



A3.32. sz. útmutató

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

Verzió száma:

2.

(Új, műszakilag változatlan kiadás)

2018. december

Kiadta:

Fichtinger Gyula
az OAH főigazgatója
Budapest, 2018

A kiadvány beszerezhető:
Országos Atomenergia Hivatal
Budapest

FŐIGAZGATÓI ELŐSZÓ

Az Országos Atomenergia Hivatal (a továbbiakban: OAH) az atomenergia békés célú alkalmazása területén működő, önálló feladat- és hatáskörrel rendelkező országos illetékességű központi államigazgatási szerv. Az OAH-t a Magyar Köztársaság Kormánya 1990-ben alapította.

Az OAH jogszabályban meghatározott közfeladata, hogy az atomenergia alkalmazásában érdekelt szervektől függetlenül ellássa és összehangolja az atomenergia békés célú, biztonságos és védett alkalmazásával, így a nukleáris és radioaktív hulladék-tároló létesítmények, nukleáris és más radioaktív anyagok biztonságával, nukleárisveszélyhelyzet-kezeléssel, nukleáris védettséggel kapcsolatos hatósági feladatokat, valamint az ezekkel összefüggő tájékoztatási tevékenységet, továbbá javaslatot tegyen az atomenergia alkalmazásával kapcsolatos jogszabályok megalkotására, módosítására, és előzetesen véleményezze az atomenergia alkalmazásával összefüggő jogszabályokat.

Az atomenergia alkalmazása hatósági felügyeletének alapvető célkitűzése, hogy az atomenergia békés célú felhasználása semmilyen módon ne okozhasson kárt a személyekben és a környezetben, de a hatóság az indokoltnál nagyobb mértékben ne korlátozza a kockázatokkal járó létesítmények üzemeltetését, illetve tevékenységek folytatását. Az alapvető biztonsági célkitűzés minden létesítményre és tevékenységre, továbbá egy létesítmény vagy sugárforrás élettartamának minden szakaszára érvényes, beleértve létesítmény esetében a tervezést, a telephely-kiválasztást, a létesítést, az üzembe helyezést és az üzemeltetést, valamint a leszerelést, az üzemem kívül helyezést és a bezárást, radioaktív hulladék-tárolók esetén a lezárást követő időszakot, radioaktív anyagok alkalmazása esetén a szóban forgó tevékenységekhez kapcsolódó szállítást és a radioaktív hulladék kezelését, míg ionizáló sugárzást kibocsátó berendezések esetén azok üzemeltetését és karbantartását.

Az OAH a jogszabályi követelmények teljesítésének módját az atomenergia alkalmazóival egyeztetett módon, világos és egyértelmű ajánlásokat tartalmazó útmutatókban fejti ki, azokat az érintettekhez eljuttatja, és a társadalom minden tagja számára hozzáférhetővé teszi. Az atomenergia alkalmazásához kapcsolódó nukleáris biztonsági, védettségi és non-proliferációs követelmények teljesítésének módjára vonatkozó útmutatókat az OAH főigazgatója adja ki.

Az útmutatók alkalmazása előtt mindig győződjön meg arról, hogy a legújabb, érvényes kiadást használja! Az érvényes útmutatókat az OAH honlapjáról (www.oah.hu) töltheti le.

ELŐSZÓ

Az atomenergia békés célú, biztonságos alkalmazására vonatkozó legmagasabb szintű szabályozást az atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvény (a továbbiakban: Atv.) tartalmazza.

A nukleáris létesítmények nukleáris biztonsági követelményeiről és az ezzel összefüggő hatósági tevékenységről szóló rendelkezéseket a 118/2011. (VII. 11.) Korm. rendelet (a továbbiakban: Rendelet) és mellékletei, a Nukleáris Biztonsági Szabályzatok (a továbbiakban: NBSZ) határozzák meg.

