél az elmúlt években kifejlesztésre került egy Monte Carlo számítási metódus, amellyel hatékonyan, szóráscsökkentési módszerek alkalmazásával lehet a neutronzaj-mérésekre szimulációt végezni. Ennek a módszernek a továbbfejlesztése is szükséges, hogy kísérletek tervezésénél és értékelésénél széleskörűen alkalmazni lehessen. A feladat keretében számításokkal és mérések kiértékelésével nemzetközi projektekbe is bekapcsolódunk (pl. a belgiumi VENUS-F vagy a japán KUCA berendezésen zajló kísérletsorozatok).

2.2. Termohidraulikai folyamatok egy- és háromdimenziós modellezése

2.2.1. Termohidraulikai folyamatok háromdimenziós modellezése finomskálás modellek becsatolásával

Az elmúlt években a kétfázisú folyamatok rendszerszintű modellezésére alkalmas RETINA kódrendszert beépítették a paksi teljesléptékű szimulátorba. A rendszer továbbfejlesztésével részletesebb képet lehetne kapni a zónában zajló normál üzemi és üzemzavari folyamatokról, és a RETINA a zónamonitorozó rendszer szakértői változatának részévé válhatna, támogatva ezáltal a jövőbeli fűtőelem modernizációs terveket. A két rendszer csatolásának további előnye lenne, hogy a zónamonitorozás során nyert információk folyamatos analízisével

lehetővé válna a teljesléptékű szimulátor paramétereinek további finomítása, az esetleges technológiai változtatások könnyebb nyomon követése. E cél eléréséhez speciális modellt kell készíteni, amely a zóna szubcsatorna szintű modellezését teszi majd lehetővé a RETINA részeként. A zónamodell paramétereinek (keveredési, ellenállási tényezők) meghatározásához egyfázisú CFD-számítások eredményeit kell felhasználni.

Az atomerőművi biztonsági elemzések szempontjából jelenleg is az egyik leginkább kutatott terület az erőműben (főként annak primerkörében) lejátszódó áramlási folyamatok vizsgálata mind normál üzemi, mind pedig üzemzavari körülmények között. Az egyik különösen fontos területet a reaktortartályon belüli keveredési folyamatok jelentik, ezek ugyanis meghatározzák a reaktor aktív zónájába jutó hűtőközeg hőmérsékletét és bórsav-koncentrációját, amely kihat a reaktivitás-változásokra is. A másik fontos terület a primerköri berendezések élettartamát esetlegesen korlátozó hőmérsékleti rétegződések és ciklikus hőmérsékleti terhelések vizsgálata. (Ilyen folyamat például a VVER-440 reaktorok térfogatkompenzátorának befecskendező ágaiban kialakuló hőmérsékleti rétegződés, vagy a különböző hőmérsékletű közegeket szállító vezetékek T-elágazásaiban kialakuló hőmérsékleti terhelés.) Ez a terület a jelenleg zajló üzemidő-hosszabbítási programok során kaphat még nagyobb figyelmet. A keveredési folyamatok vizsgálatára megfelelő eszközt nyújt lézeres sebesség- és hőmérsékletmérő berendezés (Particle Image Velocimetry - PIV, Laser Induced Fluorescence - LIF) használata. Plexiüveg kisminta-berendezéseken ennek segítségével vizsgálni lehet a csövekben és tartályokban kialakuló hőmérsékleti rétegződést és termikus keveredést. Ezen kísérleti eredmények felhasználhatók a bonyolultabb geometriák és tranziensek modellezésére is képes háromdimenziós CFD-kódok validálására is.

A feladat elkészült.

2.2.2. A CFD-kódok továbbfejlesztése

2.2.2.1. A CFD-kódok modellrendszerének kiterjesztése kétfázisú és speciális egyfázisú folyamatokra

A számítógépi kapacitások és a numerikus modellek fejlődése az utóbbi időben lehetővé tette, hogy a CFD-kódokat elkezdjék alkalmazni a kétfázisú áramlások háromdimenziós vizsgálatára. A nyomottvízes atomerőművek nukleáris biztonságával foglalkozó kutatásokban ez is meglehetősen fontos terület, mivel kétfázisú áramlás üzemzavari szituációkban és normál teljesítményüzemben is előfordulhat a primerkörben, a felmerülő kérdésekre pedig nem minden esetben tudnak kielégítő választ adni a rendszerkódos elemzések. A kétfázisú áramlások területén végzett numerikus kutatómunka eredményeként többek között lehetővé válhat a buborékos forrás és a forráskrizishez vezető folyamatok részletes, háromdimenziós vizsgálata. Idővel a CFD-számítások eredményei alapján lehetővé válhat a csatornakódokba, rendszerkódokba beépített kétfázisú modellek fejlesztése, illetve a hőátadási, nyomásesési korrelációk pontosítása.

A kétfázisú áramlások modellezésével kapcsolatosan azonban rendkívül sok nyitott kérdés és bizonytalanság van, így ezen a területen is meglehetősen fontos a kísérleti háttér, amelynek eredményei szükségesek a CFD-kódok fizikai, numerikus modelljeinek a fejlesztéséhez és validálásához. A kutatás során célszerű nemzetközi benchmarkban is részt venni, mivel ezen keresztül tapasztalatokat és értékes tudást lehet szerezni a kétfázisú áramlások számításával kapcsolatban.

Az olyan speciális egyfázisú hűtőközegek, mint a szuperkritikus nyomású víz esetén is szükség van a CFD modellek fejlesztésére. Erre nemzetközi igény mutatkozik Európában, Észak-Amerikában (Kanada) és Ázsiában is (Kína, Japán, Oroszország, Dél-Korea). Az ezirányú kutatásokat egy kutatási finanszírozás nélküli NAÜ koordinált kutatási program (CRP) keretein belül szeretnénk folytatni, ahol különböző numerikus (szub-csatorna-, rendszer-, CFD) kódok és hőátadási, nyomásesési korrelációk validálása és fejlesztése történne számos, a résztvevők által végzett kísérleti eredmények felhasználásával. A vizsgált termohidraulikai jelenségek köre felöleli a csövekben, gyűrű keresztmetszetű csatornában, üzemanyag kötegekben, helikális és egyéb típusú távtartókkal szerelt geometriákban történő szuperkritikus nyomású víz és egyéb szuperkritikus nyomású folyadék kényszerített és természetes cirkulációs áramlásának hőátadását, nyomásesési viszonyait, stabilitását, fluid-fluid skálázását. A téma során számos benchmark feladatban kívánunk szervezőként vagy résztvevőként közreműködni.

Eddig megjelent dokumentum:

Kiss Attila: A CFD-kódok modellrendszerének kiterjesztése kétfázisú és speciális egyfázisú folyamatokra: a 2015. évben elért eredmények, Kutatási jelentés, BME NTI-745/2015, 2015. november 24.

2.2.2.2. Kétfázisú áramlási jelenségek kódvalidációs célú kísérleti vizsgálata

A kétfázisú áramlások modellezésével kapcsolatosan rendkívül sok nyitott kérdés és bizonytalanság van, így ezen a területen is meglehetősen fontos a kísérleti háttér, amelynek eredményei szükségesek a CFD-kódok fizikai, numerikus modelljeinek a fejlesztéséhez és validálásához. A mérési eredmények előállításának eszközei az MTA EK-ban megépített mérőkörök (pl. ACRIL), amelyekén kétfázisú áramlási jelenségeket lehet vizsgálni.

Az optikai módszerekkel végzett kísérletek célja az áramlási képek vizsgálata a forráskezdetől az adott kísérletben ismét egyfázisúvá váló áramlás szerkezetváltozásainak (buborékos-, gyűrűs-, dugós stb. áramlások, forráskrizis, majd kondenzáció, újranedvesítés, stabil hőelvonás) feltérképezése. Ki kell mérni minden egyes állapotot alapvetően meghatározó fizikai paraméterek értékeit és az értékek változásának hatását az egymást követő állapotok közötti átalakulásokra. Ezzel egy olyan kísérleti adatbázis jön létre, amely alkalmas a különböző empirikus korrelációk validálására.

2.2.3. A TRACE kód rendszerbe állítása

Magyarországon hosszú távra tekint vissza az amerikai NRC által fejlesztett RELAP kódcsalád különböző verzióinak használata. Már a 80-as években elindult az a NAÜ keretében zajló projekt, melynek célja volt – többek között – a paksi erőműre elkészítendő RELAP input kidolgozása. Ennek eredményeként a 90-es évek elején elkezdődött AGNES projektben, melynek feladata a paksi erőmű biztonságának értékelése volt, a RELAP5 kódot már jelentős mértékben használtuk. Azóta is rengeteg termohidraulikai elemzés történik a RELAP5 kód segítségével.

A RELAP kód fejlesztése a 70-es években indult el, a kód alapvető modelljei, megvalósítási stratégiája és struktúrája a 80-as évek második feléig kialakultak. Az ezt követő fejlesztések csak kiegészítették a meglévő rendszert. Az US NRC a közelmúltban eldöntötte, hogy megkezdje a kor színvonalának megfelelő új, egységesített TRACE kód fejlesztését. Az NRC-ban a hosszú távú tervek már csak a TRACE egyedüli támogatását tartalmazzák, az előzmény

kódok (pl. RELAP) fejlesztését abbahagyták, a hozzájuk kapcsolódó karbantartási munkát pedig minimalizálják.

Mindenképpen szükséges, hogy a paksi erőmű eddigi RELAP elemzéseit TRACE számításokkal lehessen felváltani. Ennek első lépése a kóddal való megismerkedés, a TRACE alkalmazása PMK kísérletek kiszámítására, az új számítási eredmények összevetése a RELAP5 eredményeivel. Ezzel biztosítható a TRACE kód használatának elsajátítása.

A következő lépésben a paksi erőmű TRACE modelljét kell megalkotni. Az elkészült inputot erőművi transziensek szimulációjával kell validálni, és néhány mintaszámítással meg kell mutatni, hogy a TRACE is megfelelően tudja modellezni a paksi erőműben lezajló termohidraulikai folyamatokat. Ezek után a TRACE bevezethetővé válik a nukleáris biztonság hazai értékelő módszerei közé.

Az új paksi blokkok esetén a hazai termohidraulikai számítások (egyik) alapvető eszköze a TRACE kód lesz, a RELAP alkalmazása már nem fog felmerülni. Mivel az újgenerációs erőművek jelentősen eltérnek a mai paksi blokkok kiépítésétől, jelentős fejlesztési munkára lesz szükség. A 3. generációs erőművek speciális kialakításában szereplő berendezések modellezését már előre ki lehet dolgozni (pl. passzív biztonsági rendszerek). A fejlesztés célja, hogy amikor az új blokk típusa ismertté válik, a hazai szakemberek felkészültek legyenek a telepítés során felmerülő biztonsági kérdések megválaszolására.

A PTS-re vonatkozó termohidraulikai elemzések rávilágítottak a gyűrűkamra modellezésének fontosságára. A jelenleg alkalmazott túlzottan konzervatív megközelítés kiváltása érdekében célszerű a tartály háromdimenziós nagyfelbontású modelljének kidolgozása. A TRACE kód alkalmas a tartály részletes, specifikus modellezésére is, ami képes a kétfázisú áramlások adekvát leírására. Mindemelllett a TRACE-be beépített FRAPTRAN modul használható a fűtőelem viselkedés modellezésére LOCA folyamatokban előforduló magas hőmérséklet esetében. A TRACE modellben ki kell építeni a tartály háromdimenziós részletes felosztását és a fűtőelem modellt.

A TRACE termohidraulikai kód rendszerbe állításával párhuzamosan, az EK és a BME NTI közötti szorosabb szakmai együttműködés kialakításának, és az elemzői utánpótlás biztosításának szempontjából is hasznos, ha a TRACE kóddal a BME fizikus és energetikai mérnök hallgatói már egyetemi éveik alatt megismerkednek. Ezért a feladat része oktatási anyagok kidolgozása is az egyetemi képzés számára.

2.2.4. Keveredési folyamatok mérése és modellezése üzemanyag-kazettákban és reaktortartályokban

2.2.4.1. Keveredési folyamatok mérése és modellezése üzemanyag-kazettákban

A nukleáris biztonság szempontjából fontos, hogy az üzemanyag-kazettákban kialakuló termohidraulikai folyamatokat kellő részletességgel ismerjük. Különösen aktuálissá válik a kérdés új típusú üzemanyag bevezetése esetén, mivel az magával vonja a neutronfizikai és termohidraulikai viszonyok valamilyen mértékű megváltozását. A paksi atomerőműben 2010-ben megkezdődött a kiegészítő mérget tartalmazó ún. 2. generációs kazetták használata, és a jövőben vizsgálni fogják a palást nélküli ún. 3. generációs üzemanyag bevezetésének a lehetőségét. A 2. generációs kazettákkal kapcsolatos esetleges nyitott kérdések megválaszolása, a 3. generációs üzemanyag bevezetése zóna-termohidraulikai

következményeinek vizsgálata, illetve az erőműben alkalmazott szubcsatornakódok és zónamonitorozó rendszer fejlesztése érdekében új kutatások szükségessé válnak. A kutatásokban szerepet kapnak a CFD-kódok és a kísérleti módszerek. A kazettára fejlesztett, különböző skálájú numerikus modellek segítségével üzemi körülmények mellett vizsgálható a hűtőközeg-keveredés és a hőmérséklet-eloszlás. A számítási eredményekből kiértékelhetők az ellenállás-tényezők, a szubcsatornák és a kazetták közötti keveredést leíró tényezők, illetve a termoelem jelének becslésében alkalmazott súlyfaktorok. A CFD-modellek egyben felhasználhatók az egyszerűbb számítási eszközök ellenőrzésében is. Az elemzésekhez használt kódok, modellek validálásához nélkülözhetetlenek a kazetta kismintáján végzett, nagy pontosságú mérések eredményei (Particle Image Velocimetry, Laser Doppler Anemometry).

A korábbi, kötegfal nélküli VVER-1000 modelleken végzett kritikushőfluxus-mérések tapasztalatait felhasználva el lehet készíteni az alábbi séma szerinti kötegmodelleket, amelyeket átlátszó áramlási csatornába helyezve, az áramlási viszonyok PIV/LIF technikával vizsgálhatók. A mérőkötegeken a sarokcsatornák és oldalcsatornák viselkedése jól vizsgálható, és az adatok COBRA, vagy FLUENT számítások validálására felhasználhatóak. A 3. generációs kazetták CFD-számításában Magyarországon nincs tapasztalat, mivel azok a jelenlegiekhez képest eltérő sajátosságokkal rendelkeznek (keverőfülekkel ellátott távtartórács, palást hiánya stb.). Ráadásul a CFD számítási módszerek fejlődnek, és a számítógépi kapacitások folyamatosan növekednek, így napjainkban még nem alkalmazható, illetve teljesen új módszerek megjelenésével is számolnunk kell ezen a területen.

Az új CFD számítási módszerek meghonosítása és a szükséges ismeretek megszerzése természetesen az új paksi blokkok fűtőelemkötegeinek modellezése szempontjából is igen lényeges. A feladat során ki kell fejleszteni az új paksi reaktorok kazettáira és zónájára vonatkozó CFD-modelleket. A CFD-modellek, számítási eljárások validálásához a benchmark feladatokban való részvételen túlmenően kismintán végzett, nagy pontosságú PIV/LIF mérések szükségesek. A modellek segítséget nyújtanak az üzemi gyakorlatban alkalmazható kódok fejlesztésében és a kazettákban kialakuló háromdimenziós termohidraulikai folyamatok részletes megismerésében.

Eddig megjelent dokumentumok:

Gábor Zsíros, Sándor Tóth, Attila Aszódi: CFD Investigations of Turbulent Flow behind a Split Type Spacer Grid, 25th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Balatonyörök, Hungary, October 13-16, 2015.

Sárdy Gábor, Tóth Sándor: Üzemanyag-kazetta perem csatornájában kialakuló áramlás vizsgálata, Kutatási jelentés, BME NTI-747/2015, 2015. november 19.

2.2.4.2. Keveredési folyamatok mérése és modellezése reaktortartályokban

Az atomerőművi biztonsági elemzések szempontjából jelenleg is az egyik leginkább kutatott terület az erőműben (főként annak primerkörében) lejátszódó áramlási folyamatok vizsgálata mind normál üzemi, mind pedig üzemzavari körülmények között.

A Pakson üzemelő VVER-440 reaktorok üzemidejének meghosszabbítása, valamint a jobb üzemanyag-kihasználásra való törekvés egyre pontosabb ismereteket kíván a hűtőközeg üzem közbeni hőtechnikai/áramlási viszonyairól. Az üzemidő-hosszabbítás lehetősége

legnagyobbrészt a reaktortartály jelenlegi és jövőbeli állapotától függ. A reaktortartályon belüli keveredési folyamatok azért is fontosak, mert ezek határozzák meg a reaktor aktív zónájába jutó hűtőközeg hőmérsékletét és bórsav-koncentrációját, amely kihat a reaktivitásváltozásokra is. A tartály falának mechanikai állapotát a felfűtésekől/lehűtésekől, valamint az üzemzavarok kezeléséből adódó hőmérséklet-változások döntően módosíthatják. Ezen folyamatokat számítógépi szimulációval elemezve úgy modellezték, hogy a gyűrűkamrában áramló hűtőközeg keveredését nem vették figyelembe. A keveredés mérésekkel történő meghatározása a hagyományos mérési módszerekkel (termoelemek) nem megbízható, mert az áramlásba helyezett érzékelők maguk is deformálják az áramlási teret. A legkorszerűbb optikai módszerek alkalmazásával lehetőség nyílik a gyűrűkamraszegmensek plexi modelljein sebesség- és hőmérsékletprofilok felvételére különböző Reynolds szám tartományokban. Az így nyert adatbázis megfelelő alapot biztosít a FLUENT(CFD) kód validálásához, valamint a validált eredmények átültetéséhez a szilárdsági és egyéb vizsgálatokba.

A nagynyomású üzemzavari zónahűtő rendszer (NZÜHR) által a hideg ágba betáplált hűtővíz keveredési mechanizmusának a vizsgálata már folyamatban van. További vizsgálatokat célszerű végezni elsősorban a gyűrűkamrába tápláló hidroakkumulátor-vezetékek modellezésével.

A VVER-440/213-as reaktortartályban lejátszódó hűtőközeg-keveredési folyamatok vizsgálatára létrejött a reaktortartály 3D-s CFD-modellje, ami a belépő csonttól a kilépő csontig tartalmazza a főbb szerkezeti elemeket. A keveredési folyamatok részletesebb vizsgálatához azonban szükséges a modell továbbfejlesztése. (Pl. a csontokon belépő hűtőközeg ténylegesen nem a csontok alatt áramlik le a gyűrűs csatornában, hanem az egyes csontokon érkező közegek szektorainak kis mértékű elcsavarodása figyelhető meg. Ezen jelenség vizsgálatára a modellt ki kell egészíteni a főkeringtető szivattyúk modelljével.) A fejlődő számítástechnikai háttérnek köszönhetően a modell térbeli felbontása tovább finomítható a jövőben. Ez elengedhetetlenül szükséges lépés ahhoz, hogy a keveredési folyamatokat fejlettebb, az áramlási térben kialakuló örvényeket pontosabban számolni képes turbulencia modellel lehessen számolni. A számítási eredmények validálása a paksi atomerőmű által elvégzett mérések eredményeivel történhet.

Az új blokkok reaktortartályára is részletes, háromdimenziós numerikus modelleket célszerű fejleszteni, amelyek segítségével lehetőség nyílik normál üzem és különböző üzemzavarok során kialakuló hűtőközeg-keveredési folyamatok vizsgálatára. A modellek validálásához különböző skálájú kisminta kísérleteken végzett részletes mérések, és azok CFD vizsgálata szükséges.

A PIV/LIF mérések korszerűsítéséhez szükséges nagysebességű kamera és egy új lézer beszerzése.

Az említett kutatások során alkalmazott PIV/LIF mérések tervezése, kivitelezése, és a CFD modellek ezek alapján történő validációja, kifejlesztése az említett témákban kompetens hazai intézetek (MTA EK, BME NTI) együttműködésével történik.

2.2.5. Felkészülés az új paksi blokkok primerkörü csővezetékeinek vízítésre történő minősítésére

Az utóbbi három-négy évben jelentős tapasztalat gyűlt össze különféle víz-gőz elegyekben létrejövő hangsebességnél gyorsabb tranziensek számítása terén. Rendelkezésre áll a folyamat komplex fizikai modellje a WAHA3 numerikus számítógépes kód formájában, amellyel modellezni lehet egyes csőszakaszokat, és nagy biztonsággal eldönthető, hogy fellép-e bennük kavitációs, vagy esetleg gőzkondenzációs vízütéses fizikai folyamat. A modellt alkalmazni kell majd az új blokkok csővezetékeinek analizésére is.

A modellek további fejlesztésével, negyedik generációs, folyékony fémhűtésű reaktorokban létrejövő gyors tranziensek is vizsgálhatóvá válhatnak.

2.2.6. APROS modellek fejlesztése az új paksi blokkokhoz

Az APROS egy dimenziós, kétfázisú termohidraulikai kódot több mint 10 éve használja a BME NTI a jelenleg Magyarországon üzemelő VVER-440/213 blokkok primer- és szekunder körű folyamatainak vizsgálatára. Az aktív fejlesztés alatt álló kód számítási eredményeit több ország nukleáris biztonsági hatósága elfogadja engedélyezési eljárások megalapozásához.

Az elmúlt években a szabadon hozzáférhető irodalom és az MVM Paks II. által átadott adatok alapján elkészült egy VVER-1200 blokkokra vonatkozó primer körű számítási modell az APROS rendszerkódban, amivel egy teszt számítást (LBLOCA) is végeztünk. A munkát bemutató kutatási jelentés: Szabó Attila: Az új blokk típus termohidraulikai és reaktorfizikai modellezésének előkészítése, III. részfeladat: APROS modellezés, BME-NTI-713/2015, Budapest, 2015. február 27.

Az első feladat (2016) a VVER-1200 atomerőműhöz kifejlesztett gőzfejlesztő passzív hűtőrendszer (SG-PHRS) vizsgálata. A rendelkezésre álló információk alapján elkészítjük egy hűtőág modelljét, mellyel paramétervizsgálatokat végzünk, és az eredmények alapján ajánlásokat fogalmazunk meg az SG-PHRS rendszerkódos modellezéséhez.

A második feladat (2017) a VVER-1200 primer körű modell pontosítása a szállító által adott információk alapján, a passzív hűtőrendszer modelljének hozzáépítése mind a négy gőzfejlesztőhöz, és egy, az engedélyes által benyújtott Előzetes Biztonsági Jelentésben szereplő BDBA számítás reprodukálása.

2.2.7. Nyílt forráskódú CFD-kód használatának megkezdése

Napjainkra a nyílt forráskódú CFD-kódok világszerte kellő érettségi szintre jutottak el, amit jól jelez az, hogy az egyes kódok köré kutatói közösségek szerveződtek és az, hogy a témában egyre nagyobb számban rendeznek konferenciákat. E kódok előnye, hogy forráskódjuk megismerhető, az adott feladat fizikai sajátosságainak megfelelően módosítható. A nyílt forráskódú CFD kódokhoz szükséges tudással jelenleg még nem rendelkezünk kellő szinten, habár a harmadik és különösen a negyedik generációs reaktoroknál fel fog merülni alkalmazásuk szükségessége. Ugyanis a negyedik generációs reaktorkoncepciók az eddigi reaktorokétól merőben eltérő termohidraulikai tulajdonságokkal rendelkeznek, amelyek CFD modellezése esetenként a meglévő numerikus modellek módosítását, továbbfejlesztését igényelhetik. Ezen feladatok jövőbeni megoldására vonzó lehetőség a nyílt forráskódú CFD-kódok megismerése és használatba vétele. A feladat egy választott nyílt forráskódú CFD-kód (pl. OpenFOAM) megismerése és használatának megkezdése színvonalas feladatok megoldására, e kódok használatának oktatásban mutatkozó előnyeinek szem előtt tartásával.

2.2.8. Az új paksi blokkok konténmentjében zajló termohidraulikai folyamatok modellezése

Az új paksi blokkok konténmentjében üzemzavari, illetve baleseti körülmények között kialakuló termohidraulikai folyamatok leírásához ki kell dolgozni a konténment részletes geometriai modelljét, valamint a konténmentben elhelyezett üzemzavari biztonsági rendszerek, mint a sprinkler rendszer, konténment hűtőrendszer modelljét. A modellfejlesztés a jelenlegi pontmodelles kódok bázisán történik. A számítási modell bemenő adatait, a konténmentbe jutó hűtőközeg mennyiségét az üzemzavari, illetve baleseti viselkedést számító kódok szolgáltatják. A fejlesztés eredményeképpen rendelkezésre fog állni egy olyan számítási modell, amellyel meghatározható a konténment különböző térrészeiben a termohidraulikai paraméterek, mint a nyomás, hőmérséklet, víz-, gőz- és levegőtömegek, valamint a konténmentszivárgáson keresztül a környezetbe kijutó anyagmennyiség az idő függvényében.

Eddig megjelent dokumentum:

Kostka Pál, Lajtha Gábor, Taubner Róbert, Téchy Zsolt: *A VVER-1200 konténmentben zajló termohidraulikai folyamatok modellezése*. Kutatási jelentés, 212-415-00/4, NUBIKI Kft., 2014.december

2.3. A fűtőelem-viselkedési kódok továbbfejlesztése

2.3.1. A fűtőelem-viselkedési kódok validációjának folytatása, felkészülés újabb fűtőelemtípusok modellezésére

Az újabb kísérleti eredmények, valamint még fel nem dolgozott, régebbi eredmények felhasználásával ellenőrizni kell a fűtőelem-viselkedési kódok számításait, ill. ezen keresztül az alkalmazott modelleket. Amennyiben valamely modellről kiderül, hogy a paraméterek bizonyos tartományában nem ad helyes eredményt, a modellt módosítani kell, az új változatot be kell építeni a kódba, és validálni kell a mérésekhez. A más fejlesztők által kibocsátott újabb kódverziókat meg kell ismerni, használatba kell venni, ellenőrizni a számításait és szükség esetén a hozzájuk írt korábbi, saját fejlesztéseket be kell építeni az újabb verziókba is. Ez egy folyamatos tevékenység, többek között azért, mert a kódvalidáció kísérleti bázisa folyamatosan növekszik, illetve mert a kódokat folyamatosan fejlesztik. A kódvalidációs tevékenységhez szükséges adatok fő forrásai a nemzetközi együttműködések (OECD, NAÜ, Halden), azért továbbra is aktívan részt kell venni a külföldi projekteken (FUMAC, OECD benchmarkok, haldeni és SCIP-III kísérletek elő- és utószámításai).

A kódvalidációs tevékenységek keretében az alábbi feladatok elvégzése szükséges:

- a legújabb FRAPTRAN és TRANSURANUS kódverziók használatba vétele
- validációs adatbázis létrehozása a FRAPTRAN és a TRANSURANUS kód számára
- részvétel a NAÜ által szervezett, üzemzavari folyamatokra vonatkozó FUMAC benchmarkban
- haldeni és SCIP-III-beli kísérletek elő- és/vagy utószámítása

Jóllehet, a 2. generációs erőművi fűtőelemekben a fűtőelem-viselkedés szempontjából gyökeres változás nem várható, bizonyos jellemzők módosítása szükségessé teszi a kódok fejlesztését ahhoz, hogy az ellenőrző számításokat továbbra is el lehessen végezni. Az orosz fűtőelemek területén jelenleg két fontos változtatás zajlik, ill. van kilátásban: megjelent az új,

E110G jelű burkolatanyag, amelyet szivacstechnológiával gyártanak a kedvezőbb magas hőmérsékletű oxidációs tulajdonságok elérése érdekében; új geometriájú fűtőelempálcákat terveznek bevezetni, amelyeknek részint eltér a vastagsága a jelenleg alkalmazott pálcákétól, részint nincs középponti furatuk. A harmadik fontos változtatás, a kazettafal nélküli kazetták bevezetése inkább áttételesen, a termohidraulikai peremfeltételeken keresztül érinti a fűtőelem-viselkedési számításokat.

Az említett változtatások a következő modellfejlesztési feladat elvégzését teszi szükségessé: az új, E110G jelű burkolatanyaggal végzett kísérletek eredményei alapján el kell készíteni és be kell építeni a TRANSURANUS kódba az új burkolat magas hőmérsékletű oxidációját leíró modelleket.

Eddig megjelent dokumentumok:

Kulacsy Katalin: E110G kísérletek utószámítása a FRAPTRAN kóddal: A régi (E110) és az új (E110G) burkolattal végzett felfűvódásos kísérletek FRAPTRAN utószámításai, EK-FRL-2014-712-01/01-M1, 2014. július

Király Márton, Kulacsy Katalin, Perezné Feró Erzsébet: E110G kísérletek utószámítása a FRAPTRAN kóddal: Az E110 és az E110G magas hőmérsékletű vízgőzben történő oxidációjának kinetikája, EK-FRL-2014-712-01/02-M1, 2015. február

Barsy Eszter, Kulacsy Katalin: Az új TRANSURANUS kódverzió számításainak összevetése az MTA EK-ban végzett felfűvódási-felhasadási kísérletekkel, FRL-2015-272-01-01-M0, 2015. szeptember

Kulacsy Katalin: Radioaktív gázkibocsátási számítási módszerek fejlesztése és tesztelése mérésekkel való összevetéssel, MTA EK FRL-2015-986-01-01-M0, 2015. október

Kulacsy Katalin, Somfai Barbara: Haldeni LOCA teszt szimuláció és részvétel fűtőelem-szimulációs tevékenységben, MTA EK FRL-2015-982-1-1-M0, 2015. november

Kulacsy Katalin: Haldeni IFA-699 kúszásteszt utószámítása VVER burkolatra, MTA EK FRL-2015-992-01-01-M0, 2015. december

2.3.2. Az üzemanyag összetöredezésének modellezése a tervezési alaphoz tartozó folyamatok során

A haldeni LOCA kísérletek egyik nem várt eredménye volt, hogy igen nagy kiégéseken az üzemanyag-tabletta peremrétege a LOCA alatt apróra össze tud töredezni. Mindenütt nagy az érdeklődés a jelenség modellezése iránt, mert a LOCA alatti aktivitáskibocsátáshoz jelentős járulékot adhat ez a jelenség.