A nukleáris biztonsági követelmények és rendelkezések betartása mindazok számára kötelező, akik az Atv. 9. § (2) bekezdése szerinti folyamatos hatósági felügyelet alatt állnak, valamint e törvényben előírt hatósági engedélyhez kötött tevékenységet folytatnak, ilyen tevékenységben közreműködnek, vagy ilyen tevékenység folytatásához engedély iránti kérelmet nyújtanak be. A nukleáris biztonsági követelmények és rendelkezések mellett a követelmények közé tartoznak az egyedi hatósági előírások, feltételek és kötelezettségek, amelyeket az OAH a nukleáris létesítmény nukleáris biztonsága érdekében határozatban állapíthat meg.

Az NBSZ-ben foglalt követelmények teljesítésére az OAH ajánlásokat fogalmazhat meg, amelyeket útmutatók formájában ad ki. Az útmutatókat az OAH a honlapján közzéteszi. Jelen útmutató az engedélyesek önkéntes alávetésével érvényesül, nem tartalmaz általánosan kötelező érvényű normákat.

A Rendelet 3. § (4) bekezdése alapján, ha a kérelmező a nukleáris biztonsággal összefüggő engedély iránti kérelmét az útmutatókban foglaltak szerint terjeszti elő, továbbá, ha az engedélyes a nukleáris biztonsággal összefüggő tevékenységét az útmutatókban foglaltak szerint végzi, akkor az OAH a választott módszert a nukleáris biztonság követelményei teljesítésének igazolására alkalmasnak tekinti, és az alkalmazott módszer megfelelőségét nem vizsgálja.

Az útmutatókban foglaltaktól eltérő módszerek alkalmazása esetén az OAH az alkalmazott módszer helyességét, megfelelőségét és teljeskörűségét részleteiben vizsgálja, ami hosszabb ügyintézési idővel, külső szakértő igénybevételével és további költségekkel járhat.

Ha az engedélyes által választott módszer eltér az útmutató által ajánlottól, akkor az eltérés indokolása mellett igazolni kell, hogy a választott módszer legalább ugyanazt a biztonsági szintet biztosítja, mint az útmutatóban ajánlott.

Az útmutatók felülvizsgálata az OAH által meghatározott időszakonként, vagy az engedélyesek javaslatára soron kívül történik.

A fenti szabályozást kiegészítik az engedélyesek, illetve más, a nukleáris energia alkalmazásában közreműködő szervezetek (tervezők, gyártók stb.) belső szabályozási dokumentumai, amelyeket az irányítási rendszerükkel összhangban készítenek.

TARTALOMJEGYZÉK

1. BEVEZETÉS	8
1.1. Az útmutató célja	8
1.2. Vonatkozó jogszabályok és előírások	8
1.3. A determinisztikus elemzések végzésének szükségessége	8
1.4. Az elemzésekre vonatkozó általános követelmények és ajánlások	9
2. MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK	12
2.1. Meghatározások	12
2.2. Rövidítések	13
3. A KÓDOK ÉS MODELLEK VERIFIKÁCIÓJÁNAK ÉS VALIDÁLÁSÁNAK DOKUMENTÁLÁSA	13
3.1. Bevezetés	13
3.2. A kódleírás	15
3.3. A verifikáció és a validáció	16
3.3.1. A verifikáció	17
3.3.2. A validáció	17
3.4. Kódfejlesztés, a validáció kiterjesztése	18
4. AZ ADATSZÁRMAZTATÁS DOKUMENTÁLÁSA	18
4.1. Bevezetés	18
4.2. A Kézikönyvek	19
4.3. Az elemzési jelentések	19
4.4. Minőségbiztosítás	20
5. A REÁLISAN KONZERVATÍV ÉS A LEGJOBB BECSLÉSŰ ELEMZÉSEKRE VONATKOZÓ AJÁNLÁSOK	21
5.1. Bevezetés	21
5.1.1. Általános követelmények	22
5.1.2. Az elemzések dokumentálása	24
5.1.3. Egyszeres meghibásodás, következmény meghibásodás	24
5.2. Kezdeti események	25
5.3. Reálisan konzervatív elemzések	32
5.3.1. Bevezetés	32
5.3.2. A keretparaméterek	34
5.4. Legjobb becslésű elemzések	37