Annak érdekében, hogy számszerűsíteni tudjuk az összetöredezés esetleges járulékát a VVER-440 viszonyai között is, szükséges modellt készíteni arról, hogy az üzemanyag mekkora részét érinti az összetöredezés, és ez mekkora többletkibocsátásra vezet. Az elkészült modell alapján a FRAPTRAN kód hőmérséklet-számításait felhasználva lehet a teljes többletkibocsátást megbecsülni és értékelni.

Ahhoz, hogy a nagy kiégésű peremréteg fragmentációját a 3. generációs erőművek fűtőelemeiben is modellezni lehessen tranziens körülmények között, a FUROM és a FRAPTRAN kódokat a 3. generációs fűtőelemek geometriájának és az azokban alkalmazott anyagoknak a fgyelembevételével kell továbbfejleszteni.

A feladat végrehajtása megtörtént.

Eddig megjelent dokumentumok:

Kulacsy Katalin, Molnár Attila: Üzemanyag fragmentáció és az abból adódó többlet gázkibocsátás számítása DBA LOCA során: A fragmentáció járuléka a gázkibocsátáshoz DBA LOCA üzemzavar esetén, EK-FRL-2012-765-03/02, 2013. június

Kulacsy Katalin, Molnár Attila: Üzemanyag fragmentáció és az abból adódó többlet gázkibocsátás számítása DBA LOCA során, nagyobb dúsítású és kiegészű gadoliniumos üzemanyagok esetében, EK-FRL-2013-754-01/01, 2013. december

2.3.3. Nagy kiegészű fűtőelemek használatának megalapozása

A VVER-440 reaktorokban a jelenleginél nagyobb kiegészű engedélyezését elsősorban fűtőelemes kísérleti eredmények alapján lehet megalapozni. Az alábbi folyamatok értékelése igényel kiemelt figyelmet:

- az eddiginél hosszabb használati idő, nagyobb teljesítmény, nagyobb kiegészű során várható változások a fűtőelemek viselkedésében,
- s fűtőelemek viselkedése teljesítménykövető üzemmódban (hasadási gázok kibocsátása, a tabletták és a burkolat közötti kölcsönhatások),
- normál üzemi meghibásodások jellemzői, okainak vizsgálata,
- LOCA és RIA kritériumok érvényessége (kiegésű, teljesítménytörténet, használati idő függvényében, az esetleges új technológiák figyelembevételével).

A feladat végrehajtása megtörtént.

Eddig megjelent dokumentumok:

Kulacsy Katalin, Nagy Richárd, Vér Nóra, Vimi András: Nagy kiegészű fűtőelemek használatának megalapozása – 1. rész: Kutatóreaktorokban végzett kísérletek tapasztalatai, EK-FRL-2014-281-01/01, 2014. március

Kulacsy Katalin, Nagy Richárd, Vér Nóra, Vimi András: Nagy kiegészű fűtőelemek használatának megalapozása – 2. rész: Erőművi reaktorok üzemeltetési tapasztalatai és normál üzemi fűtőelem-meghibásodások; üzemeltetési korlátok, biztonsági kritériumok, EK-FRL-2014-281-01/01, 2014. november

2.3.4. Inhermetikus kazetták pihentető medencebeli és KKÁT-beli kezelésének fűtőelem-viselkedési megalapozása

A KKÁT tárolócsöveinek gázkörnyezetére vonatkozó mérések arra utalnak, hogy a VBJ előírányzataival ellentétben a KKÁT-ban vannak inhermetikus kazetták. Ezen túl, az MVM PA Zrt. részéről határozottigényként merült fel, hogy a KKÁT-ban felismerten inhermetikus kazetták is elhelyezhetők legyenek.

Ennek nyomán egy 2012-ben lezajlott projekt bemutatta, hogy a KKÁT-ban, korlátozott számban ugyan, de tárolhatók olyan kazetták, amelyekben szivárgó fűtőelemek vannak. A hatóság a projekt eredményeit elfogadta azzal, hogy a felismerten inhermetikus kazetták eltárolás előtti és utáni manipulációja végrehajtható a jelenleg elfogadott technológiával, a tárolás maga azonban csak duplafalú tárolótokban történhet. Jelenleg a duplafalú tárolótokkal kapcsolatos átalakítás és az azt követő üzemeltetés engedélykérelmének megalapozásához szükséges vizsgálatok vannak folyamatban. Ki kell emelni, hogy a 2012-ben elvégzett

vizsgálatok jelentős konzervatívizmussal készültek, amelynek eredményeképpen – évente is és a teljes üzemidő alatt is - csak kevés szivárgó kazetta beszállítása irányozható elő a KKÁT-ba. Mindenképpen szükség lenne a beszállítható darabszám növelésére, azaz a vizsgálatok konzervatívizmusának csökkentésére.

A vizsgálatok során azt kell elemezni, hogy a KKÁT-ban, a szivárgó kazettákkal végzett műveletek, illetve a tárolás során mekkora dózisek érik a kezelőszemélyzetet és a lakosság reprezentatív csoportjait, normál üzemi és üzemzavari helyzetekben. Ahhoz, hogy a terjedés- illetve a dózisszámítások elvégezhetőek legyenek, szükség van az inhermetikus kazetta forrástagjára. Forrástag alatt itt elsősorban az inhermetikus pálcák szabad belső terébe került víz összes- és izotóponkénti (oldott) aktivitását kell érteni. A fűtőelem-pasztillákból diffúzió útján kikerülő másik aktivitáshányadnak csak jóval kisebb jelentősége van, és annak is csak a hosszú idejű tárolás során.

A túlzott konzervatívizmusnak két forrása van. Az egyik abból ered, hogy az inhermetikus pálcák belseje és a pihentető medence vize közötti transzportfolyamatokról nem rendelkezünk ismeretekkel, így a pasztillák oldódásából származó, a fűtőelemek szabad terébenlévő oldat aktivitás-koncentrációjáról (ez kerül majd a KKÁT-ba) csak igen konzervatív feltételezések tehetünk.

A túlzott konzervatívizmus másik oka abban rejlik, hogy a KKÁT-ba került inhermetikus fűtőelem belseje és a fűtőelemet kívülről burkoló közeg (levegő, nitrogén) közötti transzportfolyamatot szintén nem ismerjük megfelelőképpen. Emiatt itt is nagyon konzervatív feltételezésekkel kell élnünk, az egyes kezelési lépések során kijutó aktivitásokat illetően (pl. a sugárterhelés szempontjából legkritikusabb technológiai lépés során az összes oldott aktivitás a sérült pálcán kívülre kerül).

Tehát, amikor az inhermetikus kazetták pihentető medencebéli és KKÁT-beli kezelésének fűtőelem-viselkedési megalapozásáról beszélünk, akkor ez alatt elsősorban azt értjük, hogy olyan kvantitatív modellek kidolgozására van szükség, amelyekkel a fent jelzett transzportfolyamatok megfelelő pontossággal leírhatók. Emellett természetesen a hagyományos értelemben vett fűtőelemviselkedési vonatkozásokat is meg kell vizsgálni, többek között azt, hogy a több évtizeden keresztül tárolás során működő degradációs folyamatok eredményeképpen az inhermetikus kazetták/fűtőelemek milyen állapotba kerülnek.

Ennek megfelelően, a szóban forgó projekt célja és feladata egyrészt a transzportfolyamatok megfelelő szintű leírására alkalmas modell, illetve számítási apparátus létrehozása, másrészt pedig az inhermetikus kazetták/pálcák viselkedésének hagyományos értelemben vett vizsgálata. További fontos feladatot jelent az első azonosított szivárgó kazetta kiszállítása a KKÁT-ba, amelyet mérésekkel kell követni és a mért eredményeket fel kell használni a számítási modellek pontosítására.

Eddig megjelent dokumentumok:

Hózer Zoltán, Somfai Barbara, Kulacsy Katalin, Kunstár Mihály: Forrástagok számítása az inhermetikus kazetták KKÁT-ban történő tárolhatóságának megalapozásához, EK-FRL-2012-733-01/01-M1

Dr. Ivó Mária, Ozorai János, Dr. Kerekes Andor: Inhermetikus kazetták KKÁT-ban történő tárolhatóságának vizsgálata, Operátori és lakossági dóziszárulékok meghatározása, a sugárvédelmi kockázatok értékelése (3.1.5. sz. feladat), SOM(R)3/491 Rev.1. (2012)

Fritz László, Nős Bálint: Inhermetikus kazetták kezelésére vonatkozó hatósági előírások teljesítése, SMI-012/13, Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Nonprofit Kft., 2013. december.

Hózer Zoltán, Somfai Barbara, Slonszki Emese, Szántó Péter, Pázmándi Tamás: A speciális tárolási igényű kazetták KKÁT-ba történő optimális és biztonságos kiszállítása, EK-FRL-2015-964-01/01-M1

2.3.5. Fűtőelemek inhermetikusságára vonatkozó eljárások fejlesztése

A reaktor üzemideje során a fűtőanyag hasadása következtében jelentős mennyiségű radioaktív, illetve stabil nemesgáz izotóp keletkezik, főleg kripton- és xenonizotópokról van itt szó. Ezek a relatíve mobilis anyagok kikerülhetnek az urán-oxid közegből, majd egy esetleges fűtőelem inhermetikusság következtében magából a fűtőelem rudakból is kijuthatnak a primerköri hőhordozóba. Mivel primerköri vizet folyamatosan kigázosítják, ezért ennek levegőeredetű kripton- és xenontartalma csak töredéke a levegővel egyensúlyi oldódásban lévő vízéhez képest, azaz a vízben a hasadási eredetű nemesgázizotópok dominálnak, legyen az akár radioaktív akár stabil. A vízben oldott nemesgázizotópok mennyiségét és az izotóparányokat megmérve meghatározható annak a valószínűsége is, hogy a reaktor tartalmaz inhermetikus fűtőelemet. Sőt, az egyes izotóparányok pontos mérésével azt is meg lehet határozni jó eséllyel, hogy az adott „lyukas” fűtőelem mennyi időt töltött már el a reaktorban. Ennek elméleti alapja az, hogy a hasadási folyamat az ^{238}U -ból ^{239}Pu keletkezik, ami szintén hasadóanyag, ám hasadási termékei között az egyes nemesgázok másféle izotóparánnyal jelentkeznek.

Ahhoz, hogy kidolgozzuk az inhermetikusság kormeghatározási módszerét nagy mennyiségű és 1%-nál pontosabb izotóparány-mérést kell végrehajtani az alkalmasan mintázott primerköri vízben oldott gázból. Ismert korú lyukasságú fűtőelemeken végzett mérésekkel meg lehet alapozni egy olyan izotóparányváltozás-idő függvényt, amely a későbbiekben felhasználható ismeretlen inhermetikus fűtőelem reaktorban eltöltött idejének felderítéséhez. Ezen adatok nagy segítséget adhatnak a fűtőelemek átrakási időszakban történő vizsgálatában, majd pedig a további felhasználásban.

2.3.6. A szivárgó fűtőelemek modellezése

Az atomerőműben ritkén, de előfordulnak szivárgó fűtőelemek. Numerikus modelleket két fő területen alkalmaztunk eddig:

- a mért aktivitás-koncentrációk alapján becslést lehet adni a szivárgó fűtőelemek számára, kiegészésre,
- a TS (telescope sipping) eljárással végzett vizsgálatok utószámítására is szükség volt a folyamatok értelmezéséhez.

A jelenleg használt aktivitás-koncentráció kiértékelési módszereket (RING, orosz metodika, WANO eljárás) össze kell vetni az EPRI általa javasolt módszerrel.

A szivárgási folyamatok mechanisztikus leírására létrehozott TSKGO modellt tovább kell fejleszteni, mert jelenleg a tranziens folyamatokat egyetlen időlépésben számolja és a fűtőelem belső gázterét a modellezett folyamatok többségében egy nódusként adja meg.

A továbbfejlesztett TSKGO modellt fel kell használni a MIR reaktoron, szivárgó VVER fűtőelemekkel végzett kísérletek utószámítására, és az esetleges újabb paksi TS vizsgálatok számítására is.

Eddig megjelent dokumentumok:

Hózer Zoltán: A RING program, AEKI-FL-2011-765-01/01

Szabó Péter, Hózer Zoltán: A szivárgó fűtőelemek jellemzőinek számítására használt külföldi eljárások, EK-FRL-2014-967-01/01

Szabó Péter, Hózer Zoltán, Kerner Zsolt: A RING, a WANO FRI és az orosz metodika alkalmazása a szivárgó fűtőelemek jellemzőinek számítására, MTA EK-FRL-2015-967-1-1-M0

Hózer Zoltán, Kulacsy Katalin, Novotny Tamás: Szivárgó fűtőelemek TS és KGO vizsgálatának numerikus modellezése
AEKI-FL-2011-759-01/01-M2

Ander István, Bihari Árpád, Major Zoltán, Dr. Palesu László, Papp László, Dr. Rinyu László, Dr. Futó István, Veres Mihály: A TS berendezés kalibrációjához szükséges eszközök gyártása, közreműködés a kalibrációhoz szükséges mintázások és mérések végrehajtásában a szivárgó fűtőelemek TS és KGO vizsgálatához kidolgozott numerikus modellek továbbfejlesztéséhez, 2012. Isotoptech Zrt.

Hózer Zoltán, Slonszki Emese: A normál üzemi állandósult szivárgás modellezésének továbbfejlesztése a TSKGO programban, EK-FRL-2013-761-01/01

Hózer Zoltán, Nagy Richárd, Szabó Péter: A TS és KGO vizsgálatok numerikus modellezése, EK-FRL-2013-738-01/02-M2

Hózer Zoltán: A normál üzemi aktivitás, a spiking jellemzők és a TS küszöbérték közötti kapcsolat, EK-FRL-2014-761-01/02

Hózer Zoltán, Kulacsy Katalin, Szabó Péter: A 77715-ös számú szivárgó kazetta TS vizsgálatának modellezése, MTA EK-FRL-2015-761-1-1-M0

2.3.7. Fűtőelem-viselkedés modellezésének kiterjesztése a KKÁT körülményeire

A fűtőelem-viselkedési kódok rendeltetése a reaktorban végbemenő folyamatok modellezése, elsősorban termomechanikai szempontból. Felmerül azonban a kérdés, hogy a KKÁT-ben töltött évtizedek alatt megváltozik-e az üzemanyag-tabletta szerkezete, várható-e további hasadásigáz-kibocsátás a pálca szabad térfogatába, a radioaktív sugárzás milyen hatással van a burkolatra és a környezeti nyomásnál nagyobb belső nyomás ilyen időtávlatban milyen igénybevételnek teszi ki a burkolatot. Ezekre a kérdésekre a FUROM kód kiterjesztésével lehetne választ adni, ami a következő feladatok elvégzését jelentené:

- szakirodalmi áttekintés készítése a fenti folyamatokról információt adó mérésekről, az alkalmazandó modellek kiválasztása,

- a FUROM kód szükséges átalakítása, a modellek beépítése.

2.4. A primerköri anyag- és aktivitásterjedés, a konténmentben zajló folyamatok és a környezeti kibocsátás modellezése

2.4.1. A radioaktív anyagok erőműközeli térségben való terjedésének újfajta modellezése a rács Boltzmann módszer alapján

Jelenleg nukleáris erőművek közvetlen környezetében, baleseti szituációkban esetleg kibocsátott radioaktív anyagok terjedésének számítását, egyszerűsített modellek segítségével végzik. A terjedés számítását pontosabbá téve a menekülési útvonalak, kiürítési tervek előkészítése tovább javulhatna. E terv részeként egy olyan általános célú terjedésszámítási modellrendszer létrehozását kellene megcélozni, amely egy adott ipari terület megfelelő geometriai leírása (épületek helyrajzi adatai, méretei), a források (a kibocsátás helye és nagysága) és peremfeltételek (időjárási viszonyok) megfelelő ismerete esetén képes meghatározni a radioaktív anyagok terjedési útját, kiülepedését a telephelyen belül. A modellrendszer alapja például a rács Boltzmann módszer lehet.

A feladat elvégzését elhalasztottuk.

2.4.2. Az új paksi blokkok konténmentjében zajló folyamatok és a környezeti kibocsátás modellezése

Üzemzavar, illetve a baleset során a konténmentben kialakuló hasadványterjedési folyamatok szorosan összefüggenek a termohidraulikai folyamatokkal. A terjedési számítások elvégzéséhez szükség van a konténment részletes geometriai modelljének, valamint a konténmentben elhelyezett üzemzavari biztonsági rendszerek, mint a sprinkler rendszer, konténment hűtőrendszer modelljének kidolgozására. A modellfejlesztés a jelenlegi pontmodelles kódok bázisán történik. A számítási modell bemenő adatait, a konténmentbe jutó izotópmennyiséget, az üzemzavari, illetve baleseti viselkedést számító kódok szolgáltatják. A fejlesztés eredményeképpen rendelkezésre fog állni egy olyan modell, amellyel meghatározható a konténment különböző térrészeiben az izotópok mennyiségének, valamint az atmoszféra, a fal és a víz közötti megoszlásuknak az időfüggvénye, továbbá a környezetbe kijutó izotópmennyiség, szintén az idő függvényében.

Eddigi megjelent dokumentum:

Kostka Pál, Lajtha Gábor, Tóth Beáta: Súlyos balesethez kapcsolódó aktivitás terjedési elemzések elkészítése – VVER-1200 blokk konténmentjében zajló aktivitásterjedési folyamatok modelljének kialakítása tervezési üzemzavarok esetére. Elemzési dokumentáció, 212-527-00/4, NUBIKI Kft., 2015. December

Horváth L. Gábor, Kostka Pál, Téchy Zsolt: *Súlyos balesethez kapcsolódó aktivitás terjedési elemzések elkészítése – Súlyos baleseti folyamatok modelljének kidolgozása, 1. fázis.* Elemzési dokumentáció, 212-527-00/1, NUBIKI Kft., 2015. december

2.4.3. A primerköri anyag- és aktivitástranszport modellezése az új paksi blokkokra

Az atomerőművi leállási dózisok legnagyobb részét a felaktiválódott korróziótermék nuklidok okozzák. A jelenlegi VVER-440 blokkok korróziós aktivitása világviszonylatban rendkívül alacsony, ami nagyon előnyös. Ez nem minden atomerőmű-típusnál ilyen. Célszerű már az új blokkok létesítése előtt felmérni a különböző blokk típusok esetén várható primerköri korróziós aktivitásokat, a várható eltérések feltételezhető okait, a potenciális új blokkok minősítése céljából.

A felaktiválódást alapvetően a vízüzem befolyásolja. Szükséges megvizsgálni, hogy a VVER-440-re kidolgozott felaktiválódás és korróziótermék-oldhatóság programok mennyiben alkalmasak a VVER-1200 atomerőmű esetében.

Ki kell dolgozni a kiválasztott atomerőmű-típus(ok) esetén érvényes korróziótermék-migráció számításának nodelizációját. Fel kell mérni a rendelkezésre álló oldhatóság kísérleti adatokat a különböző típusú blokkok anyagai esetén. Az oldhatóság programokat ezekhez a kísérleti adatokhoz kell igazítani. Az így kialakított modellel verifikációs számításokat kell végezni olyan létező atomerőművekre, amelyek vízüzeme és anyagai hasonlóak a várható új blokkokéhoz.

2.4.4. A környezetbe kijutó izotópok terjedésének értelmezése és modellezése

A négy paksi blokk üzemidejének meghosszabbításával kapcsolatos eljárás aktuálissá teszi az elmúlt hosszú időszakban a környezetbe történt kibocsátások összegző-elemző feldolgozását. (Környezet alatt a felszín alatti vizet, a levegő és a bioszféra kell érteni elsősorban.) Az eredmények nélkülözhetetlenek a bővítés engedélyeztetéséhez szükséges környezeti hatástanulmány elkészítéséhez is. Ugyanakkor jól megalapozott következtetések szükségesek az üzemidő hosszabbítások valamint a bővítés társadalmi elfogadtatását célzó megfelelően előkészített és kellő időben lefolytatott lakossági kommunikáció és a szükséges társadalmi viták lefolytatása szempontjából is.

Az erőmű környezetében komplex sugárzási környezettel kell foglalkozni, melynek részei un. az őseredeti (természetes) radioizotópok, a 30 évnyi üzemelés során történt paksi kibocsátásokból akkumulálódott izotópok, továbbá a világszerte végrehajtott katonai célú kísérletekből és a különböző baleseti kibocsátásokból a környezetbe kikerült radionuklidok is. A feldolgozás során figyelembe kell venni az ICRP 61 ajánlásaira épülő új EU előírásokat, melyek kiterjednek az ember (lakossági sugárterhelés) mellett a környező ökoszisztéma védelmére is (dózisjelzőkorlátozása). Különösen fontos feladat a környezeti hatások becslésében a ma legnagyobb bizonytalanságot eredményező ún. transzfer faktorok helyi (Paks környéki) geológiai/ökológiai viszonyokra történő kísérleti meghatározása.

Az összegző-elemző feldolgozás eredményei nélkülözhetetlenek az egyes környezeti elemekbe bejutó atomerőművi eredetű radioaktív izotópok mérésére szolgáló eljárások és a transzport folyamatokat modellező módszerek továbbfejlesztése szempontjából is. Várhatóan az új paksi blokkokra is igaz lesz, hogy a sugárvédelmi mérések jelentős köre a primerköri vízüzemhez kötődik. A felkészülést segíthetné az új blokkokra készülő primerköri anyag- és aktivitástranszport modellezés eredményeinek megismerése, kiváltképp akkor, ha azok nem VVER típusúak lesznek. Megvizsgálandó a rendszeresen mérendő radioizotópok köre, ill. kidolgozandók az ezekre irányuló leghatékonyabb mérési eljárások.

A projekt elindítása sürgős feladat a levonható következtetések és a hatástanulmányok minél nagyobb megbízhatósága és jobb átláthatósága érdekében.

2.4.5. Radioaktív szennyezőanyagok regionális skálán történő légköri terjedésének modellezése

A légkörbe kikerülő radioaktív szennyezőanyagok eloszlásának vizsgálatára hazánkban is elterjedten alkalmaznak lokális skálájú modelleket, melyek a forrás közelében, néhány száz kilométeres távolságig adnak elfogadható pontosságú eredményeket, ennél nagyobb távolságokon a számítások bizonytalansága jelentősen nő. A kutatás-fejlesztés célja egy regionális skálán használható modell fejlesztése, amely a forrástól akár több száz kilométerre képes meghatározni a szennyezőanyagok okozta többlet sugárterhelést.

A különböző skálákon történő modellezés módszerei lényegesen eltérnek egymástól. A regionális légköri terjedés megbízható modellezése érdekében egy olyan modell elkészítése a cél, amely a légköri terjedésben alapvetően szerepet játszó folyamatok – mint az advekción, a diszperzió, vagy a depozíció – mellett minden olyan egyéb fizikai/kémiai hatást is figyelembe vesz, amelyek lokális skálán közelítőleg elhanyagolhatóak, nagyobb távolságon azonban számottevően befolyásolják a radioaktív anyagok környezeti terjedését. Ilyenek többek között a radiokémiai átalakulások, a domborzat áramlásmódosító szerepe, valamint a szárazföld és a vízfelszín eltérő tulajdonságaiból eredő hatások.

A fejlesztések eredményeként létrejövő szoftver segítségével elemezhető lesz a radioaktív anyagok légkörbe kerülésének következménye a kibocsátástól több száz km távolságig, ezáltal az hasznos kiegészítése lesz a radioaktív szennyeződések terjedésének követésére ma használatban lévő lokális skálájú modelleknek.

2.4.6. Radioaktív szennyezőanyagok regionális skálán történő légköri terjedésének modellezése, meteorológia modul

A légköri terjedés modellezése során elengedhetetlen a megbízható meteorológiai paraméterek használata. Különösen fontos a szennyezőanyag(ok) több száz km-es terjedése során. A nagyobb távolságokban az alapvetően szerepet játszó folyamatok mellett szükség van különböző nyomás szinteken a szélirány, szélesség, hőmérséklet, relatív nedvesség, geopotenciál magasság értékekre. A meteorológiai modul fejlesztésével a terjedési modell parametrizációja során a nagyobb felbontáson rendelkezésre álló adatokból a számításokhoz szükséges felszíni paraméterek is rendelkezésre állnának, mint például a talajszinti hőmérséklet, borultság, határreteg magassága, felszíni hőáramok, csapadékintenzitás, csapadék halmazállapota. Így még pontosabban lehetne számolni a légkörbe kerülő radioaktív anyagok következményeit.

2.4.7. Radioaktív anyagok felszíni vizekben való terjedésének modellezése

A paksi atomerőmű környezetében élők sugárterhelésének meghatározása érdekében szükséges az atomerőműből kikerülő aktivitás felszíni vizekben történő terjedését leíró modell megalkotása, amely a jelenleg alkalmazott modelleknél pontosabban veszi figyelembe a környezet jellemzőit. Figyelembe kell venni a radioaktív szennyeződések felszíni vizekbe kerülésének lehetséges útvonalait (pl. a felszíni víz közvetlen szennyeződése, a felszíni víz közvetett szennyeződése a talajvízen keresztül, illetve a légköri kibocsátás vízfelszínre való kihullása révén), a felszíni vizekben végbemenő folyamatokat (pl. diszperzió, depozíció),

valamint a külső és belső sugárterhelés útvonalait (pl. közvetlen sugárzás a folyóvíztől vagy a partra kiülepedett szennyeződéstől, bemerülés járuléka, az ivóvízzel vagy a táplálékláncon keresztül bekerült aktivitás dózisa). A munka során tekintetbe kell venni az atomerőmű környezetének geológiai, hidrológiai jellemzőit, valamint a lakosság életmódját is, ezek meghatározásához esetenként helyszíni, terepi felmérések is szükségesek. Érzékenységvizsgálatokat kell végezni annak meghatározására, hogy mely tényezők és paraméterek hatása meghatározó.

2.4.8. Oldott radionuklidok és talajok, kőzetek kölcsönhatásaival, ezek hatása az izotópok terjedésére, szeparációjára a különböző fázisok (atmoszféra, aeroszolok, vizek, talaj/kőzet) között

Az atomerőmű környezeti hatásainak egyik területe a litoszféra, vagyis a kőzetek, a talajok és vízben oldott radionuklidok kölcsönhatása. Az egyes konkrét radionuklidok és a litoszféra komponenseinek kölcsönhatása, annak erőssége, nagymértékben befolyásolja, hogy a környezetbe kijutó radionuklidokkal melyik szférában (atmoszféra, hidroszféra, litoszféra) kell számolni, így azokat a terjedés és sugárdózis modellezésénél hogyan kell figyelembe venni. Korábbi vizsgálatok bizonyos iránymutatást adnak a kölcsönhatások főbb tendenciáira a radionuklidok földtani körülmények között jellemző kémiai formáira alapozva. Ezeket azonban jelentősen befolyásolhatják az adott földrajzi helyen jellemző körülmények (ásványos, kémiai összetétel, szervesanyag-tartalom, geometriai, hidrosztatikai viszonyok, pH, redoxkörülmények, egyéb anyagok, pl. komplexképzők jelenléte, stb.). Így nem támaszkodhatunk pusztán az általános megállapításokra, az adott helyszínre jellemző kísérleti vizsgálatok szükségesek.

2.4.9. Transzport vizsgálata a kőzetekben, talajokban, valamint a fázishatárokon történő átlépésnél, helyi felhalmozódások kialakulási lehetőségei. Felhalmozódási rétegek kialakulása víz/talaj(kőzet) kölcsönhatások eredményeképpen

A radionuklidok transzportja a földtani közegekben (kőzetekben, talajokban) alapvetően a pórusrendszerben valósul meg. A transzport hajtóereje a koncentrációk különbségéből adódó kémiai potenciálkülönbség, tere pedig a szilárd közeg pórusrendszere. A pórusrendszert általánosságban ún. szabad pórusokra és elektrosztatikus térrel rendelkező pórusokra oszthatjuk. Ez utóbbi pórusformában a transzportfolyamatok sebességét erősen befolyásolja a radionuklidok lehetséges kémiai formája, illetve az elektrosztatikus tér által meghatározott szorpciós folyamatok. A kőzetek és talajok esetén a két pórusrendszer hozzájárulásának viszonya függ az ásványos összetételtől, illetve a rendszer heterogenitásától. Bár nemzetközi szinten is széles körben folynak kutatások a radioaktív nuklidok transzportfolyamataira vonatkozóan, azok kvantitatív értékelésére még alapelvi szinten sem alakult ki egységes szemlélet, ami összefügg a transzportjelenségek mechanizmusának tisztázatlanságával. Különösen szembeszökő ez olyan ásványok esetén, ahol a vizes közegben való duzzadás jelentős mértékű, és ez függ az elektrosztatikus folyamatokban résztvevő ionoktól. Ezen kutatási feladaton belül az alapelvi kutatásokat olyan konkrét földtani közegeken szeretnénk végezni, amelyek egyrészt megtalálhatóak a Paksi Atomerőmű környezetében, illetve amelyeket várhatóan felhasználnak a nukleáris hulladékok föld alatti elhelyezése során.

2.5. A súlyos baleseti folyamatok számítógépes modellezésének továbbfejlesztése

2.5.1. A reaktortartály külső hűtésének további vizsgálata

A „tervezésen túli üzemzavarok” egyik következménye lehet a reaktor aktív zóna egészének, vagy egy részének megolvadása a hűtés hiánya miatt. Számítások szerint a reaktortartály alján összegyűlt olvadék hőmérséklete elég magas ahhoz, hogy a tartályfal is megsérüljön, és az olvadék kikerüljön a tartályból. Az olvadék-visszatartás egyik módja lehet a tartályfal külső hűtése. A PA Zrt. által eddig megrendelt vizsgálatok alapján kialakult egy koncepció a tartály külső hűtésének műszaki megvalósítására. A koncepció több elemében található bizonytalanság miatt kísérleti igazolással is érdemes alátámasztani a rendszer működőképességét.

A kísérleti modell jellegzetessége, hogy a reaktortartály külső alsó elliptikus feneke és a függőleges köpeny az eredetinek 1:40 méretarányú szeletével van modellezve. Az egyszerűbb gyárthatóság érdekében az elliptikus tartályfenékszelet a valóságos felületet jól közelítő törten hajlított síkfelületekkel, a függőleges tartályköpenyszelet pedig sík, függőleges felülettel van kialakítva.

Az eddig elvégzett kísérletek tanúsága szerint még a szűkített geometriai kialakítás mellett is, az ASTEC kód által számított felületi hőteljesítményt 20%-kal növelve a reaktortartály külső hűtése a kidolgozott technológiával még 86 °C hőmérsékletű zsonpvíz esetén is biztosítható.

A hűtés folyamatát alapvetően a kritikus szűkület geometriája és az alkalmazott fűtőtéljesítmény bizonytalansága befolyásolja. Ezért érdemes a pontosított olvadékszámítások eredményeit felhasználva, továbbá az áramlási viszonyok változtatásával a kísérleteket folytatni a VVER-440 reaktorok súlyosbaleset-kezelési folyamatának szélesebb körű megismeréséhez.

Az ASTEC súlyos baleseti kódban alkalmazható hőátadási modellt célszerű továbbfejleszteni a szükséges paraméterek – hőátadási tényező, falhőmérséklet, vízhőmérséklet és csatorna-keresztmetszet – összefüggéseinek felhasználásával. A tartály külső hőátadási tényezőit a zónatörmelék és reaktortartály viselkedést számító ICARE modul és a betonaknában lévő vízgőz jellemzőket számító CPA modul eredményei alapján lehet meghatározni. A modellt a CERES kísérletek eredményeivel kell validálni.

A validált modellel a kód alkalmassá válik a reaktortartály falában kialakuló hőmérséklet-eloszlás pontos számítására a VVER-440/213 reaktor súlyos balesetének kezelése (külső hűtés) során.

2.5.2. Az új paksi blokkok súlyos baleseti folyamatainak modellezése

Az új paksi blokkok geometriája, anyaga és összetétele eltér a jelenlegi VVER-440/213 atomerőmű paramétereitől. Ezen kívül a primer- és szekunderkör geometriájában is a fizikai folyamatok modellezését befolyásoló eltérések lesznek. A munka során fel kell mérni a súlyos baleseti kódban meglévő modellek alkalmazhatóságát az új paksi blokkok aktív zónájára, primer- és szekunderkörére és végre kell hajtani a szükséges modell- és inputmódosításokat,

hogy ezáltal modellezhetőek legyenek a zóna, valamint a primer- és szekunderkör folyamatai a lehetséges súlyos baleseti folyamatok során.

A konténmentmodell esetében a kettős falú konténment és a konténment külső hűtésének modelljét kell kidolgozni és validálni. Ebben az esetben a megfelelő hőátadási mechanizmus modellezését kell kidolgozni a gőz, valamint nem kondenzálódó gáz által alkotott keverék és a hűtött fal között.

Eddigi megjelent dokumentumok:

Kostka Pál, Lajtha Gábor, Tóth Beáta: Súlyos balesethez kapcsolódó aktivitás terjedési elemzések elkészítése – VVER-1200 blokk konténmentjében zajló aktivitásterjedési folyamatok modelljének kialakítása tervezési üzemzavarok esetére. Elemzési dokumentáció, 212-527-00/4, NUBIKI Kft., 2015. december

Horváth L. Gábor, Kostka Pál, Téchy Zsolt: *Súlyos balesethez kapcsolódó aktivitás terjedési elemzések elkészítése – Súlyos baleseti folyamatok modelljének kidolgozása, 1. fázis.* Elemzési dokumentáció, 212-527-00/1, NUBIKI Kft., 2015. December

2.5.3. Az olvadék stabilizációjának szimulációja az új paksi blokkokban

A zónatörmelék lehűtésére különböző módszereket alkalmaznak a 3. generációs atomerőműveknél. A reaktortartály sérülés következtében a tartályból kikerülő zónatörmelék hűthetőségének biztosításához ennek felületét kell növelni. Az új paksi blokkok esetében az olvadék stabilizálására szolgáló eljárás az úgynevezett „core catcher” alkalmazása. Ennél egy speciális szerkezetbe jut a zónatörmelék, amely biztosítja annak hűthetőségét.

Az említett balesetkezelési megoldások során fellépő folyamatoknak a számítására meg kell vizsgálni a jelenleg Magyarországon alkalmazott súlyos baleseti kódok alkalmasságát, illetve a modellek továbbfejlesztésének lehetőségeit. A fejlesztés során a modellt a nemzetközi irodalomban rendelkezésre álló kísérletek eredményeivel kell validálni.

A fejlesztés eredményeként rendelkezésre fog állni az új paksi blokkok olvadékstabilizálási folyamatainak számítására alkalmas számítási modell.

2.5.4. A konténmentbeli gázeloszlás modellezése az új paksi blokkok súlyos baleseti értékeléséhez

A GASFLOW 3D kód a súlyos baleseti folyamatok során a konténmentben kialakuló gázeloszlások meghatározására alkalmas számítógépi program. A gázeloszlásokat, így a hidrogén eloszlását jelentősen befolyásolja a konténmentben jelenlévő gőzmennyiség, illetve ennek kondenzációja. A kód jelenlegi változata a falakon kondenzált gőzt vízfilmként kezeli, amely egy, az inputban előre meghatározott vastagságot érhet el. Az e feletti vízmennyiséget a kód eltávolítja a rendszerből. Hasonlóan kikerül a rendszerből a térből cseppek formájában kihulló vízmennyiség.

A feladat célja a kód továbbfejlesztése oly módon, hogy a falakon és a padlón összegyűlő folyékony víz a modellben se távozzon a rendszerből, hanem továbbra is résztvegyen a

termohidraulikai folyamatokban. Ennek érdekében egy (vagy több) zsomp modelljének beépítésére van szükség, ahol a falakról lefolyó, ill. a térből kihulló víz összegyűlik. A modellnek tartalmaznia kell a zsompvíz és a felette elterülő gáztér közötti hő- és anyagátadást, valamint figyelembe kell vennie a víz és a padló közötti hőcserét. A kialakítandó modell a kód meglévő hő- és anyagátadási modelljeinek felhasználásával számolja a víz felszínén a hőátadást, a kondenzációt és az elpárolgást.

A fejlesztés eredményeként a GASFLOW kód alkalmas lesz a konténmentekben a kondenzáció során folyékony állapotba kerülő víz mennyiségének és termohidraulikai viselkedésének pontos követésére, ezáltal a balesetkezelési folyamatok során kialakuló gázeloszlások pontosabb követésére.

A konténment baleseti folyamatok során kialakuló gázeloszlásoknak a GASFLOW kóddal végzett számításához szükség van az adott tér részletes geometriai modelljére. A modellnek szintén tartalmaznia kell a térben található, és a termohidraulikai folyamatokat befolyásoló rendszerek (pl. sprinkler, szellőzés, visszacsapó szelepek, törőtárcsák, hidrogén rekombinátorok) leírását is. Mivel különböző erőművek konténmentjei mind geometriájukban, mind az alkalmazott rendszerek tekintetében különböznek egymástól, így új CFD-modell kidolgozása szükséges az új paksi blokkok konténmentjére.

A feladat célja az új paksi blokkok konténmentjéhez kialakítani a különböző erőművi folyamatok konténment eseményeinek szimulációjához szükséges CFD-modellt. A kiválasztott koordináta rendszerben fel kell építeni a konténment geometriai modelljét (térfogatok, falak, átáramlási útvonalak). A modellbe integrálni kell az adott blokk esetében alkalmazott, és a termohidraulikai folyamatokat érintő rendszereket (pl. sprinkler, konténment külső hűtés, stb.).

A fejlesztés eredményeként rendelkezésre fog állni az új paksi blokkok konténmentjének CFD-modellje. Ennek felhasználásával a későbbiek folyamán elvégezhető a konténment viselkedésének szimulációja a GASFLOW kóddal az adott erőmű súlyos balesetei során.

Eddig megjelent dokumentum

Kostka Pál, Téchy Zsolt: *A VVER-1200 konténment modellje a GASFLOW kódban*. Jelentés, 202-415-00/3, NUBIKI Kft., 2014. december

2.5.5. A kettős konténment erőjátékának elemzése kölcsönhatásban a technológiai folyamatokkal

Kidolgozandó

2.6. A reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési folyamatok egységes modellezése

2.6.1. A reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési folyamatok egységes modellezése

A könnyűvízzel moderált és hűtött reaktorok aktív zónájában lezajló folyamatok modellezése során egy időben lezajló reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési jelenségeket kell nyomon követni. Jelentősebb reaktorteljesítmények esetén a fenti három jelenségcsoport kölcsönösen hatást gyakorol egymásra.

A jelenlegi gyakorlat szerint mindhárom féle számítás közös jellemzője, hogy a másik kettő hatását – éppen a gyakorlati alkalmazhatóság céljából – csak közelítőleg, például paraméterezve, vagy szintén meghatározandó paramétereket tartalmazó, nagyon egyszerű, közelítő módszerekkel veszik figyelembe. (A paraméterezés szélsőséges esete konstans, konzervatívnak gondolt értékek használata.) A szétcsatolt számítások együttese jelenleg konzervatív adatok bevitelét igényli a csatolási felületeken, és így egészében mint konzervatív elemeket tartalmazó modell értelmezhető, tehát csak korlátozott mértékben használható mint a jelenleg elterjedőben lévő „best estimate + uncertainty” módszernek minden tekintetben „best estimate” eszköze. A multi-physics kezelésmódnak a fentiekkel szemben éppen az a lényege, hogy nincs kitüntetett számításfajta, egyszerre minden folyamatot kellő súllyal, a lehetőségek szerint pontosan figyelembe vesznek, időlépésenként „on-line” biztosítva a csatolást a modelltípusok között.

Ezért javasolható egy olyan multi-physics számítási eszköz létrehozása, amellyel a forrócsatorna számítások jelenlegi, hagyományos kezelésmódjának konzervativizmusa ellenőrizhető és csökkenthető. A javasolt eszköz a KARATE, a COBRA, a FUROM és FRAPTRAN kódok on-line csatolásán alapul.

A tervezett létrehozandó eszközt az alábbiak szerint lehet alkalmazni:

1. Meg kell határozni az interfész mennyiségek paraméterezésének a lehetőségekhez képest minimális hibához vezető módját. Ennek során a különböző reaktorállapotok, a különböző időskálákon lezajló folyamatok, élettörténetek lehetséges sokaságainak vizsgálatai fontos szerepet játszanak.
2. A helyes paraméterezéssel rendelkező programok abban a körben, ahol a multi-physics vizsgálatokat és az arra épülő paraméterezést végrehajtották, feltehetőleg már ismét szétválasztva alkalmazhatók úgy, hogy elhanyagolhatók vagy ismertek az interfész mennyiségek bizonytalanságai.
3. Előnyös, hogy a tervezett multi-physics eszköz alkalmas egy olyan bizonytalansági elemzés céljára, amely az összes modell együttes használatának tekintetében best-estimate módszeren alapul. Ezzel a bizonytalanságok hagyományos, halmozottan konzervatív kezelésmódja elkerülhető, így indokoltan – ismert valószínűségi paraméterekkel jellemzett módon – lehet kedvezőbb eredményekre jutni.

A multi-physics számításokat először egy, a vizsgálatok szempontjából „középponti”, részletesen modellezett fűtőelem-palcára és annak egy közepes méretű környezetére (pl. egy kötegre) érdemes tervezni. Ezek során a csatolások szempontjából legfontosabb vizsgálandó fizikai jelenségek a rés hővezetése és a szubcsatornák közötti keveredés.

Az eredmények elősegítik egy új típusú, 3. generációs hazai erőmű vagy egy a jelenlegitől lényegesen eltérő VVER-440 fűtőelem bevezetése esetén a megfelelő forrócsatorna-elemzési metodika kialakítását, a szükségtelen konzervativizmusok kiiktatását.

Eddig megjelent dokumentum:

Keresztúri, I. Panka, A. Molnár, Á. Tóta, Multi-physics development for the hot-channel calculation of fast reactivity transients, Progress in Nuclear Energy 67 (2013) 74-81

2.6.2. Fal nélküli kötegek modellezése a biztonsági elemzésekhez

Teljes bizonyossággal állítható, hogy az új paksi blokkok kötegei – szemben a VVER-440-es kazettákkal – nem fognak kötegfalat tartalmazni, de a működő paksi blokkok jövőbeli fűtőelem-modernizálása során sem zárható ki ilyen kazetták alkalmazása. Így szükségessé válik a szubcsatornák közötti keveredés által befolyásolt biztonsági elemzési módszerek felülvizsgálata, különös tekintettel az üzemzavar-elemzések elfogadási kritériumainak ellenőrzése során alkalmazott forrócsatorna-számításokra és az ezzel szoros összefüggésben álló normál üzemi korlátozásokra. További fontos, az előzőekkel szorosan összefüggő kérdés a konzervatív biztonsági elemzések során használandó kötegen belüli relatív teljesítmény-eloszlás, illetve a zárt szubcsatorna közelítés alkalmazhatósága. A fenti célok érdekében fejlesztések szükségesek a KARATE programrendszerben, amelyek elvégzése után meg kell ismételni a korábban végzett metodikai célú elemzéseket.

A fejlesztés fő elemei a következők:

- A KARATE programrendszer pálca-szubcsatorna szintű csatolt reaktorfizikai-termohidraulikai számításainak felkészítése a fal nélküli köteg számítására
Ennek lényege a reaktorfizikai, valamint a termohidraulikai számítások lehetséges térbeli tartományának kibővítése. Lehetővé kell tenni, hogy a reaktorfizikai számítási tartomány tetszőleges számú szomszédos köteget is teljes egészében tartalmazzon, és ezzel összhangban a határfeltételek a globális számítási szint nádushatárokon értelmezett skalár fluxusából származzanak. A termohidraulikai modullal kapcsolatban meg kell oldani, hogy annak számítási határa rugalmasan változtatható legyen a reaktorfizikai számítási határon belül, ezzel lehetővé téve annak vizsgálatát, hogy mekkora tartomány termohidraulikai számítása szükséges egyáltalán a köteghatárokon keresztüli áramlások megfelelő figyelembevétele céljából. Ezen kívül a kötegek határain a nodalizációt is meg kell változtatni, valamint több szűkítő együttes modellezését is meg kell oldani.
- Vizsgálatokat kell végezni a biztonsági elemzések forrócsatorna-számítási metodikájának tanulmányozására, így a lokális teljesítmény korlátozásával kapcsolatos keretparaméterek kijelölése, valamint a zárt csatorna közelítés alkalmazhatósága céljából.

A fejlesztés további eredménye adódik a köteghatárokon keresztüli keresztáramok paraméterezése révén, ami felhasználható a globális (egész reaktorra vonatkozó) csatolt reaktorfizikai-termohidraulikai számítás algoritmusában.

A feladat elvégzése az új blokkokkal kapcsolatos 2.6.3. pont 2.6.3.2. részfeladatának keretében folyik.

2.6.3. Csatolt kódrendszer fejlesztése az új blokkok zónatervezési és üzemzavar-elemzési feladatainak alternatív megoldására

A Magyarországon várhatóan felépülő új reaktorblokkok jellemzői nem egy vonatkozásban el fognak térni a jelenlegi paksi blokkokétól. A működő blokkok zónatervezési és üzemzavar-elemzési feladatainak megoldására validált és számos esetben alkalmazott számítási rendszer működik. Nagy valószínűséggel feltételezhető, hogy – bár az üzemeltetési és biztonsági

limitektől való távolságok („margin”) még mindig megfelelő mértékűek lesznek – ez a távolság (tartalék) a számítási módszerek időközben bekövetkezett fejlődésével és a gazdaságossági törekvésekkel összhangban az új blokkoknál kisebb lesz, mint a ma működőknél. A normál üzemi és az üzemzavari biztonsági limitektől való távolság értékeléséhez stacionárius és dinamikai, egymásra épülő reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési számításokra van szükség, melyek között a csatolást is biztosítani kell. (Ez utóbbi történhet egyes esetekben szükségszerűen on-line módon, vagy off-line paraméterezéssel, esetleg további esetekben a kialakult számítási tapasztalatra épülő konzervatív feltevésekkel.) A szállító rendelkezik a tervezéshez és a biztonsági elemzésekhez szükséges számítási eszközökkel, mindazonáltal az új blokkok tekintetében a biztonság növelésének irányában hat, és így célszerűnek látszik az ezekkel végzett elemzéseknek – vagy azok egy részének – hazai ellenőrzése alternatív elemzési eszközök felhasználásával. (Hasonló hazai elemzések már a hetvenes években is történtek a VVER-440 blokkokra.) Olyan számítási rendszert kell tehát létrehozni, amely az új blokkok engedélyezési eljárásának már korai szakaszában is alkalmazható lesz.

A számítási rendszer egészen részletes terveinek elkészítését csak most lehet megkezdeni. A tervezett munkák magukban foglalják a blokk típusától függő esetleg szükséges metodikai fejlesztéseket, a kódok alapadatokkal (pl. nodalizáció) való ellátását, a kódrendszer egyes kapcsolatainak (pl. csoportállandók, rezponz mátrixok, rés hővezetés) blokkspecifikus paraméterezésének elvégzését, a felhasználói felület fejlesztését. Bár a számítások egyes fenti elemeinek általános, önálló programként való validálása megtörtént (konferencia kiadványok, publikációk), az említett fejlesztésekhez szükséges erőfeszítésekkel közel azonos mértékű az a munka, ami az üzemanyag- és blokkspecifikus validáláshoz szükséges. Ehhez az adatok, referenciamegoldások túlnyomórészt jól dokumentált, széles körben ismert OECD NEA jelentésekből rendelkezésre állnak mind a reaktorfizikai, mind a termohidraulikai, mind pedig a fűtőelem-viselkedési modellekhez. E nélkül ugyanis a limitektől és a más kódok eredményeitől való eltérések nemigen lesznek értelmezhetők. Az AER („Atomic Energy Research”) együttműködés benchmark feladatait is alkalmazni lehet.

A döntő többségében saját fejlesztésű kódok használatának egyik előnye, hogy ennek révén mélyebb tudás áll rendelkezésre a modellezési feltételezésekről és így az alkalmazhatóság hatáiról. A másik előny a modellezési opciók helyes megválasztása, a felhasználói hibák minimalizálása tekintetében jelentkezik.

A kódrendszer számításokat végző elemeinek kifejlesztését a 2.6.3.1. és 2.6.3.2. feladatok irányozzák elő.

2.6.3.1. Kódrendszer elemeinek fejlesztése az új blokkok zónatervezési és üzemzavar-elemzési feladatainak alternatív megoldására

E feladat keretében az alábbi kódok kifejlesztése és átalakítása történik:

1. Stacionárius és lassú (kiegész, xenon, szamárium) tranziens számítására alkalmas reaktorfizikai kódok a zónatervezés és egyes reaktivitás üzemzavarok elemzésének céljára, amelyek termohidraulikai algoritmusokkal vannak kiegészítve a visszacsatolás figyelembevétele céljából; egymásra épülő, „háromszintes” – spektrális transzport, fimomhálós, az egész reaktort modellező nodális – kódrendszer a meglévő programok felhasználásával, a blokk kiválasztásától függő továbbfejlesztésével. A reaktorfizikai

csatolások a „szintek között” egyik irányban határfeltételeken keresztül, a másik irányban paraméterezéssel történnek.

2. Rendszer termohidraulikai kód az üzemzavarok elemzéséhez, amely on-line módon kapcsolódik a fenti 3D nodális programhoz, és így a legbonyolultabb aszimmetrikus tranziensek is elemezhetők. A tartályon belüli keveredést befolyásoló paramétereket esetenként CFD-eredmények felhasználásával kell beállítani.
3. Stacionárius fűtőelem-viselkedési kód a normál üzemi fűtőelem-kritériumok ellenőrzése céljára, valamint a tranziens fűtőelem-viselkedési és forrócsatorna-számítások kezdeti feltételekkel való ellátásához (pl. a FUROM kód).
4. Tranziens fűtőelem-viselkedési kód a fűtőelem-kritériumok ellenőrzése céljára üzemzavarok esetén (pl. a FRAPTRAN kód a megfelelő anyagi jellemzőkkel kiegészítve).

2.6.3.2. A KIKO3D és a COBRA kódok fejlesztése az új blokkok zónatervezési és üzemzavar-elemzési feladatainak alternatív megoldására

E feladat keretében az alábbi kódok kifejlesztése és átalakítása történik:

1. 3D nodális dinamikai kód a zóna időfüggő üzemzavarainak számítására. Az energiacsoportok inputban megadott számát a kód automatikusan kezeli, szükség esetén (pl. spektrális hatások a reflektor közelében) több termikus csoport lehetséges. Egyes input adatok, pl. kiegészi eloszlás, a fenti 1. pont számításaiból adódnak.
2. Szubcsatorna szintű termohidraulikai kód a normál üzemi korlátok és az üzemzavari elfogadási kritériumok ellenőrzése céljára a keveredés figyelembevételével (pl. COBRA, a megfelelő korrelációkkal kiegészítve). Lásd még a 2.6.3.1. pont feladatait.
3. Pálcánkénti részletezésű reaktorfizikai kód kidolgozása.

Eddig megjelenet dokumentumok:

A KIKO3D program nodális módszerének fejlesztése. Projekt kód: 259, OMFB sz.: OAH/NBI-ABA-16/12-M, Budapest, 2012 november

A KIKO3D program nodális módszerének fejlesztése. Projekt kód: 259, OAH/NBI-ABA-37/13-M, Budapest, 2013. november

2.7. Valószínűségi biztonsági elemzések módszereinek és eszközeinek fejlesztése

2.7.1. A paksi 5. és 6. blokk PSA-modelljeinek fejlesztése

A paksi atomerőmű bővítése során 3. generációs atomerőművi blokkokat létesítenek, amelyek egyes rendszerei, rendszerlemei és ezek működésének biztonsági elvei (tervezési alapja) lényegesen eltérhetnek a jelenlegi 2. generációs paksi blokkokétól, amelyek kihathatnak a PSA-modellzés egyes főbb lépéseire. A PSA-modelleket jelenleg az alábbi főbb elemek alkotják:

- a) kezdeti események, amelyek a belső és külső eseményeket foglalják magukban,

- b) eseménylogikai modellek, amelyek az ún. kis eseményfa – nagy hibafa módszerre épülnek,
- c) adatbázisok, amelyek rendszerek, szerkezetek, rendszerelemek meghibásodási paramétereit és az emberi hibák valószínűségi adatait foglalják össze és tárolják,
- d) a tervezési, illetve azon túli üzemzavarok következményeit csökkentő beavatkozások hibamodelljei.

Az új paksi blokkok PSA-modelljeinek fejlesztése során fel kell mérni, hogy a jelenlegi modellezési módszerek milyen mértékben alkalmazhatók az újabb generációs, így a létesülő új paksi atomerőművi blokkok esetére. Ezt a felmérést a modellezési folyamat egyes részelemeire tételesen kell elvégezni.

Az új paksi blokkok létesítése során kiemelt figyelmet kell fordítani a blokkok működésére hatással levő belső és külső veszélyekre. Ki kell dolgozni az ezek következményeit leíró modellek struktúráját, a külső veszélyek közé beleértve – a földrengésen és elárasztáson kívül – az extrém éghajlati hatásokat is.

Az új paksi blokkok olyan új típusú rendszer elemeket, rendszereket, balesetkezelési eszközöket, megoldásokat tartalmazhatnak (pl. passzív berendezések, digitális irányítástechnika, zónaolvadék-csapda), amelyek a korábbi PSA-modellekben nem szerepeltek, s így ezek hibamodelljeinek kidolgozására most kell sort keríteni.

A paksi atomerőmű bővítése során 3. generációs atomerőművi blokkokat létesítenek, amelyek egyes rendszerei, rendszer elemei és ezek működésének biztonsági elvei (tervezési alapja) lényegesen eltérhetnek a jelenlegi 2. generációs paksi blokkokétól, amelyek kihathatnak a PSA-modellezés egyes főbb lépéseire. A PSA-modelleket jelenleg az alábbi főbb elemek alkotják:

- e) kezdeti események, amelyek a belső és külső eseményeket foglalják magukban,
- f) eseménylogikai modellek, amelyek az ún. kis eseményfa – nagy hibafa módszerre épülnek,
- g) adatbázisok, amelyek rendszerek, szerkezetek, rendszer elemek meghibásodási paramétereit és az emberi hibák valószínűségi adatait foglalják össze és tárolják,
- h) a tervezési, illetve azon túli üzemzavarok következményeit csökkentő beavatkozások hibamodelljei.

Az új paksi blokkok PSA-modelljeinek fejlesztése során fel kell mérni, hogy a jelenlegi modellezési módszerek milyen mértékben alkalmazhatók az újabb generációs, így a létesülő új paksi atomerőművi blokkok esetére. Ezt a felmérést a modellezési folyamat egyes részelemeire tételesen kell elvégezni.

Az új paksi blokkok létesítése során kiemelt figyelmet kell fordítani a blokkok működésére hatással levő belső és külső veszélyekre. Ki kell dolgozni ezek következményeit leíró modellek struktúráját, a külső veszélyek közé beleértve – a földrengésen és elárasztáson kívül – az extrém éghajlati hatásokat is.

Az új paksi blokkok olyan új típusú rendszer elemeket, rendszereket, balesetkezelési eszközöket, megoldásokat tartalmazhatnak (pl. passzív berendezések, digitális irányítástechnika, zónaolvadék-csapda), amelyek a korábbi PSA-modellekben nem szerepeltek, s így ezek hibamodelljeinek kidolgozására most kell sort keríteni.

2.7.2. A kockázatelemzési módszerek fejlesztése

A valószínűségi biztonsági elemzés folyamata egy többlépcsős, bonyolult eljárás. Az elemzések eredményei bizonytalansággal terheltek, mely bizonytalanságok forrása részben a bemenő adatokban, részben a modellezési eljárások módszerében, azok korlátaiban és paramétereiben rejlik. Az elemzési módszerek fejlesztése során az egyik fő irány a bizonytalanságok mértékének csökkentése, amely elsősorban az alábbi részterületekre vonatkozik.

A kockázatelemzések eredményei rámutattak arra, hogy az operátorok beavatkozásainak kiemelkedő szerepe van mind a baleseti szituációk megelőzésében, mind azok következményeinek korlátozásában. A szélesebb értelemben vett emberi tényező – azaz az emberi beavatkozások sikerét, ill. sikertelenségét befolyásoló és meghatározó feltételek – vizsgálata a PSA-elemzési módszerek fejlesztésének egyik súlyponti kérdése. Értékelni kell a jelenlegi emberi megbízhatósági modellek korszerűségét és valóságosságát, s szükség esetén ki kell dolgozni azok új generációs modelljeit mind az üzemzavar előtti, mind az üzemzavar utáni emberi hibákra.

A hardver rendszerelemek meghibásodásai független és közös okú hibákra oszthatók. Az elmúlt időszakban mindkét csoport esetén jelentős erőfeszítések irányultak nemzetközi adatbázisok létrehozására. E munkákat az OECD NEA egyes sokoldalú projektjei koordinálták. A különböző forrásokból származó különböző részletességű információk, adatok integrálása egy koherens meghibásodási adatbázissá fejlettebb eljárások, módszerek kidolgozását igényli.

A közös okú meghibásodások jellemzése az eddigiekben egyparaméteres modellel történt. Ennek előnye a viszonylagos egyszerűsége, hátránya a nagyobb elemszámú csoportok kezelésének közelítési hibája. Meg kell vizsgálni a többparaméteres modellek gyakorlati alkalmazásának lehetőségét, amely az elméleti modellek adaptációját és adatokkal való ellátásának vizsgálatát jelenti.

A jelenlegi PSA-modellek egyik jellemzője a statikusság, azaz a rendszerek, berendezések, folyamatok állapotváltozását csak előre meghatározottan, fixen beépítve kezelik. Célszerűnek tartjuk annak vizsgálatát, hogy a jelenlegi statikus modellek helyett a gyakorlatban van-e értelme, lehetősége az állapotváltozásokat leképező, a pillanatnyi folyamatjellemzőktől függő ún. dinamikus PSA-modellek kidolgozásának és alkalmazásának.

Eddgi megjelent dokumentum

Kostka Pál, Téchy Zsolt: *A VVER-1200 konténment modellje a GASFLOW kódban*. Jelentés, 202-415-00/3, NUBIKI Kft., 2014. december

2.7.3. A determinisztikus és a valószínűségi biztonsági elemzések közös pontjainak meghatározása

Az atomerőművi biztonsági elemzések kezdetben elsősorban determinisztikus alapon készültek, melynek során közvetett módon érvényesültek valószínűségi szempontok is, különös tekintettel az alkalmazott elemzések konzervatívizmusa által biztosított biztonsági tartalékok elemzésbe – és ezáltal a tervezési alapba – történő beépítésére, valamint az egyes

üzemzavarok fellépési esélyének (gyakoriságának) figyelembevételére a tervezés alapját, később pedig annak kiterjesztését képező események kiválasztásakor. A determinisztikus megközelítés kiegészítését jelentő valószínűségi biztonsági elemzés célzottan az elemzések körének, részletességének és valóságosságának növelése, továbbá a biztonsági színvonal számszerű kifejezésének igénye miatt alakult ki, és vált széles körben elfogadottá, előírttá. Ma a kétfajta megközelítést ténylegesen egymást kiegészítő módon alkalmazzák, ugyanakkor megállapítható, hogy a csatlakozási pontok teljes körű azonosításának, illetve a kétféle elemzés feltételezései teljes feltételrendszerre történő egyesítésének hiánya miatt további erőfeszítések szükségesek a teljes egészében koherens alapokon nyugvó biztonsági elemzések megvalósításához.

A determinisztikus és a valószínűségi alapú biztonsági elemzések tárgyát képező kezdeti események és összetett üzemzavarok (eseményláncok) kiválasztásának módszereit a teljes körűsre törekvő összehasonlító vizsgálattal kell elemezni és értékelni. Meg kell határozni az azonosságokat és különbözőségeket, és ki kell dolgozni egy egységes, a kétfajta megközelítésre egyaránt alkalmazható kiválasztási eljárást: Kiemelten vizsgálni kell a belső és külső veszélyek, a leállított reaktor és az üzemanyag-tárolók (pihentető medence) üzemzavarainak kezelését.