6. A VIZSGÁLT FIZIKAI FOLYAMATOK MODELLEZÉSÉVEL KAPCSOLATOS AJÁNLÁSOK	39
6.1. Reaktorfizika	39
6.2. Termohidraulika	46
6.3. Fűtőelem-viselkedés	50
6.4. A reaktor forrócsatornájában lejátszódó folyamatok	52
6.5. Konténment	56
6.6. Az aktivitás kikerülésének és terjedésének modellezése, a dózisok becslése a létesítmény helyiségeiben és a környezetben	57
6.6.1. Bevezetés	57
6.6.2. A forrástag	58
6.6.2.1. <i>A fűtőelemekből kikerülő aktivitás</i>	59
6.6.2.2. <i>A primerköri hűtőközeg aktivitása</i>	61
6.6.2.3. <i>Aktivitásterjedés a konténmenten belül</i>	63
6.6.3. Dózisok a létesítmény helyiségeiben, a telephelyen és a létesítmény környezetében	64
7. A VONATKOZÓ ELFOGADÁSI KRITÉRIUMOK TELJESÜLÉSÉNEK ELLENŐRZÉSÉRE VONATKOZÓ AJÁNLÁSOK	65
8. MELLÉKLETEK	70
M1 MELLÉKLET	70
DÓZISOK MEGHATÁROZÁSA A LÉTESÍTMÉNY HELYISÉGEIBEN ÉS A TELEPHELYEN	70
M2 MELLÉKLET	72
AKTIVITÁSTERJEDÉS ÉS DÓZISOK A KÖRNYEZETBEN	72
M2.1 Léggöri terjedés	74
M2.2 Vízi terjedés	74

1. BEVEZETÉS

1.1. Az útmutató célja

Az útmutató célja a Rendeletben előírt determinisztikus elemzésekre vonatkozó hatósági ajánlások rögzítése. Az útmutató a teljesség kedvéért tartalmazza azokat a determinisztikus elemzésekre vonatkozó NBSZ-pontokat is, amelyek további magyarázatot nem kívánnak.

Az útmutató kizárólag az üzemelő atomerőművek determinisztikus elemzéseire vonatkozik, más nukleáris létesítmények elemzéseire hasonló, de konkrétan esetleg eltérő szabályok vonatkoznak.

A determinisztikus elemzések fogalomköre tágabb, mint az útmutató által érintett determinisztikus elemzések köre. Az útmutató nem vonatkozik a súlyos balesetek determinisztikus elemzésére, és ugyancsak nem képezik tárgyát a szilárdsági, fáradási és öregedési elemzések. Ezekre más útmutatók vonatkoznak.

1.2. Vonatkozó jogszabályok és előírások

A nukleáris biztonsági követelmények jogszabályi háttérét az Atv. és a Rendelet biztosítja.

1.3. A determinisztikus elemzések végzésének szükségessége

Determinisztikus elemzéseket az atomerőmű létesítésének és üzemeltetésének különböző szakaszaiban végeznek. Ezek az elemzések egyfelől a tervezés, elsősorban a biztonsági rendszerek tervezésének bázisul szolgálnak, másfelől igazolják, hogy a tervezett és a megvalósult rendszer kellően biztonságos.

A determinisztikus biztonsági elemzések alapvető célja annak igazolása, hogy a különböző, a tervezési alaphoz tartozó kezdeti eseményekből kiinduló folyamatok, valamint a komplex üzemzavarok során létrejövő üzemállapotokban az adott üzemállapotra megfogalmazott elfogadási kritériumok teljesülnek. Az ezzel kapcsolatos részletes ajánlásokkal az útmutató 7. fejezete foglalkozik.

Az NBSZ 1. kötetének, valamint az atomerőművek tervezésére és üzemeltetésére vonatkozó kötetekének számos szakasza előírja determinisztikus biztonsági elemzések végzését:

1.7.3 Az Időszakos Biztonsági Jelentés

1.7.4. Eseti jelentések

3.2. Általános tervezési követelmények

3.3. Speciális tervezési követelmények

4.6. A rendszerek és rendszerelemek műszaki állapotának fenntartása

4.8.2. Az átalakítások belső szabályozása, általános követelmények

4.15. Felkészülés a tervezésen túli üzemeltetésre

Ezen túlmenően az NBSZ 5., 6., 7. és 9. kötete is előírja a kutatóreaktorokra és a kiegészített üzemanyag átmeneti tárolására vonatkozóan, továbbá a nukleáris létesítmények telephelyének vizsgálatával és értékelésével, valamint új nukleáris létesítmények létesítésével kapcsolatban determinisztikus biztonsági elemzések végzését.