A valószínűségi biztonsági elemzésekben az üzemzavari és baleseti eseményláncok kidolgozása best-estimate feltételezésekre épülő determinisztikus üzemzavar-elemzésekkel történik. Vizsgálni és értékelni kell, hogy miként lehetséges a valószínűségi modellezés igényeihez jobban illeszkedő üzemzavar-elemzéseket végezni. Ennek részeként definiálni kell az üzemzavar-szimulációk során rögzíteni szükséges feltételezéseket az erőművi és operátori válasz szempontjából, és javaslatot kell megfogalmazni a valószínűségi elemzések céljaira szükséges nagyszámú elemzés elvégzésének módjára. Kiválasztott üzemzavarokra demonstrálni kell a javasolt eljárás alkalmazhatóságát.

A 2. szintű PSA a determinisztikus üzemzavar-elemzésekkel szemben is speciális követelményeket támaszt, beleértve az 1. és 2. szintű elemzések kapcsolati felületének (interfész) kialakítását és súlyos baleseti folyamatok modellezését. Fel kell mérni az integrált, interfész nélküli 1-2. szintű PSA-modell kidolgozásának lehetőségét. Meg kell határozni az integrált modell kidolgozásával szemben támasztott követelményeket az üzemzavari és súlyos baleseti elemzések szempontjából, és értékelni kell e követelmények kielégíthetőségét a jelenlegi és a fejlesztés alatt álló jövőbeli szimulációs kódok felhasználásával.

Az elemzési bizonytalanságok figyelembevétele és számszerű kifejezése jelenleg általában külön-külön történik a determinisztikus és a valószínűségi biztonsági elemzésekben. Az utóbbi időben az OECD-NEA keretében a biztonsági tartalékok (safety margin) valószínűségi alapú leírására irányuló erőfeszítésekben kísérelték meg a bizonytalanságok hatásának együttes kezelését. Ki kell dolgozni egy eljárást, amellyel összekapcsolt módon kezelhetők a determinisztikus folyamatszimulációkban és a valószínűségi modellezésben eddig önállóan vizsgált bizonytalanságok és meghatározható e bizonytalanságok együttes hatása a valószínűségi biztonsági elemzések eredményeire. Az 1. szintű PSA kiválasztott kezdeti eseményeinek és eseményláncainak példáján értékelni kell a javasolt eljárás alkalmazhatóságát.

Eddig megjelent dokumentumok:

Bareith Attila, Holló Előd, Guba Attila: *A determinisztikus és a valószínűségi biztonsági elemzések közös pontjainak meghatározása – 1. fázis: Determinisztikus és valószínűségi*

biztonsági elemzések terjedelmébe tartozó kezdeti események és üzemzavarok kiválasztásának összehasonlító vizsgálata és értékelése. 2. verzió, OAH-ABA-40/14-M, NUBIKI Kft., MTA EK, 2014. November.

Bareith Attila, Holló Előd, Guba Attila: *A determinisztikus és a valószínűségi biztonsági elemzések közös pontjainak meghatározása – 2. fázis: A valószínűségi biztonsági elemzések eseménylánc-modellezését támogató determinisztikus biztonsági elemzések elve és eljárása. 1. verzió, OAH-ABA-23/15-M, NUBIKI Kft., MTA EK, 2015. december*

2.7.4. Rendszerelméleti modellfejlesztése az épületszerkezetek elemzésére

Kidolgozandó.

2.7.5. Valószínűségelméleti fejlesztés a főépület/konténment elemzésére

Kidolgozandó.

2.8. Új módszerek bevezetése a determinisztikus számítások bizonytalanságainak számszerűsítésére

2.8.1. A globális szintű reaktorfizikai számítások és a forrócsatorna-számítások bizonytalanságainak egységes kezelése

A determinisztikus számítások bizonytalanságainak meghatározása nagy kihívást jelent. A bizonytalanságok megbízható becslése ugyanakkor jelentősen hozzájárulhat a számítások konzervativizmusának csökkentéséhez.

A kihívás nagyságát mutatja az a metodika, ami ma a paksi blokkok RIA és ATWS elemzései bizonytalanságainak megítélésére szolgál. Ez a metodika kétrétű. Az egyik esetben a globális (nodális) számításokra vonatkozóan bizonytalansági elemzéseket kell végezni, míg a forrócsatorna-számítások a halmozottan konzervatív metodika (halmozottan konzervatív input paraméterek) szerint történnek. A másik esetben – pl. fűtőelem-sérülés erős gyanúja esetén – a globális számításokat érdemes konzervatíván kezelni és a forrócsatorna számításokra bizonytalansági elemzést alkalmazni. Ez utóbbi esetben az aktív zóna összes pálcáját modellezni kell, illetve fel kell használni a tranziens kezdetén érvényes best-estimate pálcánkénti teljesítmény-eloszlásokat: végeredményként pl. a sérült fűtőelem-pálcák becsült száma valószínűségi kijelentések mellett megállapítható.

Célszerű olyan új módszert kidolgozni (a fentiekben vázolt két módszer összevonásával), amely lehetővé teszi a halmozott konzervativizmus elhagyását. A feladat megvalósítását a számítástechnika rohamos fejlődése teszi lehetővé. A munka során ki kell választani a feladat megoldására jól alkalmazható matematikai statisztikai eljárást. Ki kell dolgozni a kiválasztott módszert a gyakorlatban megvalósító programrendszerbe. Ebbe a programrendszerbe természetesen be kell építeni az alkalmazott kódokat is. Fontos szempont, hogy a programrendszer (kisebb módosításokkal) legyen alkalmassá tehető 3. és 4. generációs erőművek bizonytalansági elemzéseinek elvégzésére is.

2.8.2. Új módszer kidolgozása a számítások bizonytalanságainak számszerűsítésére

Néhány évvel ezelőtt az OECD NEA WPRS („Working Party on Reactor Systems”) egy benchmark sorozatot (UAM: „Uncertainty Analysis in Modeling”) definiált, melynek célja a bizonytalanságok meghatározása a jelenlegi komplex reaktorfizikai/termohidraulikai számítások minden szintjén.

Maga a benchmark sorozat az alapoktól, a hatáskeresztmetszet-bizonytalanságtól kezdődik, és lépésenként jut el a csatolt reaktorfizikai-termohidraulikai biztonsági elemzések bizonytalansági elemzéséhez. A vizsgálatok alapelvei a következők:

- a komplex rendszer/számítási scenárió lépésekre, „fázisokra” bontása,
- minden lépés inputjának és outputjának azonosítása,
- minden lépésben az output bizonytalanságok meghatározása, amihez az input bizonytalanságok is felhasználódnak,
- a bizonytalanságok terjedésének megoldása minden részrendszerben és számítási scenárióban.

A projekt iránt nagy az érdeklődés. Az előrehaladás a probléma összetettsége miatt viszonylag lassú.

A feladat a kiterjesztett benchmarkban való részvétel. Ezzel párhuzamosan a VVER-440 reaktorra, vagy az új blokkokra vonatkozóan is célszerű megoldani a benchmarkhoz hasonló feladatokat. Ennek során meg kell vizsgálni, hogy az alkalmazott számítási szisztémában az egyes szintek között a bizonytalanságok hogyan propagálhatók, az eloszlásfüggvények mennyire meghatározhatók.

A feladat második részében a biztonsági elemzések egyes elfogadási kritériumaival kapcsolatos mennyiségek közti korrelációkat is meg kell határozni.

A fentiek gyakorlati megvalósítására az eljárásokat leképező programrendszert kell kidolgozni.

Az eddigi vizsgálatok során kiderült, hogy az egyes számítási szintek (pálca, köteg, egész reaktor, valamint statika-dinamika) között nemcsak a bizonytalanságok, hanem azok korrelációinak átadása is alapvető jelentőségű. Ezért megkezdődött az un. *statisztikus KARATE* többszintes kódrendszer kidolgozása. Ennek keretében a Monte Carlo sorsolások következtében előálló nagyszámú futás eredményeit nagyszámú paraméterezett könyvtárban kell tárolni a további felhasználás céljára. A feladat megoldása a futások szervezésén és adminisztrációjánkívül jelentős gépidő és tárhely felhasználását is igényli. Az ajánlott módszer egyben a bizonytalanságok kiértékelése hagyományos módszerének legvitatottabb kérdésének, nevezetesen az egyes származtatott mennyiségek korrelációja kezelésének és továbbvitelének megalapozott megoldását is jelenti. További előny, hogy a kiégett fűtőelemek tárolása szubkritikusági vizsgálatának során alkalmazott „burnup credit” módszer esetén a bizonytalanságok egységesen kezelhetők, nevezetesen az összetétel és a sokszorozási tényező számításainak bizonytalanságait nem kell valójában szükségtelen konzervativizmussal additív módon kezelni.

Eddig megjelent dokumentumok

Hegy György, Maráczy Csaba, Panka István, Temesvári Emese: A KARATE programrendszer spektrális és reflektor-számításokra vonatkozó részének létrehozása, MTA-EK-RAL-2014-789-01-01-M0, 2014. december

Hegy György, Maráczy Csaba, Panka István: A KARATE kódrendszer statisztikus változata felső, globális szintű részének fejlesztése, a működőképesség demonstrálása, MTA EK-RAL-2015-988/M0, 2015. december

2.8.3. A keveredési CFD-számítások bizonytalanságainak elemzése

A CFD-kódok számítási bizonytalanságának analízisére nincs jól bevált módszer. A korábbi vizsgálatok számos ellentmondásra vezettek még egyszerű problémák vizsgálata esetén is. A cél egy olyan újszerű metodikai megközelítés fejlesztése, amely egy adott áramlási probléma esetén a geometriai adatok bizonytalanságát képes figyelembe venni és ezáltal hatásukat néhány lokális áramlási paraméterre képes megbecsülni.

A feladat elvégzését elhalasztottuk.

2.9. Sugárvédelem

2.9.1. A kis dózisok biológiai hatására vonatkozó alapkérdések kutatása

Az ionizáló sugárzások kis dózisa okozta biológiai hatások alapkérdéseinek kutatása nagyon izgalmas, aktuális feladat. Ezen belül a belső terhelésből adódó, nagy LET értékű sugárzások egészségre gyakorolt hatásának vizsgálatára tesszük a hangsúlyt. A hatások között a rákkeletkezés korai folyamatainak elemzésében látjuk a legérdekesebb megoldandó feladatokat.

Az utóbbi időben a radon-leánytermékek inhalációja révén a centrális légutak csúcsaiban kiülepedett alfa-bomló izotópok biofizikai hatásainak szövetszintű numerikus modellezése révén oda jutottunk, hogy a krónikus sejthalálnak kulcsszerepe lehet a rák kialakulásában, ugyanis bármely sejt pusztulása az osztódásra képes sejteket gyorsabb osztódásra készíteti, és így azok sejttélethosszának rövidülése jóval több mutációt okoz, mint a közvetlen találatok során kialakult mutációk száma.

A következő években ezen új mechanizmussal párhuzamosan széleskörűen elemezni kívánjuk a hosszú ideig tartó besugárzás nyomán kialakuló krónikus sejtpusztulás által kiváltott biofizikai mechanizmusokat, mint például a mutációk, a hiperplázia, a sejttanszformáció, vagy a kontakt inhibíció elvesztése kérdéskörét.

Numerikus számításaink nyomán a rák keletkezését illetően olyan eredményekre jutottunk, amelyeket szeretnénk kísérletileg ellenőrizni. Ezek közé tartozik annak tesztelése, hogy krónikus besugárzás közvetlen következményeként valóban megfigyelhető-e az osztódásra képes sejtek hiperpláziája, illetve hogy valóban a sejtpusztulás szerepe-e a meghatározó a krónikus sugárzás okozta rák kialakulásában. A tervezett kísérletekhez külső intézmények közreműködésére és jelentősebb anyagi ráfordításokra is szükség van. A nagyobb tételeket a patogénmentes szövetek és kisállat egyedek beszerzése, továbbá a fluoreszcens *in situ* hibridizációs és flowcitometriás vizsgálatok elvégzése jelentik.

A belső sugárterhelés meghatározására jelenleg alkalmazott mérési módszereket és a mérési eredmények értelmezési technikáját is fejlesztjük a minél megbízhatóbb dózisbecslés érdekében, beleértve a folyamatokat leíró modellek vizsgálatát is.

Kiemelt kutatási témák:

- a sejthalál szerepének vizsgálata a mutációk kialakulásában,
- a krónikus sejtpusztulás miatt kialakuló hiperplázia vizsgálata,
- a dózis - hatás görbék és esetleges küszöbdózisok vizsgálata,
- sugárzási súlytényezők meghatározása biofizikai modellek alapján
- kevert sugárzási terek biológiai hatásának elemzése
- a belső sugárterhelés becslésének pontosítása.

Vizsgálati módszerek:

- legalább szövetszintű numerikus modellezés,
- a sejtszintű és szövetszintű elemzések összehasonlítása,
- integrált megközelítések alkalmazása, együttműködés hazai- és külföldi kutatócsoportokkal,
- a belső sugárterhelés mérési és számítási módszereinek fejlesztése.
- a Budapesti Kutatóreaktor biológiai besugárzó csatornájának hasznosítása a fenti kérdések megoldásához.

E tevékenységeket a MELODI-hoz (Multidisciplinary European LowDoseInitiative) és az EURADOS-hoz (European RadiationDosimetry Group) kapcsolódva szeretnénk művelni.

2.9.2. A kis dózisok genetikai hatásának kutatása

A nemzetközi tudományos életben sokáig csak az ionizáló sugárzások orvosi alkalmazásának sugárbiológiai hatását vizsgálták, de az utóbbi években egyre nagyobb jelentőséget tulajdonítanak e témakörnek az atomenergia békés felhasználásának esetében is, különösen tekintettel a kis dózisok emberi szervezetre gyakorolt hatásának vizsgálatára.

A feladat középpontjában a kis dózisok hatásával foglalkozó kutatási módszerek megismerése és új irányvonalak lehetőségének feltérképezése, hazai alkalmazás feltételeinek elemzése áll. Hazánkban is rendelkezésre állnak különböző biodozimetriai módszerek a sejtek ionizációs sugárzás okozta károsodásának mértékének meghatározására. Ezen módszerek közül az egyik standard az in vitro micronucleus (MN) számolás. Micronucleus akkor keletkezik, amikor az osztódás során az utódsejtbe a károsodás miatt létrejött kromoszóma fragmentek nem kerülnek bele, hanem különálló képződményekként maradnak fenn. Ezek optikai mikroszkóppal történő megjelenítése lehetőséget ad az ép és MN-t tartalmazó sejtmagok arányának megállapítására, amelyből az elszennvedett dózis mennyiségére lehet következtetni. Az általunk ismert mikroszkóp alsó mérési határa 0,2 Gy, ami még nem felel meg a kis dózisok meghatározásának, ezért in vitro kutatásokat kellene végezni e méréshatár csökkentése érdekében, valamint alkalmas lenne különböző populációk összehasonlítására kutatási célból. A módszer alkalmas lehet a radon (Rn-222) és thoron (Rn-220) leányelemek hatásának vizsgálatára is. A természetes környezetben előforduló radon (Rn-222) egészség károsító hatásán kívül a tórium bomlási sorából származó radon izotóp, a thoron is (Rn-220) hatással van a kromoszóma aberrációk kialakulására.

2.9.3. A kis dózisú sugárexpozíciók kimutatására alkalmas biológiai markerek azonosítása

A 21. századi sugárbiológiai kutatásoknak egyik legfontosabb kihívása, hogy rutinszerűen is alkalmazható biológiai dozimetriai módszereket fejlesszünk ki, amelyek a kis dózisok minél pontosabb becslésére is alkalmasak. A jelenleg használatos biológiai dozimetriai módszerek a sugárzás okozta DNS károsodás mértéke alapján becslik a kapott dózist és általában a kis dózisok becslésére nem alkalmasak. Új, lényegesen érzékenyebb paraméterek vizsgálata szükséges sejtszinten és szervezeti szinten (szisztémásan) is és e paraméterek együttes értékelése szükséges nagy valószínűséggel ahhoz, hogy becsülni lehessen a kis dózisú expozíciókat. A következő sejtszintű és szisztémás paramétereket javasoljuk vizsgálni:

- a) Sejtszintű változások: A.: A sejtek gén-expressziójában bekövetkező változások vizsgálata. Ezen vizsgálat elméleti alapja, hogy a sugárzás bizonyos gének expressziójának (kifejeződésének) a mértékét dózisfüggően befolyásolja; ezek az úgynevezett sugárválasz gének. A jelenleg rendelkezésre álló technikákkal már igen kis változások is biztonsággal kimutathatóak az RNS mennyiségében, ami alkalmassá teheti a módszert kis dózisok becslésére alkalmas úgynevezett expressziós mintázatok keresésére. B.: A sejtek mikro RNS készletében bekövetkező változások vizsgálata. A mikroRNS-ek a sejtekben jelenlevő igen rövid RNS szekvenciák (darabok), amelyek nem kódolnak fehérjét; szerepük a DNS-ben kódolt gének kifejeződésének a szabályozása. A sejtek mikroRNS készlete igen dinamikus és a környezeti tényezők hatására jelentősen változhat. Célunk megvizsgálni azt, hogy kis dózisú sugárzás hatására van-e olyan mikroRNS, amelynek mennyisége dózisfüggően változik. Itt ismét nagy hangsúlyt kap több mikroRNS dózisfüggő változásainak együttes értékelése. A kis dózisokkal (<100 mGy) végrehajtott sugárexpozíciók pontos végrehajtásához olyan besugárzók szükségesek, amelyek nagy biztonsággal és nagy pontossággal képesek kis dózis teljesítmények leadásához. Az OSSKI-ban jelenleg egy Gammatron-3 kobalt-60 sugárforrás és egy 250 kV-os röntgen besugárzó áll rendelkezésre. Mindkét besugárzó mértékben elavult, elöregedett és teljes felújításra szorul, ami nem kifizetődő. A röntgen sugárforrás esetén emellett problémát okoz a kis feszültség miatti alacsony penetrációs képesség, ezért lényegében csak felszíni dózisok adhatók le. Fentiek miatt szükséges egy korszerű, nagy penetrációs képességű besugárzó beszerzése, ahol széles skálán állítható a dózis teljesítmény. A beszerzendő besugárzó a b. pontban leírtakhoz is szükséges.
- b) Szervezeti szinten a sejtek közötti közvetlen és távoli kommunikáció a hormonok mellett a citokinek, kemokinek és veszély-jelző molekulák („danger signals”) révén valósul meg. Ezek kis molekulású szolubilis (vérben oldott állapotban levő) anyagok, amelyek a különböző immunológiai és gyulladásos folyamatok befolyásolása mellett gyakorlatilag a szervezet stressz helyzeteire és veszélyhelyzetekre reagálnak. A jelenleg létező korszerű technikákkal a vérben bekövetkező igen kismértékű változásaik is biztonsággal kimutathatóak. Az ismert, hogy a citokinek mennyisége besugárzás hatására változik, de a kis dózistartományok hatásairól még kevés adat áll rendelkezésre. A Danger signal molekulák vizsgálatával világviszonylatban is még nagyon kevés helyen foglalkoznak, és csak most kezdik felismerni e molekulák alkalmasságát potenciális markerekként a különböző szervezetet ért stressz-hatásra.
- c) Kis dózisú sugárexpozíció kimutatása a mitokondriális DNS károsodása alapján: az egyéni sugárválasz mértéke és a sugárzás okozta késői mellékhatások kialakulása nem csak a genomiális DNS sérüléseire vezethetők vissza, hanem a mitokondrium károsodásaira is. A kis dózisú ionizáló sugárzás okozta mitokondriális DNS mutációk kialakulásának és időbeli változásának vizsgálata sugárterápián átesett betegekben.

2.9.4. Atomerőművek normál üzemi kibocsátásából eredő dózisok meghatározása kis dózisú sugárexpozíciók kimutatására alkalmas biológiai markerek azonosítása

A radionuklidok környezetben történő mozgásáért és megjelenéséért az emberi táplálékban ugyanazon törvényszerűségek felelősek, mint a stabil nuklidok esetén. Emiatt nagyon fontos az adott nuklid megjelenési formájának (species) ismerete. Az egyik legfontosabb és legösszetettebb dózis (táplálékláncból eredő dózis) meghatározása során a kompartment-modellek alkalmazhatóak. A modellek használatához minél pontosabb transzferfaktorokra van szükség, így a transzferfaktorok származtatásának tökéletesítése elengedhetetlen. A nemzetközi ajánlások (IAEA, Safety Report Series) használata mellett ún. best-estimate modellek fejlesztése is lehetővé tenné a minél pontosabb eredmények megadását.

2.10. Előfeszített vasbeton hermetikus védőépülettel kapcsolatos szakmai kompetencia kialakítása

2.10.1. Hermetikus védőépületterheinek modellezése

Atomerőművek biztonságának egyik sarkalatos pontja a külső terhekkel, hatásokkal szembeni állékonyság vizsgálata. Ennek különösen érdekes kérdései a dinamikus terhekkel szembeni ellenállóság. Ilyen dinamikus terheket okozhatnak, többek között, a földrengés, becsapódó repülőgép, illetve külső vagy belső robbanás által okozott hatások.

A földrengések mérnöki szerkezetekre gyakorolt hatásának vizsgálatára, a szerkezet méretezésére használhatunk közelítő módszereket, amelyek a földrengés dinamikus terhet megfelelő biztonsági tényezőkkel ellátott statikus teherré konvertálják. Másik lehetőség, hogy a szerkezetet megfelelően validált numerikus vizsgálatokkal modellezzük, például végeeselemes módszerrel. Ebben segítséget nyújtanak egyrészt kisméretű modellkísérletek, másrészt valós léptékű, rázóasztalon végzett mérések.

A numerikus modellezés lehetővé teszi, hogy olcsón vizsgáljuk meg egy szerkezet viselkedését sokféle teher esetén, többféle geometriai vagy technológiai kialakítást tesztelhesünk, és információt nyerhessünk a szerkezet tönkremeneteléről. Célunk olyan modell kidolgozása, amely lehetővé teszi a földrengések hatásának vizsgálatát előfeszített vasbeton hermetikus védőépület viselkedésére. Ehhez szükséges a Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetemen részben elérhető földrengési adatsorok adaptálását a kidolgozandó modellhez. Ilyen irányú modellezés már történt korábban is, de más jellegű épületek (magas házak) esetében.

A repülőgépbecsapódás által keltett dinamikus terheket viszonylag régóta vizsgálják, habár eleinte inkább a kisméretű, elsősorban katonai repülőgépek becsapódásából keletkező terhekre számítottak. Ennek máig is széles körben alkalmazott modelljét 1968-ban dolgozták ki. Ez a modell azon a feltevésen alapul, hogy merev vasbeton szerkezetek elmozdulásai elhanyagolhatóak a becsapódás során, így merev szerkezetet feltételezve lehet számítani az ütközés közben fellépő erőhatásokat. Az így számított erőket a második lépésben a szerkezetre alkalmazva vizsgálható aztán a szerkezet válasza. Felmerül a kérdés, hogy ez a számítási módszer milyen esetben ad pontos megoldást, mennyire jó közelítést ad a szerkezet

merevnek történő feltételezése. Ennek részletes parametrikus vizsgálata az első lépés a repülőgépbecsapódás modellezése felé vezető úton. Azt várjuk, hogy a szerkezet merevségéhez képest viszonylag puha becsapódó lövedék, repülőgép esetén érvényes marad a modell, de merevebb lövedék, például a repülőgép motorblokkja már nem számítható ilyen módon. Ennek következménye, hogy meg kell különböztetni a becsapódás következtében fellépő lokális hatásokat (átfúródás, behatolás, repedések és leválások keletkezése, stb), amelyet a keményebb lövedék okoz, és a globális hatásokat (a szerkezet egészének elmozdulásai, feszültségei, alakváltozásai). A megfelelő modell kidolgozása lesz a következő feladat.

Hasonló a helyzet a robbanások hatásával: itt is lehet globális hatásokkal számítani, amelyek a robbanás következtében fellépő lökeshullám következtében lépnek fel, és lokális hatásokkal, amelyek a robbanás által mozgásba hozott másodlagos lövedékek következtében érik el a védőépületet. Hasonló elvek mentén dolgozzuk ki a terhelés modelljét erre az esetre is.

2.10.2. Hermetikus védőépület végeleemes modellezése

Az előfeszített vasbeton hermetikus védőépület minél pontosabb modellezéséhez igen fontos az épület geometriai és technológiai kialakításának pontos ismerete. Első lépés ennek a kompetenciának a kiépítése. Az adatgyűjtés során felderítjük a harmadik generációs atomerőművekben a hermetikus védőépületben alkalmazott szerkezeti kialakítások részleteit, az előfeszítés kialakításának módját. Ez az egyik legfontosabb része a modellezésnek, hiszen azt szeretnénk elérni, hogy tetszőleges kialakítás esetében modellezni tudjuk a szerkezet válaszát a dinamikus terhek hatására. Az összegyűjtött adatok segítségével olyan moduláris végeleemes kódot (ANSYS) építünk fel, amely lehetővé teszi többféle geometriai kialakítás vizsgálatát. A felépített kódot ismert mérési eredmények segítségével validáljuk, majd részletes dinamikai elemzésnek vetjük alá a korábban kidolgozott terhek hatására. Itt természetesen figyelembe kell venni a dinamikus terhek mellett a szokásos állandó és esetleges, hasznos terheket is. A kidolgozott végeleemes kód segítségével vizsgálható lesz a szerkezet erőjátéka, teherbírása, tönkremenetelének módja és az azt létrehozó teher mértéke. A modell lehetőséget teremt majd valós földrengési adatsorok segítségével számított terhek, valós paramétereket tartalmazó repülőgép-becsapódás modelljének vizsgálatára, robbanási terhek valóság-hű figyelembevételére is.

2.10.3. Az öregedési folyamatok figyelembevétele

Az atomerőmű élettartama alatt a hermetikus védőépület anyagai igen sokféle hatásnak vannak kitéve, amelyek az anyagjellemzőket lényeges mértékben befolyásolhatják. Első lépésben feltérképezzük az anyagjellemzők megváltozásáról eddig feltárt ismereteket, majd ezeket beépítjük a modellbe. Ez a hermetikus védőépületet felépítő minden egyes anyagra vonatkozóan szükségessé teszi, hogy az anyagjellemzőket tág határok között változtatni tudjunk, a valós öregedési folyamatok időbeli lefolyásának megfelelően. Meg kell vizsgálni, hogy a szerkezet erőjátékára, esetleges tönkremenetelére milyen hatással van az öregedés, milyen módon változik meg a szerkezet válasza a külső vagy belső dinamikus terhek hatására, ha a szerkezet anyagai öregednek. Az elkészült modell segítségével részletes parametrikus vizsgálatok lesznek lefolytathatók.

2.10.4. Lokális tönkremenetel hatása a hermetikus védőépület viselkedésére

Akár az öregedési folyamatok hatására, akár más okból lokális tönkremenetel nem zárható ki az előfeszített vasbeton hermetikus védőépület élettartama során. Ilyen tönkremenetel lehet például egy feszítőpászma szakadása, a betonfedés lokális sérülése és az ennek következtében felgyorsuló korróziós hatások, stb. Kérdés, hogy ilyen lokális tönkremenetel mennyire befolyásolja a szerkezet egészének viselkedését, hogyan változik meg a szerkezet válasza a dinamikus terhek hatására. A kész modell alkalmas lesz ilyen jellegű vizsgálatok elvégzésére is, részletes vizsgálatokat tervezünk a viselkedés megváltozásának feltérképezésére lokális tönkremenetel, meghibásodás figyelembevétele esetén.

2.11. Radioaktív hulladékok biztonságos kezelésének kutatása

2.11.1. Radioaktív hulladékok biztonságos kezelésének kutatása

A reaktorok üzemeltetése során keletkező kis-, és közepes aktivitású hulladékok biztonságos kezelése, elhelyezése kulcsfontosságú az atomenergia elfogadhatósága szempontjából. Az újabb blokkok beindítását követően, illetve a régebbi blokkok leállítása, felszámolása során megnő a radioaktív hulladék mennyisége. A kutatást két fő pillérre célszerű helyezni.

Egyrészt a hagyományos betonozási technológiák fejlesztése lenne a cél a különböző koncentrációkban található mátrix anyagok esetére. Ehhez kapcsolódik az így készített betonmintákból a mechanikai tulajdonságok vizsgálatán felül a különböző radionuklidok kioldódásának és permeabilitásának a vizsgálata.

A kutatás másik vonalát képezi a legújabb kötőanyagok (pl. geopolimerek) alkalmazhatóságának vizsgálata az atomerőmű üzemelése során keletkező, mátrixanyagokat különböző minőségben és mennyiségben tartalmazó folyékony radioaktív hulladékok esetén. A kutatás során modellezzük az új beágyazó anyagokat (molekulda dinamikai modellekkel) majd az így előállított mintákból vizsgáljuk a radionuklidok kioldódását is.

3. KIÉGETT FŰTŐELEMÉK ÉS RADIOAKTÍV HULLADÉKOK KEZELÉSE, AZ ÚJGENERÁCIÓS ATOMERŐMŰVEK KUTATÁSA

3.1. Kiegészített fűtőelemek és radioaktív hulladékok kezelése, az új atomerőműi blokkok bevezetése

A kiegészített fűtőelemek és a radioaktív hulladékok kezelésére vonatkozó hazai stratégia több okból is megújítandó. A stratégiának nagy szerepe van az atomenergia hazai alkalmazása lakossági elfogadtatásában, továbbá hatással van az atomerőművi blokkok gazdaságosságára is. A geológiai, geofizikai stb. vizsgálatokon túlmenően új típusú vizsgálatok is szükségesek a különböző választási lehetőségek közötti döntések tudományos alátámasztása érdekében.

3.1.1. A kiegészített nukleáris üzemanyag hasznosításának lehetőségei jelenleg működő technológiákkal és 4. generációs reaktorokkal

Létre kell hozni egy olyan numerikus modellt, amely lehetővé teszi az üzemanyagciklus hosszú távú szimulációját. Ehhez le kell írni azokat a folyamatokat, amelyek az üzemanyag gyártása, erőművi reaktorban történő kiegészítése, átmeneti tárolása, újrafeldolgozása és a hulladék végleges elhelyezése során fellépnek. Részletes adatokkal kell figyelembe venni a paksi atomerőműben eddig keletkezett és a KKÁT-ban tárolt kiegészített üzemanyagot. A modellszámítások alapján meg kell tudni állapítani, hogy különböző újrafeldolgozási technológiákkal, illetve az 4. generációs gyorsreaktorok alkalmazásával hogyan csökkenthető a véglegesen elhelyezendő radioaktív hulladék mennyisége és radiotoxicitása.

A BME NTI a gázhűtésű gyorsreaktorokkal kapcsolatos kutatásokhoz kapcsolódóan kifejlesztett egy illesztésen alapuló kiegészítés-modellt, amelyben sokdimenziós regresszió segítségével felállított függvénykapcsolat írja le a az egy-csoport hatáskeresztmetszetek függését az üzemanyag összetételétől. Ez a kiegészítés modell megfelelően gyors ahhoz, hogy üzemanyagciklus modellbe (szcenárió kód) illeszthető legyen. A kiegészítésmodell jelenleg a gázhűtésű gyorsreaktor (GFR) 2400 MW-os koncepciójára készült el és további tökéletesítése szükséges. Annak érdekében, hogy a modellezett atomerőmű-rendszerben a Pu és a másodlagos aktinoidák könnyűvízes reaktorokban való visszatáplálását is vizsgálni lehessen, el kell készíteni egy MOX üzemanyagot is használó 3. generációs könnyűvízes reaktorra vonatkozó kiegészítésmodell is. Hasonlóan a GFR mellett további negyedik generációs reaktortípusokra is modellt kell készíteni, hogy azok transzmutációs hatásfoka teljeskörűen vizsgálható legyen (lásd a 3.4.2. és 3.6.2. pontokat).

Az elmúlt években az MTA EK-ban kifejlesztésre került egy a fenti célokra megfelelő üzemanyagciklus-szimulációs kód (SITON), a BME NTI-ben is tovább folytatódott a FITXS kiegészítésmodul fejlesztése és megtörtént a SITON-ban való implementációja is. A további célkitűzés ezért a SITON kód és a FITXS kiegészítésmodul fejlesztése és alkalmazása.

Á. Brolly, M. Szieberth, M. Halász, L. Nagy, S. Fehér: Development and application of SITON, a new fuel cycle simulation code, 13th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014, NEA/NSC/R(2015)2, June 2015

Á. Brolly, M. Szieberth, M. Halász: SITON Users' Booklet for version v2.0, MTA EK-RAL-2015-122-1-1-M0, November 2015

Szieberth Máté, Halász Máté, Fehér Sándor, Reiss Tibor: Gázhűtésű gyorsreaktor üzemanyagciklusának modellezése, NUKLEON VII:(2) Paper 160. 6 p. (2014)

3.1.1.1. Üzemanyagciklus-szimulációs kód továbbfejlesztése és alkalmazása üzemanyagciklus opciók elemzésére

Az elmúlt években az MTA EK kifejlesztett egy olyan numerikus modellt, amely leírja az üzemanyagciklus főbb létesítményei (raktárak, üzemek, reaktorok) működésének legfontosabb jellemzőit és a létesítmények közötti anyagáramokat. A létesítmények működésének modellje csak az anyagi összetétel megváltozásának leírására terjed ki, a technológia jellemzőket nem tartalmazza. Ahhoz, hogy a modell a jelenleginél részletesebb és kiterjedtebb eredményeket szolgáltatson a következő fejlesztések szükségesek.

A létesítmények működésének részletesebb leírása:

- A raktárak (anyag és kiégett üzemanyag) működjenek fordított időbeliséggel, LIFO módon is.
- Az üzemek kapacitására legyen megadható felső korlát, veszteségük lehessen évente változó.
- Az újrafeldolgozó üzem működhessen igénykövető módon is; bemenő és kimenő kapcsolatai legyenek rugalmasak (vételezés többféle kiégettüzemanyagtárolóból, szeparált frakció megosztása több raktár között). Az üzem tudjon alkalmazkodni a rendelkezésre álló kiégett üzemanyag típusokhoz, azaz legyenek alternatívák a bemenő anyagáram összetételére.
- A reaktorok működésének részletesebb leírása: a kampányok figyelembevétele, eltérő típusú üzemanyagok egyidejű, valamint különböző részből álló (inhomogén) üzemanyagok betölthetősége. A kiégetést pontosabban figyelembe vevő modulok kidolgozása és beépítése a modellbe. A töltetek kritikusságának figyelembevétele. Ez a bővítés szorosan összefügg a BME NTI-ben fejlesztett, illetékesen alapuló kiégetési modellek alkalmazásával, beépítésével.
- Az üzemanyagciklusok működés közbeni összehasonlíthatósága érdekében a létesítmények nuklid-, aktivitás-, és hőfejlődéslétárának meghatározása, valamint a jelenleginél rövidebb felezési idejű hasadási termékek figyelembevétele.

A létesítmények közötti kapcsolat részletesebb leírása, illetve a létesítmények közötti kölcsönhatások leírása:

- A MOX üzemanyag öregedését figyelembe veendő, a reaktor és az üzemanyaggyár között lehessen frissüzemanyag-raktár.
- A reaktorok kritikusságának figyelembevételének visszahatása az egyes létesítmények működésére: az üzemanyaggyárra, az igénykövető újrafeldolgozó műre.
- Alternatív anyag/üzemanyag beszerzési útvonalak (azaz raktárak, üzemek) megadási lehetősége, figyelembevéve a raktárak aktuális készletét, az üzemek kapacitáskorlátját.

Új létesítmények modellje, új funkciók:

- Az anyagok szállításának figyelembevétele késleltetési idővel, opcionálisan igénykövető vagy rendelkezésre állást követő vagy időzített (programozott) módon és opcionális felső korláttal.
- A nukleáris energiatermelés hosszú távon várható környezeti hatásainak figyelembevételére ki kell dolgozni a végleges elhelyezés modelljét és az aktinidák

leányelemeit is figyelembe kell venni a követett nuklidok között.

- Az eredmények elemzésére és megjelenítésére létre kell hozni a megfelelő grafikus megjelenítő segédeszközöket, környezetet.
- Bonyolultabb üzemanyagciklusok vizsgálatára a modellt ki kell bővíteni az egyes létesítmények működését monitorozó, az egész rendszer viselkedését vizsgáló eljárásokkal, illetve olyan algoritmusokkal, amelyek a felhasználó által előírt kitűzött cél érdekében beavatkoznak az üzemanyagciklus működésébe, változtatva az egyes létesítmények működését, paramétereit.

A modell bővítésén túl elemzések, vizsgálatok elvégzése is szükséges. Azért, hogy a modellt a hazai viszonyokra megfelelően megalapozottan lehessen alkalmazni, részletes adatokkal kell figyelembe venni a paksi atomerőműben eddig keletkezett és a KKÁT-ban tárolt kiégett üzemanyagot, valamint meg kell becsülni az erőműben az üzemidő-hosszabbítás során keletkező kiégett üzemanyag mennyiségét és összetételét. Különösen fontos az új blokkok figyelembe vétele is az azokkal kapcsolatos opciók vizsgálata, így a MOX vagy REMIX üzemanyag felhasználása.

A kibővített modellel különböző forgatókönyvek vizsgálatát kell elvégezni különféle reaktorok (negyedik generációs gyors, stb.) és üzemanyaghasznosítási / ártalmatlanítási opciók figyelembevételével. Ezen elemzések segítségével meg kell határozni, hogy mennyivel csökkenthető a végleges elhelyezésre szánt radioaktív hulladék mennyisége és egyéb jellemzői (aktivitás, hőfejlődés, radiotoxikus leltár).

3.1.1.2. A hatáskeresztmetszetek illesztésén alapuló kiégésszámító modul továbbfejlesztése és kiterjesztése újabb reaktortípusokra

Az elmúlt években a BME NTI-ben kidolgozásra került egy olyan gyors, az üzemanyagciklus matematikai modelljébe könnyen integrálható kiégés-számítási módszer, amely a zóna összetételének függvényében illesztett egycsoport hatáskeresztmetszeteken alapszik. Az illesztések nagyszámú, különböző összetétel mellett végzett zónaszámítás eredményén alapulnak. A módszer több reaktortípusra (gázhűtésű gyorsreaktor, ólomhűtéses gyorsreaktor, sóolvadékos reaktor, VVER-440 és EPR termikus reaktorok) is ki lett dolgozva, de további reaktortípusokra is alkalmazható. A eljárás további pontosítása és alkalmazhatóságának kiterjesztése érdekében a következő fejlesztések szükségesek:

- módszer kidolgozása, amellyel egy adott reaktortípus esetében a kiégés-modell kielégítően pontos működéséhez szükséges optimális illesztési tartomány kiterjedése és a szükséges adatpontok száma meghatározható;
- a nukleáris hatáskeresztmetszetekből, technológia paramétereiből és más adatokból származó bizonytalanságok hatásának elemzése az üzemanyag-ciklus szintjén;
- a kiégés-modell kiterjesztése az Európában és Magyarországon létesíteni tervezett további harmadik generációs könnyűvízes reaktortípusokra és negyedik generációs reaktorokra, különös tekintettel különös tekintettel a VVER-1200-as típusra és a MOX vagy REMIX üzemanyag felhasználására;
- a modell és az elemzések kiterjesztése tórium-üzemanyagciklusra.

3.1.2. A kiégett üzemanyag, a nagyaktivitású és hosszú élettartamú radioaktív hulladékok végleges elhelyezése

A magyarországi mélygeológiai tároló létesítéséhez meg kell vizsgálni a különböző radioaktív izotópok migrációját a bodai agyagkőben. A mélygeológiai tárolók biztonsági értékeléséhez

megfelelő geokémiai adatokra van szükség ahhoz, hogy a vonatkozó migrációs modelleket felhasználhassuk. Kérés, hogy a tároló mérnöki gátjain többszáz év alatt átjutó nuklidok a természetes kőzetben hogyan mozognak, és mennyi idő alatt érhetik el a vízkivételi helyeket. A migrációt meghatározó legfontosabb folyamatot, a szorpció jelenségét érdemes vizsgálni mind kationként, mind anionként kikerülő radionuklidokra. Az új fúrások magjaiból származó kőzetmintákon makro- és mikroszkopikus skálájú kísérleteket kell végezni a különböző radionuklidokra vonatkozó szorpció és diffúziós paraméterek meghatározása céljából, amelyek a geokémiai modellek bemenő adataiként is felhasználhatók. A tárolóból várható aktivitáskikerülés becslésére meg kell határozni a vízzel érintkező üzemanyag oldódásának jellemzőit és a fontosabb izotópok kikerülési sebességét.

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.1.3. Az új atomerőművi blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolása, kis és közepes aktivitású hulladékainak végleges elhelyezése

Az új atomerőművi blokkok létesítése kapcsán részletes becslést kell készíteni a kis és közepes aktivitású hulladékok várható mennyiségéről és főbb összetevőiről. A leszerelési hulladékok mennyiségének becsléséhez megfelelő háromdimenziós neutronfluxus-számítások segítségével meg kell határozni a reaktortartály, a reaktorberendezések és a tartály közelében lévő betonszerkezetek izotóp-összetételét, és aktivitásuk lecsengését.

Mivel a betonszerkezetek valószínűleg hazai alapanyagokból készülnek, még az építkezést megelőzően meg kell vizsgálni a szóba jöhető cement és adalékanyagok nyomelemtartalmát, és megfelelő receptúrákkal kell biztosítani, hogy a leszerelési hulladékok aktivitásának és térfogatának csökkentése érdekében a beépítendő anyagok kobalt- és európiumtartalma minimális legyen.

Meg kell vizsgálni, hogy a bátaapáti tároló bővíthető-e úgy, hogy az új paksi blokkok radioaktív hulladékait is be tudja fogadni. Fel kell mérni, hogy a jelenlegi és az új blokkok hulladékainak egységes kezelése milyen előnyökkel járhat.

3.1.4. Nehezen mérhető izotópok radiokémiai mérés technikájának fejlesztése

A fűtőanyag ^{235}U és ^{241}Pu tartalmának hasadása során a rövidebb – néhány perctől néhány 10 évig terjedő – felezési idejű izotópokon kívül hosszabb – néhány száz évtől akár néhány millió évig terjedő – felezési idejű izotópok is keletkeznek. Ezek egy része fizikai-kémiai tulajdonságai miatt (például a fűtőelem működési hőmérsékletén illékony vagy a primerköri hőhordozóban jól oldható kémiai formában van jelen) egy esetleges fűtőelem inhermetikuság következtében magából a fűtőelem rudakból is kijuthat a primerköri hőhordozóba. A primerköri hőhordozóból az oldott vagy kolloid állapotban lévő radioaktív vegyületek nagy része az ioncserélő gyantás tisztítással, kisebbik része ún. bepárlási maradékként kerül a hosszú idejű tárolást igénylő radioaktív hulladékba.

A hosszabb felezési idejű izotópok legnagyobb része vagy tisztán alfa- illetve béta-bomló, vagy csak nagyon kis intenzitással bocsát ki gamma-fotonokat, és a hulladék fajlagos aktivitásának legnagyobb részét kitevő rövidebb felezési idejű izotópokhoz képeset sok nagyságrenddel kisebb fajlagos aktivitással fordulnak elő. Az ilyen izotópok „nehezen mérhető izotóp”-oknak szokás nevezni, amelyek mérés technikájának közös vonása egy általában meglehetősen bonyolult radiokémiai elválasztási eljárás.

Az ATOMKI-ban évtizedes tapasztalat áll rendelkezésre több béta-sugárzó (^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{90}Sr , ^{99}Tc) valamint gamma-sugárzó izotóp ($^{108\text{m}}\text{Ag}$, ^{129}I) mérés technikájára vonatkozóan. Az elmúlt években a nemzetközileg hozzáférhető radioaktív standard hiányában ICP-MS mérést igénylő ^{79}Se és ^{107}Pd (szintén béta-sugárzó izotópok) radiokémiai elválasztására is történtek fejlesztések. Pl. a ^{79}Se esetében már kb. 20 Bq/kg kimutathatósági határt sikerült elérni az Atomkiban 2012-ben.

A projekt az ATOMKI-ban rendelkezésre álló mérés technikai eljárások további jelentős fejlesztését célozza meg. A ^{79}Se és ^{107}Pd izotópok esetében a fő cél a ppt (parts per trillion, pikogramm/gramm) nagyságrendű kimutathatósági határ elérése, amely az ICP-MS mérés háttérének a lehető legalacsonyabban tartását igényli. A ^{79}Se esetében 1 ppt koncentráció várhatóan $7,4 \pm 0,2$ Bq/kg aktivitáskoncentrációnak lesz megfeleltethető. A DE TTK részt vesz az ICP-MS mérést megelőző radiokémiai tisztítási eljárások fejlesztésében.

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.1.5. Radioanalitikai fejlesztések nukleáris eredetű hulladékok minősítéséhez

Nukleáris hulladék anyagok gyors szelektálása és osztályozása szükségessé teszi azok inaktív elemi összetételének és radioaktivitásának egyidejű, roncsolásmentes, kvantitatív meghatározását helyszíni, vagy laboratóriumi körülmények között. A projekt keretében kifejlesztünk egy olyan röntgen-fluoreszcens és gamma-spektrometriára alapozott hordozható röntgen-gamma kombinált spektrométert, amely alkalmas lesz radioaktív objektumok, anyagok inaktív elemi összetételének és izotóp-szelektív radioaktivitásának egyidejű, kvantitatív meghatározására. A röntgen-fluoreszcens spektroszkópiai vizsgálatokhoz kidolgozunk egy elméleti kalibrációs modellt és annak numerikus megoldási algoritmusát, és kifejlesztjük a számításokat elvégző szoftvert. A gamma-spektroszkópiai elemzéshez kifejlesztünk egy Monte Carlo eljárásra alapozott kalibrációs eljárást, amely lehetővé teszi az empirikus kalibrálási technikák mellőzését, a tetszőleges alakú és méretekkel rendelkező tárgyak kvantitatív gamma-spektroszkópiai vizsgálatában.

Szalóki Imre, Gerényi Anita, Radócz Gábor: „Nukleáris analitikai fejlesztések: Gamma-röntgen spektrométer és módszer kifejlesztése radioaktív hulladék anyagok izotóp-szelektív radioaktivitása és elemi összetétel meghatározására”, kutatási jelentés, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, Nukleáris Technikai Intézet, BME-NTI-753/2015 (2015)

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.2. A jelenleg üzemelő blokkokkal kapcsolatos kérdések rendezése

A jelenleg üzemelő blokkokkal kapcsolatos kérdések rövid- és középtávon rendezettek, de fennmaradtak hosszútávú kérdések. Ezek megoldása további kutatásokat, tudományos vizsgálatokat igényel.

3.2.1. A kiégett nukleáris üzemanyag átmeneti tárolójának üzemidő hosszabbítása

Annak érdekében, hogy megalapozott döntés születhessen a kiégett fűtőelemek és a nagyaktivitású radioaktív hulladékok végleges elhelyezésével/kezelésével kapcsolatos tevékenységek megkezdésével és ütemezésével összefüggésben, szükséges megvizsgálni a

KKÁT üzemidő hosszabbításának lehetséges mértékét. A helyes döntés meghozatalát illetően ez a legfontosabb meghatározó tényező.

A KKÁT Végleges Biztonsági Jelentése (VBJ) tartalmazza mindazokat az elemzéseket, amelyek igazolják, hogy az 50 éves tárolás során a KKÁT egészét és szerkezeti elemeit, valamint a benne elhelyezett kazettákat érintő degradációs folyamatokhoz tartozó elfogadási kritériumok teljesülnek, mind üzemi, mind üzemzavari, illetve azon túli körülmények között.

A szóban forgó projekt keretében meg kell állapítani, hogy milyen mértékű üzemidő hosszabbításra kerülhet sor, az elfogadási kritériumok további maradéktalan teljesülésének feltételezésével. Ez a projekt célja és feladata.

Ehhez első lépésként a VBJ felülvizsgálatára van szükség, abból a szempontból, hogy milyen, a jelen kor követelményeit kielégítő elemzési eszközökre van szükség a munka elvégzéséhez, illetve, hogy az ezeket tápláló inputok megfelelőségének biztosításához milyen egyéb vizsgálatokat (anyagvizsgálatok stb.) kell végrehajtani. Második lépésként egyrészt be kell szerezni vagy ki kell fejleszteni az említett elemzési eszközöket, másrészt – ezzel lehetőleg párhuzamosan – el kell végezni a megfelelő inputok biztosításához szükséges vizsgálatokat. Harmadik lépésként el kell végezni az elemzéseket, majd ezek eredményei alapján javaslatot tenni az üzemidő hosszabbítás lehetséges mértékére, illetve azokra az öregedéskezelési (állagfenntartási) beavatkozásokra, amelyekkel ez az üzemidő hosszabbítás megvalósítható.

A „második lépés” hangsúlyos elemét képviselik azok a vizsgálatok, amelyek a létesítmény és a benne tárolt kazetták jelenlegi állapotát vannak hivatva megállapítani. A létesítmény és a kazetták, valamint a velük kapcsolatos vizsgálatok eltérő jellege miatt azonban hangsúlyosan el kell különíteni a kétféle vizsgálatcsomaggal kapcsolatos tennivalókat. A jelen leírásban ezt formálisan is megteesszük, oly módon, hogy a vonatkozó feladatokat külön alpontokban soroljuk fel.

3.2.1.1. A KKÁT-ra, mint a kazetták befogadására alkalmas létesítményre vonatkozó állagvizsgálatok

Az elemzésekben inputként felhasznált, a létesítményre vonatkozó összes paramétert (anyagjellemzők, kémiai, fizikai tulajdonságok stb.) át kell tekinteni, majd vizsgálati programot készíteni a paraméterek jelenlegi értékének meghatározására, illetve a KKÁT üzembevétele óta eltelt idő során bekövetkezett érték-változások (öregedés) megállapítására.

El kell végezni a programban meghatározott vizsgálatokat, méréseket, figyelemmel arra, hogy a program végrehajtása a lehető legkisebb mértékben akadályozza a KKÁT üzemeltetését.

A program eredményeként előállt jellemzők aktuális értékének felhasználása ezt követően kétirányú lesz: egyrészt összehasonlítják őket az elemzések által a jelen időre prognosztizált értékekkel, másrészt felhasználásra kerülnek a „harmadik lépés” szerinti elemzésekben. A közvetlen összehasonlítás, valamint ezen elemzések eredményeképpen válik majd lehetővé az öregedéskezelésre vonatkozó javaslatok (különböző szintű elemek cseréje, építészeti, gépészeti megerősítések stb.) megfogalmazása, illetve – az összes elemzési eredmény összesítését követően – az üzemidő hosszabbítás mértékének megállapítása. A „harmadik lépés” szerinti elemzések azonban már többnyire a létesítmény és a benne tárolt kazetták együtthatását modellezik, így bennük már szerepet kapnak a kazettákra vonatkozó vizsgálati eredmények is (ld. a következő alpontot).

3.2.1.2. A kazettákra vonatkozó állagvizsgálatok

A kazetták vonatkozásában, ha lehet, még fontosabb, hogy képet kapjunk a jelenlegi állapotról.

A létesítményhez viszonyítva jelentős eltérés viszont, hogy a kazetták vizsgálatára egy külön „kazetta-szétszedő és vizsgáló” berendezést kell létesíteni (beruházás igény!), amely lehetővé teszi a kazettaburkolat eltávolítását, illetve egyes üzemanyagpálcák kötegből való kihúzását. Ezen a téren minimum követelmény, hogy a kazetta egészének, valamint a részben vagy egészében kihúzott pálcák vizuális (kamerás) vizsgálata megtörténjen. Jó lenne ezen túlmutató, meleg kamrákban elvégezhető pálcá-vizsgálatokat is elvégezni, azonban ennek megvalósíthatósága a berendezés tervezése és a vizsgálati program részleteinek összeállítása során derül majd ki. A kazetta fenti módon történő vizsgálatát még akkor is meg kellene kísérelni, ha egyébként a kazettaburkolatot nem oldható kötéssel rögzítették a fej- illetve lábrészhez (régebbi kazettatípusok).

A kazetta-szétszedő és vizsgáló berendezés célszerűen a Paksi Atomerőmű valamelyik pihentető medencéjében vagy 1. számú aknájában (víz alatt) lenne telepíthető. Ilyen berendezésre és a vele elvégzett vizsgálatokra már bőségesen van referencia, többek között a Loviisai Atomerőműben (Finnország). Természetesen, a vizsgálni tervezett kazettát konténerben újra kell nedvesíteni és így visszaszállítani a KKÁT-ból az atomerőműbe.

A kazetta-szétszedő és vizsgáló berendezéssel elvégzett vizsgálatok eredményeire értelemszerűen tekintettel lesznek akkor is, amikor a „harmadik lépés” szerinti elemzéseket végzik, illetve azok eredményeit értékelik. A „harmadik lépés” szerinti elemzések közül – fontosságuk miatt – ki kell emelni az alábbiakat:

- Meg kell vizsgálni, hogy a hosszú idejű kúszás milyen körülmények között veszélyeztetheti a fűtőelemek épségét az átmeneti tárolóban.
- VVER specifikus adatok alapján értékelni kell, hogy hidridek reorientációja/átrendeződése milyen következményekkel járhat a KKÁT körülményei között.

3.2.2. A jelenleg üzemelő atomerőművi blokkok leszerelési hulladékainak végleges elhelyezése

Nemzetközi szakirodalmi adatok arra utalnak, hogy a paksi atomerőműhöz hasonló, nyomottvízes reaktorral üzemelő erőművek lebontása során keletkező leszerelési radioaktív hulladékok döntő hányadát (aktivitásban mérve mintegy 99%-át) a neutronsugárzás következtében felaktiválódott reaktorberendezések és a reaktorok körüli sugárvédelmi betonszerkezetek teszik ki. Az eddigi hazai vizsgálatok arra hívták fel a figyelmet, hogy a keletkező aktivitás időbeli lecsengését, továbbá a radioaktív hulladékként kezelendő acél és beton térfogatát jelentősen befolyásolja a bennük mindössze nyomelem szinten jelenlévő kobalt és európium koncentrációja. Mivel a reaktorberendezések és a reaktorok körüli betonszerkezetek nyomelemtartalmát jelenleg nem ismerjük kellő pontossággal, az aktiválódásra vonatkozó eddigi számítások eredményei meglehetősen nagy bizonytalanságot tartalmaznak. A leszerelési hulladék átmeneti tárolásának és végleges elhelyezésének tervezéséhez tehát pontosítani kell az aktiválódó anyagok összetételére vonatkozó hazai ismereteket. Ehhez az érintett anyagok (elsősorban a beépített betonok) mintavételezésére és/vagy erőművi mérésekre van szükség. Ezután az egyes blokkok tényleges élettörténete alapján, részletes háromdimenziós neutronfluxus-számítások segítségével meg kell határozni a reaktortartály, a belső szerkezeti elemek és a tartály közelében lévő betonszerkezetek izotóp-összetételét, és aktivitásuk lecsengését. A leszerelési hulladékban és a kiégett üzemanyagban található hosszú felezési idejű izotópok migrációs és potenciális egészségkárosító tulajdonságainak összehasonlítása alapján meg kell állapítani, hogy milyen követelményeket kell támasztani a kétféle hulladék végleges lerakóival szemben.

Fehér S., Czifrus Sz., Horváth D.: A paksi atomerőmű reaktor-berendezéseinek és sugárvédő betonszerkezeteinek felaktiválódására és bomlására vonatkozó 2005. évi számítások pontosítása; Összefoglaló tanulmány, BME-NTI-610/2013, Budapest, 2013. április.

Hózer Zoltán , Hordósy Gábor , Slonszki Emese , Vimi András , Tóta Ádám: A nagy aktivitású leszerelési és üzemviteli hulladékok végleges elhelyezése, Nukleon 2011. május IV. évf. (2011) 89

Hózer Zoltán, Vimi András, Tóta Ádám, Hordósy Gábor, Slonszki Emese: A Paksi Atomerőmű leszerelési hulladékainak elhelyezése, II. Összefoglaló jelentés, AEKI-FL-2010-746-01/01

3.2.3. A véglegesen elhelyezendő kiégett üzemanyag és nagyaktivitású hulladék csomagolása

A kiégett üzemanyag (és esetleg az újrafeldolgozott üzemanyag gyártásakor keletkező nagy aktivitású hulladék) mélygeológiai tárolóban történő elhelyezéséhez – a természetes gátak mellett – értékelni kell a mérnöki gátak szerepét is. A kiégett üzemanyagot olyan konténerekben kell elhelyezni, amelyek a várható geológiai körülmények között sok ezer évig megakadályozzák a radioaktív izotópok kijutását a fűtőelemekből. Több országban is intenzíven foglalkoznak az optimális konténerek kifejlesztésével. Első lépésként az elérhető tervek értékelését kell elvégezni, figyelembe véve a VVER-440 kazetták jellemzőit és a bodai geológiai környezetet. Meg kell vizsgálni, hogy milyen konténerek alkalmazhatóak a reprocesszási hulladék végleges elhelyezésére, és értékelni kell a kiégett üzemanyag és a reprocesszási hulladék azonos típusú konténerben történő elhelyezésének műszaki megvalósíthatóságát, előnyeit és hátrányait. Az elemzések eredményeként meg kell határozni azokat a jellemző paramétereket, amelyek szükségesek a véglegesen elhelyezett fűtőelem és a bioszféra közötti aktivitásterjedés részletes modellezéséhez. A konténerek előzetes értékelése és a szóba jöhető típusok kiválasztása szükséges a mélygeológiai tároló kamráinak tervezéséhez is.

3.2.3.1. Mérnöki gátak: a bentonit agyagkőzet vizsgálata

Amint azt a 3.1.2. fejezet említi, a magyarországi mélygeológiai tároló létesítéséhez meg kell vizsgálni a különböző radioaktív izotópok migrációját a bodai agyagkőben. Meg kell határozni a mélygeológiai tárolók biztonsági értékeléséhez megfelelő geokémiai adatokat, vizsgálni kell a migrációs, szorpciós, deszorpciós és kioldódási folyamatokat. A természetes földtani gáton kívül ugyanezeket a vizsgálatokat a mérnöki gátak esetén szóba jöhető anyagok (pl. bentonit) esetén is el kell végezni.

A bentonit agyagkőzeteket széleskörű előfordulásuk és kedvező szigetelő és szorpciós tulajdonságaik miatt elterjedten használják kommunális és veszélyes hulladéktárolók természetes földtani ill. épített gátjaiként. Jelen elképzelések szerint ezt az anyagot fogják alkalmazni a nagy aktivitású radioaktív hulladéktárolók szigetelőrétegeként is. A bentonit agyagkőzet fő agyagásványa, a montmorillonit negatív rétegtöltése miatt elsősorban kationok megkötésére, így azok migrációjának csökkentésére alkalmas. Úgy gondoljuk azonban, hogy kémiai módosításokkal alkalmassá tehetők anionos jellegű radioaktív izotópok, az ún. „gonosz” izotópok (^{14}C , ^{36}Cl , ^{99}Tc , ^{129}I) megkötésére is.

3.2.4. Radioaktív hulladékok biztonságos kezelésének kutatása

A reaktorok üzemeltetése során keletkező kis-, és közepes aktivitású hulladékok biztonságos kezelése, elhelyezése kulcsfontosságú az atomenergia elfogadhatósága szempontjából. Az újabb blokkok beindítását követően, illetve a régebbi blokkok leállítása, felszámolása során megnő a radioaktív hulladék mennyisége. A kutatást két fő pillérre célszerű helyezni.

Egyrészt a hagyományos betonozási technológiák fejlesztése lenne a cél a különböző koncentrációkban található mátrix anyagok esetére. Ehhez kapcsolódik az így készített betonmintákból a mechanikai tulajdonságok vizsgálatán felül a különböző radionuklidok kioldódásának és permeabilitásának a vizsgálata.

A kutatás másik vonalát képezi a legújabb kötőanyagok (pl. geopolimerek) alkalmazhatóságának vizsgálata az atomerőmű üzemelése során keletkező, mátrixanyagokat különböző minőségben és mennyiségben tartalmazó folyékony radioaktív hulladékok esetén. A kutatás során modellezzük az új beágyazó anyagokat (molekulda dinamikai modellekkel) majd az így előállított mintákból vizsgáljuk a radionuklidok kioldódását is.