1.4. Az elemzésekre vonatkozó általános követelmények és ajánlások

Az NBSZ 3. kötetének számos pontja a determinisztikus biztonsági elemzésekkel kapcsolatos általános előírásokat fogalmaz meg. Ezeket az útmutató jelen szakasza felsorolja és esetenként megjegyzéseket fűz hozzájuk. Az NBSZ 3. kötetében a determinisztikus biztonsági elemzésekre vonatkozó konkrét előírásokkal az útmutató más fejezetei foglalkoznak.

3.2.2.0200. „A normál üzemet, valamint az atomerőmű tervezési alapjának részeként figyelembe vett állapotokra vezető eseményeket gyakoriságuk alapján az alábbi táblázat szerinti üzemállapotokhoz kell rendelni.”

	A	B	C
1.	Üzemállapot	Megnevezés	Esemény gyakoriság (f [1/év])
2.	TA1	normál üzem	-
3.	TA2	várható üzemi események	$f > 10^{-2}$
4.	TA4	tervezési üzemzavarok	$10^{-2} > f > 10^{-5}$

A determinisztikus elemzésekben is figyelembe veendő események felsorolása és az események besorolása a tervezési alap része. Az események besorolásával kapcsolatos ajánlások az útmutató 5.2. alfejezetében szerepelnek. Az útmutató egyes ajánlásai, különösen a determinisztikus

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

biztonsági elemzések elfogadási kritériumaira vonatkozóak, függenek a fenti besorolástól.

3.2.2.0300. *„A tervezési alap kiterjesztésének az alábbi kategóriáit kell megkülönböztetni:*

- a) komplex üzemzavar (TAK1), vagy*
- b) súlyos baleset (TAK2).”*

Az útmutató ajánlásokat tartalmaz a TAK1 kategóriájú üzemállapotok elemzése vonatkozásában. A súlyos balesetek elemzésére a jelen útmutató nem vonatkozik.

A determinisztikus elemzések eredményeiből meghatározhatóak a TA2-4 üzemállapotokban az egyes rendszerekre, rendszerelemekre vonatkozó nyomás- és hőmérséklet-értékek. Ezeket az értékeket a tervező felhasználja az adott rendszerre vonatkozó szilárdsági, fáradási és egyéb számításai során, azaz a tervezés ezekben a vonatkozásokban a determinisztikus elemzésekre alapul.

3.3.4.0200. *„Biztosítani kell, hogy az atomerőmű építményei és épületszerkezetei biztonsági osztályba sorolásuk szerint elviseljék a TA1-4 üzemállapotokban fellépő és a tervezési alap kiterjesztését jelentő TAK1 körülmények közötti terheléseket, környezeti hatásokat, az adott üzemállapotra meghatározott megfelelőségi kritériumok szerint.”*

A tervezésnek meg kell határoznia, hogy mely építményekre és épületszerkezetekre vonatkozóan szükséges a terhelések és környezeti hatások kiszámítása. A determinisztikus elemzések eredményeiből meghatározhatóak egyrészt az adott üzemzavari folyamat által érintett építményekben és épületszerkezetekben (lényegében a konténmentben) kialakuló hőmérséklet- és nyomásviszonyok, másrészt a blokk helyiségeiben létrejövő sugárzási viszonyok. Így a tervezés ezekben a vonatkozásokban a determinisztikus elemzésekre alapul.