3.2.5. Új szerkezeti anyagok, bevonatok dekontaminálhatósági vizsgálata (Kovács Tibor)

Új szerkezeti anyagok, festékek, bevonatok atomerőművi felhasználásához szükség van ezek dekontaminálhatósági vizsgálatára. A vizsgálatokat az MSZ-05.22.7662-83. sz. szabványban leírtak szerint végezzük. A minták felületén (5-5 párhuzamos mintát alkalmazva) radioaktív nuklid (vagy nuklidkeverék) vizes oldatával kontaminációt hozunk létre két különböző módon. Az *adszorpciós eljárásnál* a minta felületét a radioaktív oldat meghatározott mennyiségével 2 órán át érintkeztetjük, míg a *beszárításos eljárásnál* a minta felületére az oldat meghatározott mennyiségét visszük fel és beszárítjuk, majd mérjük a kezdeti (kontaminációt követő) aktivitást (aktivitással arányos jelgyakoriságot).

A dekontaminálás három lépcsőben történik, az egyes dekontaminációs lépcsőkben ionmentes vizet, komplexképző oldatot, valamint savat használunk, majd detektáljuk a maradék (dekontaminálást követő) aktivitást (aktivitással arányos jelgyakoriságot).

A dekontaminálhatóságot az előírás szerint a dekontaminációs tényezők (DF) átlagértékei alapján jellemezzük.

3.3. Az európai szuperkritikus nyomású vízű és spektrumeltolós szubkritikus nyomású reaktor zónájának és fűtőelem-kazettájának tervezése

Az új, negyedik generációs atomerőművekkel kapcsolatos hazai kutatási elképzelések egy ideig a szuperkritikus nyomású vízzel hűtött reaktorra (SCWR) koncentráltak (természetesen a nemzetközi program részeként), mert az eddigi tudás leginkább az ezzel a reaktortípussal kapcsolatos kutatásoknak kedvezett. Az e téren elért eddigi eredményeket célszerű a következő években úgy kiegészíteni, hogy azok teljes egészét alkossanak.

3.3.1. Az európai szuperkritikus nyomású vízű reaktor zónájának tervezése

A szuperkritikus nyomású vízű reaktor (Supercritical Water-Cooled Reactor, SCWR) európai változatának, a HPLWR reaktornak (High Performance Light Water Reactor) zónatervezését a nemzetközi HPLWR Phase 2 projekt keretében végezték. A projekt eredménye alapján az egyik legnagyobb probléma a kilenc kazettát összefogó klaszterek nagy

mérete, amely nem nyújt elég szabadságot a zóna átrendezésénél a teljesítményegyenlőtlenségek csökkentéséhez, valamint a kilenc kazetta forgalmát együttesen befolyásoló egyetlen klaszterenkénti szűkítő alkalmazása. Kazettánkénti szűkítők alkalmazásával, amelyek a lefelé irányuló hűtőközegáramlásnál a kazetta fejrészében beállíthatóak, optimális burkolathőmérséklet-viszonyok kialakítására nyílik lehetőség.

A negyedik generációs szuperkritikus nyomású vízhűtésű reaktorokkal kapcsolatos hazai kutatások fő irányát célszerű az FP7 Supercritical Water Reactor - Fuel Qualification Test (SCWR-FQT) projekt keretével összhangban kijelölni. Az SCWR-FQT projekt célja a csehországi LVR-15 kutatóreaktorban elhelyezni tervezett, fűtőelemeket tartalmazó szuperkritikus nyomástartományban üzemelő besugárzócsatorna megtervezése és a hatósági engedélyezéshez szükséges elemzések elvégzése nemzetközi együttműködés keretében. Ebben az egyik hazai feladat az LVR-15 reaktor stacionárius reaktorfizikai modelljének kifejlesztése. E modell szükséges a reaktivitás-üzemzavarok dinamikai számításához is. A kapcsolt neutronfizikai-termohidraulikai programrendszer fejlesztésének alapja a Budapesti Kutatóreaktor és a szuperkritikus nyomású HPLWR (High Performance Light Water Reactor) reaktivitás-üzemzavarainak elemzésére használt KIKO3D-ATHLET programrendszer lehet. Az LVR-15 reaktor fűtőelemeit és a besugárzóhurok négy fűtőelempalcáját magában foglaló zóna neutronfizikai számításának verifikálása kiegészítő Monte Carlo módszer alkalmazásával valósulhat meg. A fűtőelembesugárzó hurok aktív zónában található szegmensének mását a tervek szerint Kínában építik fel.

A szuperkritikus nyomású vízhűtésű reaktorokra vonatkozó jelenlegi elképzelések nem tekinthetők kiforrott koncepcióknak. Ezért a HPLWR reaktor vizsgálatán túl az SCWR-ek kutatását célszerű az alábbi területekre is kiterjeszteni:

- a neutronspektrum lágyítására alkalmas extra moderátoranyagok beépítésének vizsgálata,
- a reaktortartályban áramló hűtőközeg útvonalának optimalizálása,
- a speciális feltételekhez kapcsolódó alternatív üzemanyagciklusok elemzése.

A jövőben várható egy újabb európai vízhűtésű gyorsreaktor tervezési projekt indulása és az ezzel kapcsolatos kódfejlesztés.

A feladat lényegi részét elvégeztük, egy részük átkerült a 3.3.3. feladatba.

3.3.2. Az európai szuperkritikus nyomású vízhűtésű reaktor fűtőelem-kazettájának CFD-vizsgálata

A negyedik generációs reaktorkoncepciók közzé tartozó SCWR fejlesztése ügyében további hazai feladat az SCWR európai változatának (HPLWR) egy adott kazettarészében lejátszódó termohidraulikai folyamatok megvizsgálása egy kereskedelmi CFD-kód (ANSYS CFX) segítségével. A CFD-elemzések során felhasználható az elmúlt 6 évben felhalmozott hazai és külföldi CFD-modellezési tapasztalat. A CFD-elemzés a kazetta különböző típusú szubcsatornái közötti anyag-, energia- és impulzuscsere folyamatokra és azoknak a különböző szubcsatornáknak kialakuló hőátadási tényező-eloszlásokra gyakorolt hatásaira koncentrálna. A feladat szorosan kapcsolódik a „Supercritical Water Reactor – Fuel Qualification Test” (SCWR-FQT) nevű EU projekthez, ahol a feladat négy aktív fűtőelemrudat tartalmazó termohidraulikai tesztkörnek a tervezésében és az engedélyeztetéséhez szükséges analízisek elvégzésében való részvétel.

A tapasztalatok hasznosíthatóak mind a hagyományos erőművek (szuperkritikus nyomású fosszilis tüzelésű kazánok), mind a fúziós energiatermelés területén is, mivel ezek használják, illetve használni szándékozzák a szuperkritikus nyomású vizet mint hűtőközeget.

A feladat lényegi részét elvégeztük, további feladat nincs.

3.3.3. Az európai HPLWR és a Szuper VVER reaktorkoncepciók zónatervezése

A negyedik generációs szuperkritikus nyomású vízhűtésű reaktorokkal kapcsolatos hazai kutatások az elmúlt években az FP7 Supercritical Water Reactor - Fuel Qualification Test (SCWR-FQT) projekt keretével összhangban folytak. Az SCWR-FQT projekt célja a csehországi LVR-15 kutatóreaktorban elhelyezni tervezett, fűtőelemeket tartalmazó szuperkritikus nyomástartományban üzemelő besugárzócsatorna megtervezése és a hatósági engedélyezéshez szükséges elemzések elvégzése nemzetközi együttműködés keretében. Ebben az egyik hazai feladat az LVR-15 reaktor stacionárius reaktorfizikai modelljének kifejlesztése volt. E modell szükséges a reaktivitás-üzemzavarok dinamikai számításához is. A kapcsolt neutronfizikai-termohidraulikai programrendszer fejlesztésének alapja a Budapesti Kutatóreaktor számítására használt KIKO3D-ATHLET programrendszer volt, mellyel lehetséges reaktivitás-üzemzavarokat elemeztünk.

A szuperkritikus nyomású vízhűtésű reaktor (Supercritical Water-Cooled Reactor, SCWR) európai változatának, a HPLWR reaktornak (High Performance Light Water Reactor) zónatervezését a nemzetközi HPLWR Phase 2 projekt keretében végezték. A projekt eredménye alapján az egyik legnagyobb probléma a kilenc kazettát összefogó klaszterek nagy mérete, amely nem nyújt elég szabadságot a zóna átrendezésénél a teljesítményegyenlőtlenségek csökkentéséhez, valamint a kilenc kazetta forgalmát együttesen befolyásoló egyetlen klaszterenkénti szűkítő alkalmazása. Kazettánkénti szűkítők alkalmazásával, amelyek a lefelé irányuló hűtőközegáramlásnál a kazetta fejrészében beállíthatóak, optimális burkolathőmérséklet-viszonyok kialakítására nyílnak lehetőségek.

Az evolúciós nem szuperkritikus nyomású könnyűvízes Szuper-VVER reaktorok fűtőelemeinek nagyobb kiégetését célozzák meg azok a kutatások, melyek az u.n. spektrális eltolás módszerén alapulnak. A spektrális eltolás alapja a neutronspektrum eltolása a kampány elején kívánatos rezonancia spektrumtól a kampány végi termikus spektrumig. A rezonancia spektrumban elérhető kisebb sokszorozási tényező lehetővé teszi, hogy a kritikusság a szabályozó rudakban vagy bórsavban létrejövő parazita abszorpció nélkül is létrejöhessen. A kampány eleji rezonancia spektrumban az ^{238}U megnövekedett befogása révén több Pu keletkezik, amely elégethető a kampány végére jellemző termikusabb spektrumban. Ez a folyamat a kampányhossz megnövekedését és a természetes urán felhasználás csökkenését eredményezi. Az orosz Szuper-VVER elnevezésű terv azon alapul, hogy az áttervezett VVER-1000 kazetták nagyobb méretű vízcsöveibe dugott szegényített urán rudakat vagy cirkónium kizsorítókat kihúzzák a kampány során. Az egyenlőtlenségi tényezők csökkentése az egyik problematikus feladat.

Az egykörös szuperkritikus nyomású Szuper-VVER (VVER-SCP) reaktor célja a hatékony elektromos energia előállítás, a tenyésztési tényező növelése, a zárt fűtőelemciklusban való alkalmazhatóság. A koncepció egy körös, reaktor tartályos, a neutronspektrum a rezonancia tartomány felé eltolt. A zónán belüli hűtőközeg áramlást tekintve két változat van, a szokásos egyutas és a kétutas, amely a természetes cirkulációt akadályozza, viszont a forró pontokat csökkenti. A kampányszámításokban VVER kiégett üzemanyagot (hasadványok nélkül) és

hozzáadott plutóniumot vettek figyelembe, Az eddigi tervekben a BN-K nátriumhűtésű gyorsreaktorot szánták a VVER-SCP reaktor plutóniumszükségletének megtermelésére. A kampányszámítások során vizsgálandó a lokális teljesítmény és hőmérsékleti limitekhez való viszony, a lezárhatóság és a reaktivitástényezők, különös tekintettel az üreg tényezőre.

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.4. Gáz-, folyékony ólom- és ólom-bizmut hűtésű reaktorok kutatása

Az új, negyedik generációs atomerőművek fejlesztésének legfontosabb célja az üzemanyagciklus zárásának lehetővé tétele. Ehhez gyorsreaktorokra van szükség. A leheséges gyorsreaktor-technológiák egyike az ólomhűtésű reaktor. Célszerű, hogy a magyar kutatók megfelelő előképzettséggel rendelkezzenek erről a technológiáról, mert elképzelhető, hogy végülis ez a technológia fog elterjedni. Az ólomhűtésű gyorsreaktor technológia fejlesztése olyan szinten áll (legalábbis Európában), hogy az e téren folyó nemzetközi kutatásokba való bekapcsolódás lehetségesnek tűnik.

2013. december 18-án Bukarestben megalakult a FALCON (Fostering Alfred CONstruction) konzorcium, amely az ALFRED demonstrációs reaktor tervezett romániai megvalósítását készíti elő. Fontos, hogy a jelentős részben Európai Unió támogatásból finanszírozott projektben magyar kutatóintézetek is részt vállaljanak, ezért az LFR-ral kapcsolatos feladatoknál prioritásként kell kezelni az ALFRED projekt szempontjából releváns feladatokat.

A feladatok megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.4.1. Felkészülés a gáz- és a folyékony ólom- és ólom-bizmut hűtésű reaktorok zónatervezési és biztonsági vizsgálatára

A gáz- ólom- és ólom-bizmut hűtésű gyorsreaktorok zónatervezési és egyes biztonsági számításai a VVER-440-re kifejlesztett nodális rezponz-mátrix kód sok-energiacsoportos változatával történhetnek. A számítások az alábbi modulokra épülnek:

- a neutrondiffúziót nodális módszerrel modellező modul,
- kiegészi modul,
- az abszorbensek mozgását kezelő modul,
- átrakási modul,
- a termohidraulikai visszacsatolást leíró modul,
- a csoportállandókat és rezponz-mátrixokat a kiegészi, a hőhordozó és a fűtőelem hőmérsékletéből paraméterekkel ellátott formulák alapján számító szubrutinok.

A VVER-440 reaktorra kifejlesztett – dinamikai számításokra is alkalmas - nodális rezponz-mátrix kód algoritmusában alapvető közelítő feltevéseket csak a nódushatárokon érvényes fluxuselozslásra vonatkozóan kell tenni. Ugyanakkor a jelenleg alkalmazott módszerek a kötegszakasz előzetes homogenizálásán, majd a homogenizált közegre az időfüggő diffúziós egyenlet megoldásán alapulnak. A szóban forgó reaktorok kötegeinek szokásosnál bonyolultabb szerkezete, valamint a gyors neutronok axiális irányban fellépő repülési szög szerinti erős anizotrópiája az adott esetben kérdésessé teszik ezeknek a közelítéseknek az alkalmazhatóságát. Ezért alkalmazzuk az SP3 módszert, és az ehhez szükséges szórási magfüggvényeket az ERANOS kód ECCO moduljával értékeljük ki.

A visszacsatolások figyelembevétele céljából a KIKO3DMG nodális kódot csatoljuk az ATHLET3.0 rendszer termohidraulikai kódhoz, ami képes mindhárom fenti hűtőközeg számítására.

A programnak a zónatervezés szokásos egyszerűsített kiegészi láncain kívül tartalmaznia kell a Pu, Np, Am és Cm fontosabb izotópjainak követéséhez szükséges láncokat és azok adatait (pl. paraméterezett mikroszkopikus csoportállandóit) is. A program nemcsak a fenti aktinidákra vonatkozó izotópátalakítást képes követni, hanem eközben reális háromdimenziós kampánytervezési számítások során biztosítja, hogy a reaktor kritikus állapotban legyen, amennyiben a tervezett reaktivitás-szabályozó rendszer erre valójában képes. Ezen kívül kiszámítható, hogy a fenti feltételek mellett milyen hosszú kampány érhető el, és ennek függvényében mekkora kiegészések adódnak, valamint azt, hogy az egyenlőtlenségi tényezők maximumai a megengedett határon belül maradnak-e.

A meghatározandó, a biztonsággal kapcsolatos vizsgálandó paraméterek az alábbiak:

- hőmérséklet szerinti reaktivitás tényezők,
- üregtényező,
- az üregtényező és a Doppler tényező korrelációja,
- a teljesítmény egyenlőtlenségi tényezői,
- a lezárási reaktivitás az üzemvitel során.

A fentiekén kívül dinamikai számításokkal elemezhető az abszorbens-rudakon alapuló reaktivitás-szabályozás nem kizárható meghibásodásainak következményei (Reactivity Initiated Accident, RIA). A reaktivitás-szabályozó abszorbensrendszer kialakítása ugyanis egyszerre befolyásolja szignifikánsan az elérhető kiegészést – és ezen keresztül az izotópátalakítási képességet –, valamint a reaktivitás üzemzavarok következményeit, melyek így ugyanazzal a programmal elemezhetők.

A zónatervezési számításokhoz szükséges csoportállandók előállítása céljára a rendkívül nehézkes működtetésű ERANOS kód kezdeti felhasználása után át kell térni az MTA EK-ban fejlesztett vagy rutinszerűen használt kódok továbbfejlesztett változataira.

A feladathoz tartozik a fém-hűtésű gyors spektrumú reaktorok különböző változatainak összehasonlító elemzése részben számítások, részben irodalmi adatok alapján. Az összehasonlítás két legfontosabb szempontja a biztonság és az izotópháztartás fenntartható fejlődés követelményének való megfelelése.

A fejlesztések és vizsgálatok lehetővé teszik az alábbi nemzetközi együttműködésekben való részvételt:

- az OECD NEA által kezdeményezett, a fém-hűtésű reaktorok vizsgálatára irányuló projekt,
- NAÜ Technical Working Group on Fast Reactors.

Hegy György, Keresztúri András, Pataki István, Temesvári Emese, Tóta Ádám: Felkészülés gyors-spektrumú reaktorok számítására, tanulmány, MTA EK RAL, NKFIH/G-1117/207/2015, EK-RAL-2015-207-01/01

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.4.2. Folyékony ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorok vizsgálata

Az ólom hűtőközezből fakadó, különösen nagyenergiás neutronspektrumának köszönhetően az ólomhűtésű gyorsreaktornak fontos szerepe lehet a másodlagos aktinidák kiégetésében és így a kiégett üzemanyagból származó nagyaktivitású hulladék radiotoxicitásának csökkentésében. Ezért megvizsgáljuk a tervezett koncepciókat, különösen abból a szempontból, hogy milyen formában (pl. heterogén módon speciális pálcákban, vagy homogén módon a teljes zónában) lehet a másodlagos aktinida izotópok betöltését megoldani, és milyen határfok érhető el az átalakításukban. A másodlagos aktinida izotópok hatáskeresztmetszetei jelentős bizonytalansággal terheltek, ezért fontos megvizsgálni hatásukat a számított reaktorfizikai paraméterek bizonytalanságára.

Az üzemanyagciklus szimulációkhoz egy egyszerű kiégés modellt kell az LFR-re kidolgozni. Ehhez nagyszámú lehetséges üzemanyag összetétel mellett kell meghatározni a homogenizált egycsoport hatáskeresztmetszeteket, hogy ennek az adathalmaznak a segítségével sokdimenziós regresszióval a hatáskeresztmetszetek összetételtől való függése meghatározható legyen. Ezért a feladat részeként egy gyors, homogenizált modellen alapuló zónaszámítási rendszer kell összeállítani. A regresszióval alapuló kiégésmodell segítségével LFR-t is tartalmazó atomenergia-rendszerek szimulációját végezzük el. Ennek segítségével megvizsgáljuk az LFR tenyésztési és transzmutációs képességét, összevetjük azt más újgenerációs reaktorokkal és elemezzük potenciális szerepét egy jövőbeli atomenergia-rendszerben.

Európában az ólomhűtésű reaktorok fejlesztésének egy fontos lépése a belgiumi Molban a VENUS-F ólomtartalmú zéró reaktoron végzett mérésorozat. Ennek eredményei FREYA projekt keretében a BME NTI számára hozzáférhetőek és felhasználhatóak az ólomhűtésű reaktorok vizsgálatában alkalmazott reaktorfizikai számítási eszközök, modellek validációjára. Fontos, hogy az ólomhűtésű reaktorokkal kapcsolatos hazai kutatások kapcsolódjanak a nemzetközi erőfeszítésekhez, ezért kapcsolatot kell kialakítani az ALFRED megvalósításán dolgozó konzorciummal és a feladat végrehajtása során előtérbe helyezni az ALFRED szempontjából is releváns feladatokat. Ezek a fentieken túl kiterjedhetnek termohidraulikai témákra is, mint pl. rendszerkód validálása folyékony nehézfémre vagy az üzemanyag kazetták CFD modellezése.

German Péter, Szieberth Máté: „Előzetes reaktorfizikai számítások az ALFRED demonstrációs reaktorra”, kutatási jelentés, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, Nukleáris Technikai Intézet, BME NTI 756/2015 (2015)

[A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.](#)

3.5. Az ALLEGRO demonstrációs gázhűtésű gyorsreaktor kifejlesztésével kapcsolatos kutatások

A lehetséges gyorsreaktor-technológiák közül a hazai érdeklődés középpontjában jelenleg a gázhűtésű gyorsreaktor (GFR), pontosabban a GFR technológia működőképességének demonstrálására szolgáló ALLEGRO reaktor áll, mivel e reaktor megvalósítása akár Magyarországon, de legalábbis a cseh-magyar-szlovák régióban nem irreális. Bár a gázhűtésű gyorsreaktor építésével és az ahhoz közvetlenül csatolt feladatokkal jelen program természetesen nem foglalkozik, de a kapcsolódó kutatás-fejlesztési feladatokat az egységes hazai nukleáris K+F program részeként célszerű megoldani.

A gázhűtésű gyorsreaktor (GFR) az egyik alternatív 4. generációs gyorsreaktor, amelyben a transzmutáció és az üzemanyag-tenyésztés szempontjából nagyon kedvező kemény neutronspektrum alakítható ki. Ilyen reaktorok szerepet játszhatnak a felhalmozódó kiegészített üzemanyag újrahaznosításában.

A GFR technológia működőképességének demonstrációja az ALLEGRO reaktorral fog történni. A reaktor megvalósításának előkészítésére (erős francia támogatással) 2010-ben együttműködési megállapodást kötöttek a cseh, magyar és szlovák nukleáris kutatóintézetek, amelyhez a lengyel nukleáris kutatóintézet is csatlakozott (2012). A résztvevők 2013-ban létrehozták a V4G4 szervezetet az együttműködés koordinálására és külső képviselőre.

A megvalósítási program mérföldkövei az előkészítési szakasz (2014-2018), az engedélyezési, építési és üzembe helyezési szakasz (2018-2030), a reaktor működtetése és a leszerelés. A reaktor működésének első szakaszában hagyományos gyorsreaktoros fűtőelemekből felépített zóna fog működni, ekkor kerül sor a második szakaszban használandó fejlett, magas hőmérsékletű működésre alkalmas fűtőelemek kikísérletezésére.

Az előkészítési szakasz munkaterve szerint részben vagy teljesen hazai kompetenciába esik a 3.5. fejezetben felsorolt feladatok elvégzése.

3.5.1. Az ALLEGRO reaktor aktív zónájának tervezése

A legújabb ALLEGRO koncepció szerint annak érdekében, hogy az ALLEGRO reaktor biztonsága elérje a jelenleg működő reaktorok biztonsági szintjét, szemben az eddigi elképzelésekkel

- az aktív zóna üzemanyaga urándioxid lesz,
- a zóna teljesítménye és maximális teljesítménysűrűsége lényegesen kisebb lesz.

Az eddig szerzett ismereteink szerint a biztonságot leginkább veszélyeztető esetek elemzése a zóna vonatkozásában viszonylag egyszerű eszközökkel – egy átlagos és egy forró TH csatorna, a maradvány-hőnek megfelelő teljesítmény – kezelhetők. Ezért feltételezzük, hogy az új koncepció szerinti részletes (3D) zónatervezési számítások megkezdése előtt az említett biztonsági elemzések meghatározzák a zóna teljesítményét és a maximális megengedett lineáris hő-teljesítményt. Ezek a paraméterek a zónatervezés meghatározó alap-paraméterei lesznek. Mindazonáltal már a zóna méretének meghatározása céljából is nagy-számú variáns végigszámolására lesz szükség az egyensúlyi kampányhoz vezető kezdeti és átmeneti kampányok további, jelenleg még ismeretlen paraméterei miatt (lásd még alább).

A fűtőelem gyártásával és a kiegészített fűtőelemek fenntartható fejlődésnek megfelelő feldolgozásával kapcsolatos EU-beli problémák miatt a megengedett maximális kiegészített fűtőelemek pihentetés utáni reprocesszálását és újrahaznosítását nem tételezhetjük fel, vagyis minden újabb kampányban kiegészített, magas dúsítású urándioxid fűtőelem kerül az aktív zónába. Ez egyben azt is jelenti, hogy nemcsak a kezdeti, hanem a későbbi, átmeneti és egyensúlyi zónák tartalék reaktivitása is magas lesz, amit más eszközök híján abszorbens rudakkal kell lekötönni. A gyors spektrum miatt kiegészítő mérgező alkalmazhatóságát nem tételezhetjük fel, így – a zóna minden pillanatba való lezárhatóságának követelményét is szem előtt tartva - nagyszámú, értékes abszorbens mozgatóval kell számolnunk a kampány során, melyek nem tervezett üzemzavari kihúzása jelentős biztonsági kockázatot jelent a kis hőtehetetlenséggel rendelkező és nem túl nagy visszacsatolási képességű gázhűtésű rendszerben. Az ilyen kezdeti események elemzése – hasonlóan a részletes zónatervezési számításokhoz -

visszacatolt 3D reaktorfizikai-termohidraulikai számításokat tesz szükségessé, amiket mindkét esetben (zónatervezés és biztonsági elemzések) egységesen a csatolt KIKO3DMG-ATHELT3.0 programmal végzünk el. Így a zónatervezési és üzemzavarai számítások kapcsolódása is szinte automatikussá válik. (Megjegyezzük, hogy a KIKO3DMG program fejlesztése a gázhűtésű reaktorokban nagyobb jelentőségű fluxus-anizotrópia megfelelő kezelése érdekében már jelenleg is folyik az SP3 módszer alkalmazásával.) Az említett üzemzavar kezelése szükségessé teheti a reaktivitás csökkentését diverz módomban megvalósító védelmi rendszer tervezését is, ami egyrészt még bonyolultabbá teszi a zóna tervezését, másrészt a létrejövő heterogenitások növelhetik az egyenlőtlenségi tényezőket. Emiatt a zóna tervezése csak a PSA elemzésekkel és a védelmi rendszer tervezésével párhuzamosan, iteratív módon folyhat, melyek ugyan nem képezik részét az ebben a pontban bemutatott tevékenységnek, de mindezekre tekintettel kell lenni itt is.

A tervezett vizsgálatok miatt megfelelő biztonsági sáv („margin”) betartásával a teljesítménysűrűség átlagos értéke maximalizálendő, tehát a zóna mérete (a fűtőelemek száma) minimalizálendő. Vagyis a számítási bizonytalanságok által megengedett mértékben meg kell közelítenünk a megengedett maximális lineáris hő-teljesítményt. Ugyanakkor a reaktivitással kapcsolatos feltételeket is teljesítenünk kell, nevezetesen a kampány elején elegendő tartalék-reaktivitással kell rendelkezünk egy még elegendően hosszú kampányhoz (a nem túl gyakori átrakások céljából), a zónának mindig kellő tartalékkal lezárhatónak kell lennie, ugyanakkor az egyes abszorbensek – biztonsági okból - nem lehetnek túl értékesek. Feltehetőleg a 20 %-os dúsítási limit sem haladható meg, bár ennek ellenkezőjére akad az EU-ban is példa. A fenti célokra rendelkezésre álló „eszközök” - mint szabad paraméterek - kampányonként a zóna átrakási hányada, a friss fűtőelemek dúsítása, az átrakási séma, az abszorbensek száma, elhelyezkedése, azok anyagi és összetétel adatai. A fentiek előrevetítik nagyszámú variáns végigszámolásának szükségességét.

Amint a fentiekben már említettük a csatolt KIKO3DMG-ATHELT3.0 programmal tervezzük. Ehhez a csoportállandókat az ERANOS programrendszer erre a célra már kiégetlen esetben bevált ECCO programjával készítjük el. Ugyanakkor tekintettel arra, hogy az ECCO program megfelelő, minőség-biztosítható kiegészi számításaihoz nem áll rendelkezésre megfelelő dokumentáció még francia nyelven sem, az ECCO programot egy olyan procedúra keretében használjuk, melyben a kiegészítést az ORIGIN programmal fejlesztjük. Ehhez meg kell oldani az ORIGIN program csoportállandói előállításának feladatát is. Az így kapott eredményeket a kiegészítés és a hőmérsékletek, valamint egy-két fontosabb transzurán elem koncentrációjának függvényében paraméterezzük, tehát eközben kihasználjuk, hogy a kiegészítés és további transzurán elemek közötti jó közelítéssel fennálló korreláció megfelelő pontosságot biztosít. A számítás így a JEF3.1 nukleáris adatokon fog alapulni. További probléma, hogy a gyors spektrumú rendszerekben a különböző szerkezeti elemek hő-tágulásának hatása a neutron-sokszorozási és transzport képességekre egyáltalán nem elhanyagolható. Így visszacsatolások hőmérsékleti paraméterei nagyobb számúak, mint a termikus spektrumú reaktorokban. Ez nemcsak a csoportállandók előállítását és paraméterezését bonyolítja, hanem az eddigi fűtőanyag-felmelegedés modellen túl, a szerkezeti elemek felmelegedésének dinamikai modelljeinek kifejlesztését és kapcsolását is szükségessé teszik. Ezen kívül a geometriai változások hatását figyelembe kell vennünk a nodális KIKO3DMG program szintjén is, például azt, hogy egy nódus különböző anyagi jellemzőkkel rendelkező régiókból állhat, amelyek arányai a visszacsatolások során változhatnak.

Amint azt a maximális megengedett lineáris hő-teljesítménnyel kapcsolatban említettük, a számítási bizonytalanságok hatását figyelembe kell vennünk. A nukleáris és technológiai

adatok vonatkozásában ezt egy olyan bizonytalansági elemzéssel határozzuk meg, ami a GRS módszeren, vagyis Wilks elméletén alapul. A metodikai bizonytalanságokat speciális esetekre elvégzett Monte Carlo számítások eredményeivel való összehasonlításból állapítjuk meg, melyek szintén a JEF3.1 adatokon fognak alapulni.

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.5.2. Magas hőmérsékleten üzemelő, nagy besugárzást elszenvedő szerkezeti anyagok tanulmányozása, minősítése

Az ALLEGRO gázhűtésű gyorsreaktor demonstrátor tervei szerint (de a szuperkritikus nyomású vízű hűtésű reaktor terveiben is) a jelenleg is alkalmazott Cr-Mo-V acél alkalmas lehet a tartály anyagának a jövőben is. A működési hőmérséklet nem magasabb, mint a jelenleg működő erőművi turbinákban, de a sugárkárosodást vizsgálni kell. A kutatás célja a tartály alapanyagának minősítése a releváns körülmények között.

A negyedik generációs reaktorok fejlesztése világméretű projekteknél zajlik. A magyar részvétel az EURATOM tagságon keresztül biztosított. Az egyes reaktortípusok fejlesztése hamarosan eljut abba a fázisba, amikor a tervezési szempontokat és a megvalósíthatóság érdekeit egyeztetni kell. Az ismeretek megszerzése kritikus lesz az ALLEGRO, mint besugárzó berendezés majdani hasznosítása szempontjából. A nemzetközi programokban való részvétellel megszerezhető a szükséges információ.

A feladat elvégzését elhalasztottuk.

3.5.3. Az ERANOS kód rendszerbe állítása a zónafizikai számításokhoz

Az ERANOS kódot a francia CEA fejlesztette ki gyorsreaktorok zónafizikai számítására. A kód adaptálása jelenleg is folyamatban van. Mivel a zónafizika kulcsszerepet játszik mind a reaktor biztonságában, mind pedig a GFR technológia tenyésztési és aktinida-elégetési hatékonyságában, számos reaktorfizikai számításot kell majd elvégezni. A feladat célja az ERANOS kód rendszeres, több-felhasználós használatához szükséges hazai körülmények megteremtése, az elvégzendő számítások körének kijelölése (figyelembe véve a nemzetközi együttműködésben beszerezhető számítási eredményeket) és a szükséges számítások elvégzése.

A feladat végrehajtása befejeződött.

3.5.4. ALLEGRO tranziens folyamatok modellezése

Az MTA EK a GoFastR és ALLIANCE projektek kapcsán jelentős mértékben vett részt az ALLEGRO termohidraulikai elemzésében a francia fejlesztésű CATHARE kóddal. A 75MW-os CEA prototípusra eddig elvégzett elemzések nagy része azt mutatja, hogy a fűtőelem burkolat hőmérsékletek nem haladják meg az adott biztonsági osztályhoz tartozó hőmérséklet korlátokat, azonban bizonyos kezdeti események bekövetkezésekor a korlátok sérülhetnek. Az új zónakoncepcióban - többek között ezen eredmények hatására - a jelenlegi 75MW termikus teljesítményű ALLEGRO reaktor teljesítményét le kell csökkenteni. A csökkentett teljesítményű zóna tervezéséhez jelen feladat keretében meg kell határozni a zónateljesítmény és a maximális lineáris hőtéljesítmény azon értékeit (figyelembe véve a számítások

bizonytalanságait is), amelyek mellett a zóna biztonságosnak tekinthető. Ezután kerülhet sor (másik feladat keretében) az új zóna tervezésére. Jelen feladat keretében kerül aztán sor az ebben az új ALLEGRO zónában lejátszódó tranzien্স folyamatoknak a modellezésére a CATHARE kód segítségével. Jelen feladat keretében kerül aztán sor az ebben az új ALLEGRO zónában lejátszódó tranzien্স folyamatok modellezésére a CATHARE kód segítségével.

A régebbi ETRD és ALLEGRO koncepcióban nem terveztek nitrogén befúvatást üzemzavari helyzetekben, azonban a közelmúltban végzett vizsgálatok azt mutatták, hogy bizonyos tervezésen túli LOCA szituációkban a nitrogén befecskendezéssel jelentős mértékben csökkenthető a fűtőelemek túlhevülése. Az ALLIANCE projektben kidolgozott új nitrogén befecskendezési koncepció nem minden esetben bizonyult megfelelőnek, így szükséges annak további fejlesztése. A feladatban CATHARE számításokat kell végezni és segítségével optimalizálni kell a befecskendezési paramétereket és értékelni kell a védelmi jelek hatékonyságát az egyes üzemzavarok esetében, s amennyiben szükséges, új védelmi jeleket vagy beállítási értékeket kell bevezetni. Továbbá meg kell vizsgálni, hogy az új 10MW-os zóna esetében egyáltalán szükséges-e – és ha igen, mely esetekben - nitrogén befecskendezése a korlátok betartásához.

A CEA – a meglévő alapkoncepció túl – kifejlesztett egy gázos szekunder oldali ALLEGRO tervet, amely arra hivatott, hogy csökkentse a zóna alacsony inerciájából származó hátrányokat. Amennyiben az ALLEGRO jövőbeli fejlesztési irányvonala ebben az irányban halad, úgy ezt a koncepciót is értékelni kell CATHARE tranzien্স számításokkal.

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.5.5. Az ALLEGRO fűtőelem-kazettáinak és zónájának elemzése CFD-szimulációval

Az ALLEGRO reaktor egyik fontos célja a kompozit keramikus burkolattal ellátott keramikus tablettákat tartalmazó fűtőelem rudakból álló kísérleti fűtőelemköteg tesztelése. A kísérleti fűtőelemköteg 950 °C kilépő hőmérséklet elérésére lenne képes. Az Európai Unió 6. és 7. Kutatási Keretprogramok projektjeinek eredményeképpen rendelkezésre állnak az ALLEGRO kísérleti gázhűtésű reaktor sztenderd és kísérleti fűtőelem-kötegeinek előzetes tervei.

A feladatok megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.5.5.1. Az ALLEGRO fűtőelem-kazettáinak és zónájának elemzése CFD-szimulációval

Fontos kitűzött feladat a fűtőelemkötegek és a zóna termohidraulikai tervezése.

Az üzemanyag termohidraulikai tervezésének segítése és a biztonság értékelése céljából CFD modelleket kell fejleszteni, amelyekkel lehetővé válik a hűtőközeg hőmérséklet-eloszlásának és a pálcafal hőmérsékletének részletes számítása mind normál üzemi, mind üzemzavari szituációkban. Az egyenletes hőmérséklet-eloszlás biztosítása a magas hőmérséklet értékek miatt különösen fontos. Ennek érdekében hangsúlyt kell fektetni a kazetta optimalizálására a hűtőközeg-keveredés intenzitásának fokozása érdekében, illetve vizsgálni kell a forrócsatorna kilépő hőmérsékletének csökkentési lehetőségeit. A folyadékdinamikai modellt kiegészítve a burkolat, a gázrés és az üzemanyag modelljével kapcsolt számítások végezhetőek, amelyekkel meghatározható az üzemanyagban kialakuló maximális hőmérséklet is.

Az elemzésekben alkalmazott CFD-kódokat, modelleket validálni kell, igazolni kell alkalmasságukat a vizsgált folyamatok számítására. A validálás egy kiválasztott gázhűtésű körön végzett kísérletek eredményei alapján történhet.

Orosz Gergely Imre, Tóth Sándor, Kiss Béla: CFD modell fejlesztése az ALLEGRO kerámia kazetta néhány belső szubcsatornájára, kutatási jelentés, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, Nukleáris Technikai Intézet, BME NTI-746/2015 (2015)

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.5.5.2. Az ALLEGRO kísérleti fűtőelem-kazettáinak elemzése CFD-szimulációval

A kísérleti fűtőelemkötegre vonatkozó másik kitűzött feladat a kísérleti fűtőelemköteg kialakításának véglegesítése, különös tekintettel a köteg acél fala és a keramikus fűtőelem rudak közötti hőárnyékoló szerkezeti elem pontosítására. Lényegi feladat a kísérleti fűtőelemköteg acél fala és a keramikus fűtőelem rudak közötti hőárnyékoló szerkezeti elem kialakításának pontosítása. Erre alkalmas, kísérletileg validált CFD kód segítségével olyan számítássorozatot kell elvégezni, amelynek eredményeképpen optimalizálható a köteg acél fala és a keramikus fűtőelem rudak közötti hőárnyékoló elem kialakítása.

További feladat a nyomásveszteségi tényező meghatározása egy speciális esetre. Az MTA EK és francia CEA által az ALLIANCE projekt keretében az ALLEGRO-ra elvégzett termohidraulikai számítások azt mutatták, hogy a melegág törése esetében - egy fűvő meghibásodását is feltételezve - az adott kategóriához tartozó burkolathőmérsékletek sérülnek. Ezen számítások azonban nagyon konzervatív nyomásveszteségi tényező feltételezésével készültek, annak részletesebb elemzése nélkül. A nyomásveszteségi tényező értéke jelentősen befolyásolja a zónát megkerülő hűtőközeg tömegáramát, aminek közvetlen hatása van a burkolathőmérsékletekre. A feladatban CFD-kóddal meg kell vizsgálni, hogy a melegági törések esetében milyen geometriai elrendezések a legkedvezőtlenebbek és meg kell határozni a minimális nyomásveszteségi tényező értékét a kialakult törési keresztmetszeten. Az így számolt értékek közvetlenül felhasználhatók tranziens számításokhoz a termohidraulikai rendszerkódokban (CATHARE, RELAP, ATHLET) a melegági törésekre.

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.5.6. Az ALLEGRO fűtőelemek numerikus modellezése

Az ALLEGRO létesítésére vonatkozó együttműködés keretében a fűtőelemek termomechanikai viselkedésének numerikus modellezésére számítógépes kódokat kell alkalmazni. Első lépésként fel kell mérni, hogy a rendelkezésre álló vagy könnyen beszerezhető kódok közül melyek alkalmasak a gyorsreaktoros üzemanyag modellezésére. Meg kell határozni, hogy milyen fejlesztések szükségesek ahhoz, hogy a kiválasztott kód leírja a gázhűtésű gyorsreaktor fűtőelemeiben végbemenő valamennyi fontos folyamatot. A kód megbízhatóságát validációs számításokkal kell ellenőrizni. A fűtőelem-viselkedési kódot fel kell használni a reaktor tervezése során, szimulálni kell, hogy milyen változások mennek végbe az üzemanyagban a maximális kiégés eléréséig.

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.5.7. A gázhűtésű gyorsreaktorok súlyos baleseti vizsgálatához alkalmas szimulációs modellek fejlesztése

Az általunk használt kódokban lévő modelleket a 2. generációs nyomott-vizes atomerőművekre fejlesztették ki. Az ALLEGRO reaktor súlyos baleseti folyamatainak megfelelő számításához modell-fejlesztésre és ennek validálására van szükség. A fejlesztés egyfelől kiterjed az aktív zóna hűtésére alkalmazott gáz (hélium) esetében az áramlási, hőátadási folyamatok modelljeire (a korábban alkalmazott összefüggések a víz-gőz keverékre vonatkoztak), másrészt a súlyos baleseti folyamat során várható nyomás és hőmérséklet tartományra.

A zóna sérülésének számításához a burkolat és a fűtőelem jellemzőit az ALLEGRO fűtőelemek speciális anyagainak és geometriájának a figyelembevételével kell beépíteni. Ki kell alakítani a gázhűtésű gyorsreaktor zónájának, hűtőköreinek és konténmentjének modelljét. A fejlesztés eredményeként rendelkezésre fog állni az ALLEGRO reaktor súlyos baleseti folyamatainak leírására alkalmas modell.

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.5.8. Az ALLEGRO PSA-modelljének kialakítása

A gázhűtésű gyorsreaktorra a francia CEA végzett a tervezést támogató 1. szintű valószínűségi biztonsági elemzést (PSA). Ezzel szemben az ALLEGRO demonstrátor reaktorra, annak tervezési állapotára eddig PSA-t semmilyen terjedelemben nem végeztek. A valószínűségi biztonsági elemzésekre ugyanakkor több célból is szükség van:

- a súlyos balesetek kialakulási esélyének, azaz a zónasérülés gyakoriságának és e gyakoriság összetevőinek meghatározása a tervezési állapotnak megfelelően, ezáltal a demonstrátor reaktor biztonságának számszerű jellemzése,
- a PSA-modellek kidolgozásával a tervezést támogató eszköz létrehozása, amely lehetővé teszi a tervezés esetleges gyenge pontjainak azonosítását, és segíthet az ezeket kiküszöbölő tervezési megoldások kialakításában,
- az ALLEGRO engedélyezéséhez szükséges egyes követelmények kielégítése.

E feladat tárgya a fenti célok elérésének támogatására egyrészt az ALLEGRO reaktor első szintű valószínűségi biztonsági elemzésének módszertani megalapozása, másrészt modellszámítások elvégzése belső eredetű kezdeti események 1. szintű PSA-elemzésére. A módszertani megalapozás a PSA szokásos eszközeinek (eseményfák, hibafák) alkalmazásán túl fontos módszerfejlesztési feladatok megoldását is igényli. Ilyen fejlesztő munkát jelent a passzív működésű rendszerek (maradványhő-eltávolító rendszer) megbízhatósági modellezésére alkalmas eljárás kifejlesztése, az ALLEGRO sajátos berendezései és szerkezeti anyagai megbízhatóságát jellemző adatok meghatározása, valamint a PSA részeként elvégzendő bizonytalansági analízis módszerének kidolgozása, beleértve a termohidraulikai folyamatszimulációk számítási bizonytalanságainak figyelembevételét is.

A PSA-modellek elkészítése jelentős mennyiségű determinisztikus üzemzavar-elemzést feltételez. A ténylegesen szükséges üzemzavar-elemzéseket a PSA-modell kidolgozásakor lehet tételesen megadni, így a jelen feladat ezen elemzések elvégzését nem, csak a PSA-modell létrehozását foglalja magában.

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.5.9. A gázhűtésű gyorsreaktor hőkörfolyamatainak stacionárius számítására, optimalizálására alkalmas programrendszer fejlesztése és alkalmazása

A negyedik generációs reaktorok egyik fontos jellemzője, hogy a magasabb zónahőmérséklet következtében a mai LWR reaktoroknál sokkal magasabb hőmérsékleten rendelkezésre álló hő előállítására alkalmasak. Ráadásul több negyedik generációs reaktorkonceptiót gáz hűtőközeggel terveznek megvalósítani, amely következtében az energiatermelő hőkörfolyamat a mai erőműveknél használt modellezési eszközökkel nem számítható. Az is lehetséges, hogy a ma alkalmazott Rankine-körfolyamat helyett egyes reaktoroknál Brayton-körfolyamatot kell megvalósítani. A feladat célja egy olyan – stacionárius üzemállapotok számítására alkalmas – program vagy programrendszer kifejlesztése, amellyel lehetővé válik a negyedik generációs reaktorok szóba jöhető hőkörfolyamatainak számítása, a körfolyamat paramétereinek optimalizálása. Az ilyen jellegű elemzések elengedhetetlenek ahhoz, hogy a hőkörfolyamatot meg lehessen tervezni, illetve arra beruházási költség és megtérülési számításokat lehessen végezni.

A feladatot töröltük, mert az ALLEGRO projektben ezt cseh és szlovák szakemberek hajtják végre.

3.5.10. Magas hőmérsékletű reaktorokhoz kapcsolható alternatív energiahordozó termelés vizsgálata

Nagyhőmérsékletű 4. generációs reaktorok esetén a hidrogéntermelés az atomenergia ipari hőhasznosítását jelenti. Az ALLEGRO reaktor lehetőséget fog teremteni a magas hőmérsékletű folyamathő előállításának kipróbálására. A jelenleg tervezett elméleti és számítási vizsgálatok célja a hidrogéntermelési eljárások kapcsolhatósága a különböző új (4.) generációs reaktorokhoz. Az elemzések kiterjednének a hidrogén felhasználásának alternatív módszereire is, különös tekintettel a szénhidrogénre való konvertálás lehetőségére.

A feladat elvégzését elhalasztottuk.

3.5.11. Zónaszámítások az ALLEGRO kísérleti reaktorra

Az ALLEGRO reaktorfizikai vizsgálata elengedhetetlen az engedélyeztetést megelőző biztonsági elemzések előkészítéséhez. A kutatások során – a GoFastR projekt keretében kapott eredmények segítségével, az ott létrehozott modellekre alapozva – meghatározzuk és megvizsgáljuk a zóna reaktorkinetikai paramétereit.

A korábbi vizsgálatunk szerint át kell gondolni a szabályozó és biztonságvédelmi rendszer reaktivitás-lekötő képességét. Elemezzük a reaktivitás-lezáró rendszer esetleges átstrukturálásának lehetőségeit, továbbá – a kapott eredmények függvényében – egy új, nem szabályozórúd-alapú reaktivitás-lezáró rendszer alkalmazhatóságát. A számításainkat nemzetközi benchmarkokkal vetjük össze.

A számításokhoz elsődlegesen Monte Carlo kódokat alkalmazunk, amelyek segítségével ellenőrző számításokat is lehet végezni az ALLEGRO zónatervezési számításai során kapott eredményekre. A feladat keretében tervezzük az ERANOS kód használatbavételét is.

A feladatot a zónatervezési számítások során elért eredmények figyelembevételével végezzük el.

Czifrus Szabolcs, Pónya Petra, Batki Bálint, Papp Ildikó, Dóczy Rita: „ALLEGRO zónaszámítások I. rész”, kutatási jelentés, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, Nukleáris Technikai Intézet, BME NTI 757/2015 (2015)

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.5.12. Az ALLEGRO fűtőelemek minősítésével és specifikálásával kapcsolatos feladatok (Hózer Zoltán)

Az ALLEGRO reaktorban a jelenlegi tervek szerint alapvetően kétféle fűtőelemet fognak használni: a kezdeti zónában acél burkolatú UO₂ tablettákból álló üzemanyagot, majd megfelelő tesztelés után a magas hőmérsékletű zónában is használható kerámia üzemanyagot. A fűtőelemek specifikálása és minősítése az alábbi lépésekre bontható:

- az UO₂ üzemanyag jellemzőinek meghatározása (a reaktorfizikai számításokkal összhangban) nominális teljesítményre és üzemzavarokra végzett fűtőelemes elemzések alapján,
- a szoba jöhető gyártók UO₂ üzemanyagának részletes értékelése az ALLEGRO specifikus körülmények alapján, a meglévő kísérleti és erőművi tapasztalatok feldolgozása, a szükséges további mérések meghatározása,
- az optimális kerámia fűtőelem (tabletta és burkolat) kiválasztása a potenciális lehetőségek közül, előzetes értékelések/elemzések alapján,
- a kerámia fűtőelemmel végzendő minősítési eljárás megtervezése, az adott típusú fűtőelemekkel végzett és rendelkezésre álló kísérleti háttér alapján, a felhasználható kísérleti berendezések figyelembe vételével.

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.5.13. Az ALLEGRO reaktorvédelmi rendszer koncepcionális tervezése

Az ALLEGRO irányítástechnikai rendszerének (védelmek, reteszelvek, automatikus szabályozások, vezénylői távirányítás és a mindezekhez szükséges műszerezés) tervezése az előírt és elvárt kezelésekhez kapcsolódik, azok megvalósítását biztosítja.

Az első lépés annak a végiggondolása és megtervezése, hogy milyen feladatokat kell nagy biztonsággal ellátni. Ezek az alábbiak szerint csoportosíthatóak:

1. Normál üzemi feladatok

- a berendezést hideg, kikapcsolt állapotban tartása
- a berendezés indítása, melegítése, az indítás lépései, közbenső állapotok definiálása, ezen állapotok elérésének kritériumai, a továbblépés feltételei
- teljesítmény üzem: a stacioner állapotok ismérvei, a stabilitás feltételei, szabályozási feladatok, abnormális állapotok fellépésének jelei, ezek felismerése
- teljesítmény változtatások, stabil stacioner üzem különböző teljesítményeken és hőmérsékleteken
- a berendezés biztonságos leállítása, ennek lépései, a közbenső állapotok definiálása és elérésének kritériumai, a folytatás feltételei
- a kikapcsolt hideg állapot elérése és felismerése (kritériumai)

– a kikapcsolt állapotban megengedhető szükséges műveletek (átrakás, javítások stb.) feltételei, az eközben is szükséges ellenőrzések feladatai.

2. Üzemzavari feladatok

- a kezelőszervek és berendezések meghibásodásainak felismerése, az ilyenkor fellépő feladatok
- a reaktivitás és a neutronteljesítmény ellenőrzésének és szabályozásának feladatai különböző meghibásodások esetére
- a hőelvonás degradációjának felismerése (hűtőközeg vesztes, a kényszeráramoltatás elvesztése, szivárgások, stb.) és az ilyenkor szükséges feladatok meghatározása.

3. A berendezés és a környezet biztonságának szavatolása

- a teljes berendezés állapotát alapjaiban meghatározó állapotváltozók értékkészlete által meghatározott sokdimenziós állapotterben azon felületek kijelölése, amelyen a berendezés minden reálisan elképzelhető állapotában belül kell maradjon
- ennek a felületnek a lebontása a berendezés egyes elemeire a megfelelő biztonsági határokkal (a reaktorra, a hűtőrendszerre, stb.)
- ennek eredményeképpen a készülék szintű és a berendezés szintű védelmek és reteszelések feladatainak megtervezése a rendelkezésre álló kezelőszervek szükséges viselkedésének előírásával.

Ha ezeket a feladatokat sikerül megbízhatóan, kellő konzisztenciával elvégezni, akkor ebből már elég egyszerűen kiderül, hogy a technológia paraméterei közül mit kell mérni, milyen mérések és beavatkozások szükségesek a védelmi, szabályozási és irányítási feladatok nagy biztonsággal történő megvalósításához. Itt arra kell ügyelni, hogy a megbízhatóság érdekében kellő redundancia és diverzitás legyen a tervezett irányítástechnikai rendszerekben, meghibásodások esetén megvalósulhasson a lépcsőzetes degradáció, a mélységi védelem. Ehhez már szükséges a piacon elérhető műszerek és más irányítástechnikai készülékek kiválasztása, és annak igazolása, hogy az előírt feladatok az adott készülékekkel vagy készülékcsaládokkal megvalósíthatóak.

3.5.14. Diverz biztonságvédelmi rendszer kidolgozása

Az ALLEGRO reaktor tervei jelenleg két biztonságvédelmi rúdcsoporttal számolnak. Mivel a két biztonságvédelmi rúdcsoport azonos felépítésű, ezek nem tekinthetők diverz rendszereknek. A biztonsági filozófia szükségessé teszi egy harmadik, diverz biztonságvédelmi rendszer létesítését is. Ez a rendszer valamilyen, jelenleg még nem eldöntött fizikai elven alapulna. Amikor valamilyen fizikai mennyiség (pl. a hőmérséklet) túllép egy meghatározott értéket, akkor a rendszer a reaktor működését védelmi jel képzése nélkül, teljesen passzívan leállítja (pl. kisméretű abszorbeáló golyók csövön keresztüli bejuttatásával).

A feladat többrétű, az egyes feladatok megoldása nem feltétlenül független egymástól, „iterációra” is szükség lehet az alábbi részfeladatok között:

- A fizikai elv meghatározása és a bejuttatandó anyag kiválasztása.
- Meg kell határozni a rendszer reaktorfizikai paramétereit.
- Bizonyítani kell, hogy a rendszer ellátja biztonsági funkcióját azokban az üzemzavari helyzetekben, amikor az abszorbens rudakon alapuló rendszer működésképtelenné

válík. Ehhez csatolt reaktorfizikai – termo-hidraulikai számításokra van szükség, aminek megfelelő eszköze lehet a csatolt KIKO3DMG-ATHLET3.0 kód.

3.5.15. ALLEGRO terheléskatalógus összeállítása

Az ALLEGRO reaktor berendezéseinek szilárdsági számításaihoz szükséges meghatározni azokat a dinamikus terheléseket, amelyeket az üzemzavarok okoznak. Ezeket a terheléseket az üzemzavari és baleseti számítások alapján lehet meghatározni. Az ALLEGRO reaktorra vonatkozó tervezési és tervezésen túli üzemzavarok elemzése a 3.5.4. feladat, a súlyos baleseti elemzések a 3.5.7. feladat keretében fognak elkészülni. Ezen elemzések birtokában a dinamikus terhelések katalógusát a korábban kifejlesztett módszer továbbfejlesztése segítségével lehet majd elkészíteni.

3.5.16. ALLEGRO radioaktív kibocsátások és azok környezeti hatásainak számítása

Az ALLEGRO reaktor berendezéseiből származó radioaktív kibocsátások meghatározása az üzemzavari és baleseti számítások alapján lehetséges. Az ALLEGRO reaktorra vonatkozó tervezési és tervezésen túli üzemzavarok elemzése a 3.5.4. feladat, a súlyos baleseti elemzések a 3.5.7. feladat keretében fognak elkészülni. Ezen elemzések birtokában a radioaktív kibocsátások és a környezeti hatások számítását a korábban kifejlesztett módszerek továbbfejlesztésével és az ALLEGRO telephelyére való adaptálása segítségével lehet majd elkészíteni.

3.6. Sóolvadékos reaktorokhoz kapcsolódó kutatások

A sóolvadékos reaktor folyékony üzemanyaga a folytonos üzemanyag-betáplálás és reprocessálás lehetőségével különlegesen érdekes az üzemanyagciklus zárása és a transzmutáció szempontjából. Legújabb koncepciója (ld. EVOL FP7-es projekt) a keményebb spektrum elérése érdekében nem tartalmaz moderátort, az aktív zóna egyetlen összefüggő térfogat. Egy ilyen reaktor megvalósíthatóságának alapvető kritériuma, hogy stabil és megfelelő hőmérséklet-eloszlást biztosító áramlás alakítható-e ki minden üzemállapotban. Ennek megválaszolására 3D termohidraulikai vizsgálatokra van szükség stacionárius és tranziens állapotban is.

3.6.1. Sóolvadékos reaktorok biztonságának kutatása

A homogén egyterű sóolvadékos reaktor koncepciók, mint például az EVOL FP7-es projektben vizsgált MSFR, egyik fő megvalósíthatósági és biztonsági kérdése az aktív zónában kialakuló áramlás és a folyékony üzemanyag hőmérséklet-eloszlása. Az ilyen rendszerek viselkedésének vizsgálatához háromdimenziós CFD szimulációk szükségesek. A CFD kódok és modellek validálását teszi lehetővé az erre a célra épített kisminta kísérlet és az azon végzet PIV mérések. A kicsinyített, szegmentált MSFR kísérleti modell ezen túl alkalmas lehet magának a koncepció alapvető termohidraulikai jellemzőinek kvalitatív vizsgálatára, lehetőség nyílik módosítások (pl. belépő csonkzóna kialakítása, belső szerkezetek hatása, stb) hatásainak kísérleti vizsgálatára.

Yamaji Bogdán: „Sóolvadékos reaktorkoncepció zónájában kialakuló áramlás optimalizációjának kísérleti vizsgálata”, kutatási jelentés, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, Nukleáris Technikai Intézet, BME-NTI-748/2015

Yamaji Bogdán: „Sóolvadékos reaktor termohidraulikai vizsgálata kísérleti és számítógépes modellezéssel”, előadás abstract, XIV. MNT Nukleáris Technikai Szimpózium, 2015. december 3-4., Budapest (2015)

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

3.6.2. Sóolvadékos reaktorok izotópátalakító képességének kutatása

A sóolvadékos reaktort a folyékony üzemanyag, a folyamatos betáplálás és a folytonos kémiai feldolgozás, elválasztás lehetősége különösen vonzóvá teszi a másodlagos aktinidák betáplálása és kiégetése szempontjából. Elvileg kialakítható egy egyensúlyi állapot aktinidák folyamatos betáplálása és a hasadási termékek folyamatos kémiai elválasztása mellett. A legújabb koncepciók nem alkalmaznak moderátort és gyors spektrum kialakítására törekednek, ezzel is növelve az aktinidák átalakításának határfokát. Ezért megvizsgáljuk a különböző koncepciókat a kiégett üzemanyagból származó nagyaktivitású hulladék radiotoxicitásának csökkentése szempontjából.

Üzemanyagciklus szimulációkhoz egy egyszerű kiégés modellt kell az MSR-re kidolgozni. Ehhez nagyszámú lehetséges üzemanyag összetétel mellett kell meghatározni a homogenizált egycsoport hatáskeresztmetszeteket, hogy ennek az adathalmaznak a segítségével sokdimenziós regresszióval a hatáskeresztmetszetek összetételtől való függése meghatározható legyen. Ezért a feladat részeként egy gyors, homogenizált modellen alapuló zónaszámítási rendszert kell összeállítani. A regresszióval alapuló kiégésmodell segítségével MSR-t is tartalmazó atomenergia-rendszerek szimulációját végezzük el. Ennek segítségével megvizsgáljuk az MSR tenyésztési és transzmutációs képességét, összevetjük azt más újgenerációs reaktorokkal és elemezzük potenciális szerepét egy jövőbeli atomenergia-rendszerben.

A feladat elkészült, eredményeit a 3.1.1.2. feladatban hasznosítjuk.

3.7. MOX fűtőelemek használatának feltételei

3.7.1. MOX fűtőelemek használatát lehetővé tevő műszaki intézkedések meghatározása VVER reaktorban

A nyugat-európai atomerőművek egy része olyan fűtőelemeket is felhasznál, amelyekben a hasadóanyag az erőművekben keletkezett kiégett fűtőelemek reprocessálásával kinyert plutónium. Ezeket „mixed oxide” (MOX) fűtőelemeknek nevezik. A MOX fűtőelemek használata több okból korlátozott. Egyrészt jelenlétük a reaktorban fizikai okokból rontja a reaktor szabályozhatóságát, így a szabályozó- és biztonságvédelmi rendszer beavatkozásait más igényeknek megfelelően kell tervezni. Másrészt az atomerőműbe beérkező „friss” fűtőelemek a reprocessálási folyamat miatt kis, de nem elhanyagolható mértékben sugároznak, ezért a rájuk vonatkozó előírások más technikai megoldásokat igényelnek, mint amelyek az általában használatos urándioxid-tartalmú fűtőelemek esetén elegendők.

A nyugat-európai példák ismeretében a feladat keretében meg kell határozni, hogy milyen műszaki feltételek esetén nyílhat mód arra, hogy az új paksi blokkok a későbbiekben MOX

fűtőelemet is használhassanak. Ez azért sürgető feladat, mert a szükséges műszaki feltételeket jóval olcsóbban meg lehet teremteni, ha azokat az erőművi blokkok építése során kielégítik, mint ha azokat a későbbiekben kell műszaki módosításokkal biztosítani.

A feladat megvalósítása a NNKP részeként zajlik.

4. KUTATÁSI INFRASTRUKTÚRÁK FEJLESZTÉSE

A képzés és oktatás szerepének elismerése mellett ki kell emelni a kutatási infrastruktúrák, kísérleti berendezések jelentőségét. Ezek közül kiemelendő a Budapesti Kutatóreaktor, a BME Oktatóreaktora, valamint az MTA Energiatudományi Kutatóközpontban és más intézményekben működő egyéb kísérleti eszközök. Az infrastruktúra elemeinek továbbfejlesztésére, új elemek bekapcsolására, a régiók bezárására stratégiai tervet kell készíteni és végrehajtani. Ennek a tervnek ki kell terjednie az Európai Unió, az OECD Nuclear Energy Agency és a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség, valamint a kétoldalú kutatási kapcsolatokban rejlő lehetőségek kiaknázására is.

A kutatási infrastruktúra fejlesztéséhez és a felsőoktatási szakemberképzés feltételeinek, eszközállományának javításához kapcsolódik az egyetemi környezetben működő moduláris atomerőművi szimulátor létrehozása. A moduláris szimulátor alkalmas lesz oktatásra, továbbá ember-gép kapcsolati tesztek és kutatási feladatok végrehajtására. A berendezés képes lesz különféle atomerőművi blokk típusok modellezésére (pl. a paksi VVER-440/V213 blokkok, a Pakson potenciálisan létesíthető új 3. generációs blokkok, továbbá kiválasztott IV. generációs blokk típusok szimulációjára), a modern megjelenítési és oktatási technikák alkalmazására, továbbá ember-gép kapcsolati eszközök bevizsgálására és minősítésére.

4.1. Anyagtudományi kutatások a Budapesti Kutatóreaktorban

4.1.1. Sugárkárosodási kutatások eszközei

A Budapesti Kutatóreaktor mérete lehetővé teszi, hogy gyorsított sugárkárosodási vizsgálatokkal ellenőrizzék a reaktortartály anyagának öregedését és a tartály várható élettartamát. Az utóbbi évtizedek kutatási eredményei alapján kijelenthető, hogy a sugárkárosodást befolyásoló tényezők hatása a kis fluensek tartományában a legnagyobb. Ez megalapozza azt az állítást, hogy a kutatóreaktor nemcsak a jelenleg üzemelő erőmű számára szolgáltat információt, de a jövőben kifejlesztendő szerkezeti anyagok vizsgálata is lehetséges. A jövő atomreaktoraiban nagyobb neutronfluens éri a szerkezeti anyagokat, de a jelenleg rendelkezésre álló neutronspektrum és fluens értékek a fejlesztés első időszakában nem fogják korlátozni a kutatást. A későbbi fázisban az anyagok minősítését gyorsreaktorokban kell elvégezni (pl. ALLEGRO). A sugárkárosodás vizsgálatához használt radioaktív anyagminták kezelése fejlett melegkamra háttérrel igényel, vágó, megmunkáló és merőeszközökre van szükség. Ezen túlmenően a jövőben egyre nagyobb szerepe lesz a mikro- és mezoszerkezeti vizsgálatoknak, amelyhez elektronmikroszkóp, metallográfiai felszerelés szükséges. A sugárkárosodási vizsgálatokat minden esetben biztonsági számítások támogatásával végzik el, neutron spektrum számításokkal kell ellenőrizni az aktuális neutronfluens értékét, a kívánt roncsolás (dpa érték) eléréséhez szükséges időt és hőmérsékletet. A besugárzó berendezés megfelelő pontjain elhelyezett hőelemekkel és dozimetriai monitorok értékelésével ellenőrzik a tényleges hőmérsékletet és fluenst.

A feladat végrehajtása egyelőre törölve a programból.

4.1.2. Neutronfizikai módszerek alkalmazása lokális anyagjellemzők mérésére

A jövőben a sugárkárosodási és más öregedési kutatásokhoz nagy előrelépést jelent a numerikus szimulációs eszközök alkalmazása. A kísérletek numerikus szimulációval támogatott tervezésével a kísérletek idejének, és a költségek csökkentése érhető el. Azonban a

finomskálás numerikus eszközök alkalmazása nagyobb felbontást igényel a kísérleti eszközöktől is. A fejlett anyagtudományi kutatásokat támogató eszközök fejlesztéséhez jó alapot jelent a kutatóreaktor körül és a hazai egyetemeken megtalálható szaktudás. A világon folyó anyagtudományi kutatások egyik nagy hátráltató tényezője az aktív anyagok kezeléséhez szükséges eszközök, illetve az érdekltség hiánya. Európában jelenleg egyetlen hely található, ahol aktív anyagok finomskálás spektroszkópiai vizsgálata lehetséges.

A feladat végrehajtása egyelőre törölve a programból.

4.1.3. Magas hőmérsékletű mechanikai vizsgálatok besugárzás alatt

Az innovatív reaktorok kutatási hátterét többek között a neutronsugárzás és más fizikai hatások – pl. mechanikai terhelés, magas hőmérséklet – együttes hatásának elemzése jelenti. A szinergikus hatások felderítése fontos az elemző eszközök fejlesztése szempontjából. A besugárzás alatt működő berendezések technológiája nagy részben már ismert, további fejlesztésekre lesz szükség a megfelelő szerkezeti anyagok, autonóm folyamatmonitorozó rendszerek, sugárzástűrő adatátviteli eszközök területén. Az ALLEGRO reaktor építéséhez kapcsolódó kutatási program számára fontos lesz a magas hőmérsékleten működő besugárzó berendezések technológiájának elsajátítása nemcsak az engedélyeztetés, hanem a működtetés fázisában is.

4.2. Egyetemi környezetben működő szimulátorközpont létrehozása

A cél egy olyan, kompakt és alapvető szimulátorra épülő oktatási bázis létrehozása, amely alkalmas a jelenlegi és az épülő paksi blokkok alapvető technológiai rendszereinek és azok működésének oktatására és fejlesztésére.

Az alábbi (4.2.1.-4.2.5.) feladatok elvégzését későbbre halasztottuk. Új feladat a 4.2.6. és a 4.2.7.

4.2.1. A szimulátor kifejlesztése

Az egyetemi környezetben működő, képernyő alapú vezérlést és nagyméretű képernyős megjelenítést alkalmazó moduláris atomerőművi szimulátor oktatásra, továbbá ember-gép kapcsolati tesztek és kutatási feladatok végrehajtására szolgál. A moduláris elnevezés arra utal, hogy a szimulátor konfiguráció többféle reaktortípust képes modellezni, eltérő modellezési mélységgel: a skála a teljesléptékű szimulációtól a mérnöki és a kompakt szimulátoron át az oktatótermi szimulátorig terjedhet. Jellege miatt a szimulátornak nincs blokkvezénylője, a folyamat vezérlése képernyőkről történik, ún. soft-control módszerek alkalmazásával. A folyamatinformáció megjelenítése részben asztali képernyőkön, részben nagyképernyős megjelenítő eszközökön (pl. video-sémafalon) történik. A rendszer keretét egy szimulációs futtató környezet biztosítja, ez működteti a szimulációs modulokat, az instruktori rendszert, biztosítja az adatbázist, kiszolgálja a megjelenítést végző és egyéb alkalmazói programokat. A modularitás következtében a rendszer rugalmasan és lépcsőzetesen bővíthető, így megfelelő környezetet biztosít a tervezett funkcionális modulok fokozatos üzembe helyezéséhez.

A szimulátor konfiguráció alapvető funkciói az alábbiak:

- 1) A jelenleg Pakson működő VVER-440/V213 blokkokat modellező teljesléptékű szimulátor szoftver rendszerének futtatása oktatási és demonstrációs célokra.
- 2) Súlyos baleseti folyamatok modellezése (VVER-440 blokkokra).

- 3) Új atomerőművi blokk típusok* szimulációja (elsősorban kompakt szimulátor szinten).
- 4) IV. generációs reaktortípusok modellezése (egy-két kiválasztott típusra).
- 5) Modern ember-gép kapcsolati elemek biztosítása
 - képernyő alapú vezérlésre szolgáló eszközök a szimulátor modulok vezérléséhez;
 - nagyképernyős megjelenítési lehetőségek (pl. nagyméretű sémafal) használata;
 - modern vizualizációs technikák (pl. 3D megjelenítés) alkalmazása;
 - modern beavatkozási technikák alkalmazása (pl. hordozható eszközökről);
 - más számítási rendszerekből (pl. reaktorfizikai vagy termohidraulikai kódokból, CFD programokból, 3D tervezőprogramokból) származó adatok megjelenítése.
- 6) Megfelelő környezet biztosítása az alábbi feladatok elvégzéséhez:
 - a különféle reaktortípusok működésének oktatása és demonstrálása,
 - ember-gép kapcsolati eszközök bevizsgálása, minősítése;
 - az operátorok teljesítményére ható különféle tényezők szisztematikus vizsgálata.

* együttműködve a kiválasztott blokk típusok gyártóival, illetve szimulátor szállítóival

A szimulátor a fentiekben leírt szoftverek futtatására alkalmas szervergépekből, a gépeken működő alapszoftver komponensekből, valamint a szimulációs és megjelenítési funkciókat megvalósító alkalmazói programokból áll. A szervergépeket operátori és felhasználói munkaállomások, valamint a nagyképernyős megjelenítést biztosító eszközök egészítik ki. Az egész konfiguráció adatforgalma egy nagysebességű lokális hálózaton át bonyolódik.

A fejlesztés során az első feladat a Pakson ma működő VVER-440 blokkokat modellező teljesléptékű szimulátor lesz (4.2.1.). Ezután kerül sor a súlyos baleseti modul beépítésére (4.2.2.). Ezt követi a 3) és 4) modulok beépítése és az 5) pontban leírtak megvalósítása (4.2.5.). A 6) pontban leírt kutatási feladatok kiszolgálásához szükséges további eszközök és környezet kialakítása a későbbiekben valósul meg.

4.2.2. Súlyos baleseti modul megvalósítása

A megvalósítandó súlyos baleseti modul a paksi blokkokra fog vonatkozni, figyelembe véve a Célzott Biztonsági Felülvizsgálatban foglalt javaslatokat.

4.2.3. Személyzet alkalmazása

A fentiekben vázolt infrastruktúra üzemeltetéséhez megfelelő személyzet alkalmazására van szükség. A személyzeti feltételek meghatározása jelenleg folyik.

4.2.4. Az oktatólabor berendezése

A fentiekben vázolt infrastruktúra kiépítésében elsőrendű fontosságú az oktatólabor berendezése. A feltételek meghatározása jelenleg folyik.

4.2.5. A szimulátor kiterjesztése más típusokra és ember-gép kapcsolati kutatásokra

A fejlesztés első fázisában (lásd a 4.2.1. pontot) a jelenlegi paksi szimulátor egy „megújított”, modernizált verziója jön létre egy olyan környezetben, amely korszerű technológiájával fontos eszköze lehet a nukleáris technika oktatásának és a hallgatók tudományos munkájának. A munka második fázisában a konfigurációt továbbfejlesztjük és további reaktortípusok szimulációjára is alkalmassá tesszük, létrehozva ezzel a célkitűzésben szereplő moduláris szimulátort. Az újabb típusok modellezése mellett a rendszert felkészítjük bizonyos kutatási

és elemzési feladatok feladatok kiszolgálására is (itt alapvetően ember-gép kapcsolati elemek vizsgálatáról, továbbá az operátorok teljesítményét befolyásoló tényezők vizsgálatáról van szó). Azt, hogy melyik 3. generációs blokk típus szimulációja valósul meg először, elegendő az első fejlesztési fázis lezárása után meghatározni. Várhatóan ekkor már ismert lesz a Pakson építendő új blokkok típusa és szállítója, ezért célszerűnek tűnik, hogy a tendernyertes típust modellezze a második szimulációs modul.

4.2.6. A BME NTI-nél fejlesztett és használt alapvető szimulátorpark felújítása és bővítése

A BME Nukleáris Technikai Intézeténél (NTI) az első, teljes egészében számítógépen futó szimulátorok az 1980-as évek második felében készültek el. Azóta az NTI 6 különböző szimulátort fejlesztett ki, amelyek többsége az elmúlt két és fél évtizedben az egyetemen folyó nukleáris szakirányú hazai és nemzetközi oktatás nélkülözhetetlen eszközévé vált. Ezek a programok az úgynevezett alapvető szimulátorok kategóriájába tartoznak, azaz elsődleges céljuk az egyetemi elméleti és gyakorlati képzés segítése, de felhasználhatók az atomerőművi személyzet alapoktatásában is. A BME NTI-ben az elmúlt két évtizedben nemcsak a szimulátorok fejlesztése területén, hanem a velük való oktatásban is jelentős mennyiségű és értékes tapasztalat halmozódott fel.

Mivel a szimulátorok egy része több mint 20 éves, a számítógépek operációs rendszerének fejlődése (többszöri változása) a kompatibilitási gondok miatt mára megnehezítette, illetve bizonyos rendszerek esetében gyakorlatilag lehetetlenné tette a régebbi szimulátorok korrekt futtatását. Emiatt indokoltá vált az NTI-ben kifejlesztett és használt alapvető szimulátorpark megújítása.

A projekt célja az oktatásban leggyakrabban használt primer- és szekunderkörü szimulátorok újratervezése és újrakódolása a modern szoftvertechnológiai alapelveknek megfelelően a ma használatos korszerű szoftvereszközök segítségével. A projektben kétféle szimulátort tervezünk kidolgozni:

- Egyrészt egy olyan egyszerű primerkörü szimulátort, amely funkcionalitását illetően csak mérsékelten haladja meg a PC2 modelljét és képességeit, és ezáltal lehetővé teszi, hogy az eszköz kezelését könnyen el lehessen sajátítani, és így korlátozott oktatási időkeret esetében is alkalmazni lehessen.
- Másrészt egy moduláris, a későbbiekben is továbbfejleszhető szimulátort, amely a primer- és a szekunderkörre egyaránt kiterjed, és az előzőeknél összetettebb, fejlettebb fizikai modellek befogadására is képes. Ennek a szimulátornak az alapját a PC2, STEGENA és SSIM modelljei képezhetik

E feladat jelenleg a VKSZ (NNKP) projekt keretében zajlik.

4.2.7. Általános célú kompakt szimulátor kifejlesztése

A kompakt szimulátor egyetlen keretrendszer és felhasználói felület (touchscreen-es vezérlő) készül, a blokk típusokra jellemző modellek cseréje pedig szoftveresen valósulna meg, attól függően, hogy éppen mit oktatnak.

A feladat során először egy technológiai rendszerterv készül a VVER-440, AES-1200 reaktortípusokra. Ezt követi a modellezés az MTA EK-ban fejlesztett SIMTONIA

(SIMulation TOols for Nuclar Industrial Applications) keretrendszerrel. Itt a részfeladatok a következők:

- neutronfizikai, egy- és kétfázisú termohidraulikai, irányítástechnikai, elektromos hálózati modellek elkészítése
- offline modell tesztelés
- technológiai alrendszerek modelljeinek létrehozása
- csatolás az érintőképernyős virtuális vezénylőhöz.

Az utolsó munkafázisban kerül sor a modellek integrálására, a teljes rendszer validációjára és a dokumentálásra.

4.3. A hazai nukleáris kutatási infrastruktúra középtávú fejlesztési terveinek kidolgozása

4.3.1. A hazai nukleáris kutatási infrastruktúra középtávú fejlesztési terveinek kidolgozása

A hazai nukleáris kutatási infrastruktúra jelenlegi fő elemei az MTA EK által működtetett Budapesti Kutatóreaktor, a BME NTI által működtetett Oktató Reaktor, valamint az MTA EK egyéb közepes méretű kutatási berendezései. Ez az infrastruktúra igen lényeges szerepet játszik mind a nukleáris kutatási eredmények elérésében, mind a nukleáris szakemberk képzésében.

A két reaktor üzemideje biztosan nem terjed túl azon az időpontra, amikor az új paksi blokkok elindulnak, de működésük fenntarthatósága (elsősorban pénzügyi okokból) még addig az időpontig sem bizonyos. Ugyanakkor lényeges perspektivikus elemek jelentek meg, amelyek erősen befolyásolják a magyarországi, az oktatásra is felhasznált nukleáris kutatási infrastruktúra távlati lehetőségeit:

- előkészületben van egy modern, 4. generációs kísérleti reaktor (ALLEGRO) létrehozása a V4 országokban (előreláthatólag Szlovákiában), regionális összefogás eredményeként, európai és regionális kutatási célokra;
- előkészületek vannak folyamatban egy egyetemi környezetben működő teljes léptékű szimulátor megépítésére a nukleáris szakemberek oktatása céljából (lásd 4.2.6. feladat);
- megkezdődött új, távlati kutatási célok kimunkálása az MTA EK kísérleti berendezései számára.

Ezért ki kell dolgozni a hazai nukleáris kutatási infrastruktúra középtávú fejlesztésének koncepcióját, különös tekintettel a szakember-képzésre. Mivel a koncepció megvalósítása a döntés után hosszabb időt, akár egy évtizedet is igényelhet, a koncepció kidolgozására viszonylag rövid idő áll rendelkezésre. A koncepció kidolgozása során természetesen figyelembe kell venni a további hazai és nemzetközi kutatási infrastruktúrák nyújtotta lehetőségeket is.

2015-2016-ban Elkészült egy Stratégiai tanulmány a Budapesti Kutatóreaktor és a BME Oktatóreaktor jövőjére vonatkozó elképzelésekről

E feladat jelenleg a VKSZ (NNKP) projekt keretében zajlik.

5. NUKLEÁRIS KUTATÓINTÉZETEK ÉS OKTATÓHELYEK KAPCSOLATAINAK FEJLESZTÉSE

E fejezetet a Megvalósítási Terv összeállításakor kell részletesen kifejteni, figyelembe véve a Kormányzó Testület javaslatait. A stratégiai terv összeállításának idején megfogalmazható teendők a következők.

Mindenképpen szükséges a nukleáris kutatóintézetek és oktatóhelyek kapcsolatainak erősítése. A jelenlegi kapcsolatok főleg egyéni, személyes kapcsolatokon alapulnak. Ez nem megfelelő, ki kell dolgozni ennek a megfelelő intézményesítését. A kapcsolatok szorosabbra fűzése érdeke a felsőoktatási intézményeknek, hiszen így a kutatóintézetekben felhalmozott tudás és infrastruktúra hozzáférhetővé válik az oktatás számára. Érdeke a kutatóintézeteknek is, hiszen így idejekorán megismerkedhetnek a fiatal tehetségekkel, felkelthetik az érdeklődést a kutatási területük iránt, és így könnyebben biztosíthatják kutatói utánpótlásukat. Végül, az oktatási területen történő együttműködés szorosabbra fűzi a kutatási területen létrejött kapcsolatokat is, és a megosztott infrastruktúra és tudás mindkét fél számára kölcsönös előnyöket jelent. Az egyetemek és kutatóintézetek között egyes területeken fennálló versenyt és konkurenciát az együttműködés és partnerség váltja fel.

1. Az oktatási kapcsolatoknak több formája is lehet:
 - a) Tudományos Diákköri (TDK) témák kiírása, és vezetése kutatóintézeti dolgozók (kutatók) részéről
 - b) Szakdolgozati témák kiírása és vezetése BSc (alapképzés) hallgatók részére
 - c) Diplomamunka témák kiírása és vezetése MSc (mesterképzés) hallgatóknak
 - d) PhD doktori témák kiírása és vezetése
 - e) Részvétel egyetemi/főiskolai kurzusok, előadások tartásában
 - f) Laboratórium gyakorlatok vezetése egyetemi/főiskolai hallgatók részére (kihelyezett laboratórium)
 - g) Nyári több hetes szakmai gyakorlat vezetése a kutatóintézetben
 - h) Fiatal kutatóintézeti dolgozók továbbképzése speciális területeken az egyetemen (szakirányú továbbképzésben való részvétel)
 - i) Időnkénti konzultáció az egyetemi/főiskolai kollégákkal a curriculumban (ill. az egyetemről kibocsátott hallgatók tudásában) fellelhető esetleges hiányokról, aránytalanságokról, kutatóintézeti oldalról szükségesnek tűnő módosításokról.
 - j) Időnkénti konzultáció az egyetemi/főiskolai kollégákkal a prognosztizálható kutatói létszámgénnnyel kapcsolatban
 - k) Felsőoktatási intézmények és kutatóintézetek közösen is kidolgozhatnak és tarthatnak továbbképzési tanfolyamokat speciális tematikákban. Ezekre akár angol nyelvterületről is lehetne fizetőképes keresletet találni, a nukleáris reneszánsz miatt megnövekedett képzési igények miatt.
2. A kapcsolatok erősítésének az egyik hatásos eszköze lehet, ha a kutatóintézet a honlapján egy külön oldalon feltünteti azokat a fenti pontokhoz tartozó témákat és területeket, amelyeket fel tud ajánlani. Ezt az oldalt félévenként naprakésszé kell tenni feltüntetve, hogy mely témákat választotta már valaki, ill. hogy a felajánlott laborméréseket ill. szakmai gyakorlatokat mely felsőoktatási intézményből hány hallgató végezte el (visszajelzés).
3. A kutatóintézeteket valamilyen módon sarkallni kell arra, hogy töltsék meg ezeket a pontokat tartalommal. Egyik ilyen lehetőség az, hogy a FAETP programhoz csatlakozó

kutatóintézet hivatalosan vállalja, hogy évente legalább annyi - valamelyik fenti kategóriába eső - programot kiír, ahány minősített kutatója van.

4. A szakmai gyakorlatokkal kapcsolatban a bizottság azonosított egy problémát. Több kutatóintézeti kutató felesleges tehernek tekinti az egyetemi/főiskolai hallgatók nyári szakmai gyakorlatra való fogadását, mivel a hallgatókkal való foglalkozás a kutatói munkájától vonja el. Ugyanakkor világosan kell látni, hogy a szakmai gyakorlatoknak előnyei is vannak a kutatóintézet számára is. Ezeket az előnyöket tudatosítani kell a kutatóintézeti dolgozókkal is, hogy megkönnyítsük a szakmai gyakorlatokra jelentkező hallgatók fogadását. A kutatóintézet a nyári szakmai gyakorlat néhány hete alatt eléggé jól megismerheti a hallgató(ka)t, és ez segítheti a humánerőforrás fejlesztését. Ennek alapján jobban kiválaszthatja - és magához kötheti - azt a hallgatót, akit a végzése után alkalmazni szeretne. A hallgatók számára pedig azért előnyös, mert segíti a munkahely-választásban az, ha megismeri, hogy egy adott kutatóintézetben milyen munkakörülmények között és milyen témákon dolgoznak a kutatók. Ilyen módon a szakmai gyakorlatok segíthetik a kölcsönös egymásra találást. Ez a típusú együttműködés korábban nagyon gyenge volt, az elmúlt néhány évben kezdett erősödni, de még sokat lehet rajta javítani.
5. Fontos együttműködési terület a kutatásokban való együttműködés. El kell érni, hogy ne versenytársaknak és konkurensnek, hanem együttműködő partnereknek tekintsék egymást a felsőoktatási intézmények és kutatóintézetek. Ezt közös publikációk, közös szemináriumok szervezésével tovább lehet elősegíteni. Közös szervezhetnek nagyobb lélegzetű nemzetközi konferenciákat, workshopokat is. A felsőoktatási intézmények és a kutatóintézetek kölcsönösen tájékoztassák egymást a szakmai rendezvényeikről, és hívják meg előadóknak a másik fél munkatársait.

Összefoglalva: a felsőoktatási oktatóhelyek és kutatóintézetek együttműködésének még sok tartaléka van. A fentiek csak az első lépéseket jelentik az együttműködések erősítéséhez vezető úton.

6. A LAKOSSÁG TÁJÉKOZTATÁSA A KUTATÁSI EREDMÉNYEKRŐL

A munkacsoport célja a lakosság és a szakma tájékoztatása a platform működéséről, illetve az elvégzett kutatások eredményeiről.

Fő feladatok:

- a platform megalakulásával, majd később a működésével kapcsolatos rendszeres, széleskörű tájékoztatás,
- a platform keretein belül folyó kutatás-fejlesztés eredményeihez kapcsolódó lakossági tájékoztatás. (A feladat jellegéből adódóan ehhez rendszeres inputokra lesz szükség a többi munkacsoport keretein belül folyó munkáról és elért eredményekről.)

Rövid távú feladatok:

- a FAE-TP arculatának kialakítása, logó tervezése, weboldal készítése és folyamatos gondozása,
- igény esetén segítségnyújtás a Platform rendezvényeinek szervezésében, sajtóközlemény szerkesztésében, sajtótájékoztató szervezésében.

A FAE-TP weboldala elkészült, a faetp.kfki.hu oldalon üzemel. A weboldal tartalmaz egy külső látogatók számára készített felületet, valamint egy belső használatra szánt, csak bejelentkezéssel elérhető munkafelületet is.



A kívülről is elérhető, általános rész tartalmazza a platform működésének és céljainak általános leírását, a szervezeti felépítést, a munkacsoportok összetételét, illetve a FAE-TP elérhetőségeit. Az általános leírás angol nyelven is elérhető. A „Dokumentumok” és az

„Események” menüpontok folyamatosan frissíthetőek, azonban ehhez szükség van a publikálásra szánt anyagokra a többi munkacsoporttól.

A belső felület egy „Csak tagoknak” menüpontot tartalmaz, amely alkalmas lehet a belső használatra szánt (csak a platform tagjainak készített, vagy végleges formában még nem elkészült) munkaanyagok megosztására. Ide kerülhetnek például az ülések emlékeztetői és a Stratégiai Kutatási Terv munkapéldányai.

Hosszabb távon feladat a platform munkáját bemutató kiadványok készítése, népszerűsítő, ismeretterjesztő cikkek írása, előadások tartása. Ezek elkészítéséhez (és a részletes munkaterv kidolgozásához) szükséges a stratégiai kutatási terv elkészülítése, mivel csak a konkrét tervek ismeretében lehet a platformot reklámozni, részletes terveiről beszámolni.

Kiadvány, szórólap elkészítése:

A végleges stratégiai terv elkészülte után lehetséges szóróanyag készítése a platform munkájáról. Ehhez meg kell határozni a tájékoztató anyag terjesztési körét (pl. a részt vevő intézmények, felsőoktatási intézmények), illetve annak terjedelmét (javaslat: A4-es méret két vagy háromfelé hajtva).

Népszerűsítő, ismeretterjesztő cikkek írása:

A szélesebb közvéleménnyel a szórólapok helyett inkább cikkekkel, egyéb sajtómegjelenéssel lehet megismertetni a FAE-TP-t és tevékenységét. Itt érdemes lehet a szakmai és/vagy tudományos sajtó megkeresése (pl. Fizikai Szemle, Magyar Energetika). Az ezen felüli sajtómegjelenés meglehetősen nehéz (vagy költséges), arra inkább valamilyen esemény (pl. konferencia) kapcsán érdemes készülni. Az elkészült és a szélesebb nyilvánosságnak szánt anyagaink terjesztésére érdemes lehet kihasználni az újabb internetes megosztási lehetőségeket. (Ilyen például a NAÜ által is hivatalosan használt Slideshare oldal prezentációk megosztására, vagy a közismert YouTube videómegosztó.)

A VKSZ projekt keretében több sajtóközlemény, cikk, projektábra, rádióinterjú is megjelent:

- A Nemzeti Nukleáris Kutatási Program indulásáról, melynek az MTA Székházban szervezett nyitórendezvényén 50-en vettek részt az MTI tudósított. A hírt 25 internetes portál is átvette. A projekt indításáról sajtóközleményt is kiadtunk, illetve a nyomtatott médiában is tudósítottunk
- A projektet 5 projektábra hirdeti a megvalósítási helyszíneken
- A projektről és a Platformról Horváth Ákos koordinátor az Inforádió Energia Info című műsorában beszélt (2015.09.07)
- Projektmolnó, jegyzetfüzet, toll promóciós anyagok elkészültek, terjesztődtek
- A projekt eseményeit, eredményeit a projekthonlap is népszerűsíti (vksz14.kfki.hu)
- A projekt félidei eredményeinek ismertetésére és népszerűsítésére egy fizetett anyag megjelent az Innotéka Magazinban (2017. áprilisi számban)

Konferencia, rendezvény szervezése, előadások tartása:

A Platform kereteiben végzett kutatásokról és azok eredményeiről történő rendszeres tájékoztatás eszköze lehet a rendezvények szervezése is. Ez egyaránt lehet a szakmai közönség tagjainak, illetve a téma iránt érdeklődők számára szervezett rendezvény is.

A VKSZ projekt keretében évente megrendezésre kerül a projektnap. Ezekon eddig összesen 23 előadás hangzott el az elért eredményekről.

Előadás szakmai, tudományos konferenciákon.

A tájékoztatás fontos eszköze lehet, amikor nem önálló rendezvényt szervezünk, hanem hazai vagy nemzetközi szakmai, tudományos konferenciákon (pl. Nukleáris Technikai Szimpózium) tartott előadással, poszterrel, esetleg külön szekció szervezésével mutatjuk be a platform tevékenységét, az elért eredményeket.

A VKSZ projekt eredményeit a nemzetközi konferenciákon túlmenően az évente megrendezendő Nukleáris Technikai Szimpóziumon is prezentáljuk. 2016-ban az összes előadás fele (15 előadás) a projekttel volt kapcsolatos.

Kapcsolat a diákokkal és a tanárokkal

A hosszútávú utánpótlás és a társadalmi elfogadottság növelése érdekében is célszerű a kapcsolat kialakítása a diákokkal és a tanárokkal. Célcsoport: középiskolások (14-18 évesek), illetve egyetemisták.

Az önálló rendezvények szervezése, valamint iskolai rendezvényeken (pl. iskolanap) tartott előadás, bemutató mellett megfelelő eszköz lehet a már jól bejáratott eseményeken (pl. Fizikatanári Ankét, Nukleáris Szaktábor) tartott előadás is.

Dokumentumfilm

Igény esetén ismeretterjesztő- vagy dokumentumfilm is készülhet a platform munkájáról. Tartalmának meghatározása, a film elkészítése a későbbi fázisokban – az eredmények rendelkezésre állását követően – történhet meg.

Egyebek

A munkacsoport felvette a kapcsolatot a paksi Tájékoztató és Látogató Központ vezetőjével, illetve – a szorosabb kapcsolat kialakítása érdekében – a kutatóintézetek és oktatóhelyek kapcsolatainak fejlesztésével foglalkozó munkacsoporttal.