3.3.6.1000. *„A rendszerek, rendszerelemek funkcióját figyelembe véve kell meghatározni a biztonsági földrengés által kiváltott teherrel kombinált terheket. A földrengésre való tervezés során az atomerőmű üzemi, leállított, karbantartás, átrakás alatti vagy TA2 üzemállapotában fellépő terheket kell kombinálni a biztonsági földrengésből adódó terhekkel. A megfelelőség kritériuma vonatkozhat a feszültségekre, az alakváltozásokra, az elmozdulásokra és a működőképességre, valamint ezek kombinációira az adott biztonsági osztályra vonatkozó nukleáris szabványok szerint. A TA4 üzemállapotot eredményező események és a biztonsági földrengés mint független események egyidejűségét nem kell feltételezni. A tervezésnél figyelembe kell venni a biztonsági földrengés másodlagos hatásait is.”*

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

A determinisztikus biztonsági elemzések alapján a tervező meg tudja határozni, hogy a földrengésre való tervezés során mely rendszerek, rendszerelemek működőképességének megőrzésére van szükség és ennek megfelelően határozza meg e rendszerek és rendszerelemek földrengésbiztonsági osztályba sorolását. Összhangban a 3.3.3.0100. és 3.3.4.0200. pontokkal, a földrengés által kiváltott üzemzavarok determinisztikus biztonsági elemzéseinek eredményeiből meghatározhatóak egyes rendszerekre, rendszerelemekre vonatkozó nyomás- és hőmérséklet-értékek, valamint a konténmentben kialakuló hőmérséklet- és nyomásviszonyok, továbbá a blokk helyiségeiben létrejövő sugárzási viszonyok.

3.2.2.3700. „Tervezési megoldásokkal biztosítani kell, hogy az atomerőművi blokk a TA2-4 üzemállapotokat követően az ésszerűen elérhető legrövidebb idő alatt ellenőrzött állapotba, majd biztonságos leállított állapotba kerüljön. Az ellenőrzött állapot elérését legkésőbb 24 órán belül, a biztonságos leállított állapot elérését legkésőbb 72 órán belül biztosítani kell.”

Bár a tervezési megoldások megkeresése természetesen nem feladata az elemzéseknek, ugyanakkor a determinisztikus elemzések alapján kell kimutatni, hogy az előírt időhatárok teljesülnek.

3.3.3.0100. „A tervezés során meg kell határozni az üzemi körülményeket és a mechanikai terheléseket, terhelési ciklusokat - beleértve a külső és belső veszélyeztető tényezők által kiváltott hatásokat -, amelyek között az adott nyomástartó berendezés és csővezeték üzemelhet.”

A determinisztikus elemzések eredményeiből meghatározhatóak a TA2-4 üzemállapotokban az egyes rendszerekre, rendszerelemekre vonatkozó nyomás- és hőmérséklet-értékek. Ezeket az értékeket a tervező felhasználja az adott rendszerre vonatkozó szilárdsági, fáradási és egyéb számításai során, azaz a tervezés ezekben a vonatkozásokban a determinisztikus elemzésekre alapul.

A terhelések egy részét konzervatív determinisztikus elemzések eredményeiből szokás származtatni. A származtatás módszerét a tervezőnek és a determinisztikus elemzést végzőnek közösen kell meghatározni. A módszert megfelelően dokumentálni kell, hogy az az engedélyezés során egyértelműen azonosítható legyen.

3.7.1.0100. „A nukleárisbaleset-elhárítási eljárásokat a TA4 és TAK1-2 üzemállapotok elemzési eredményei alapján kell megtervezni, figyelembe véve, hogy az adott telephely összes reaktorában és nukleáris létesítményben egyszerre léphetnek fel a fenti üzemállapotok. Az elemzések terjedelmének elegendő

információt kell szolgáltatni a veszélyhelyzet elhárítási tevékenységek meghatározására.”

E követelmény nem igényel további magyarázatot.

2. MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK

2.1. Meghatározások

Az útmutató az Atv. 2. §-ában, valamint a Rendelet 10. számú mellékletében ismertetett meghatározásokon kívül az alábbi definíciókat tartalmazza.

Bizonytalansági sáv

Valamely paraméter bizonytalansági sávja (másképpen bizonytalansági intervalluma) az a sáv, amelybe a paraméter értéke pontbecslés esetén adott konfidenciaszinten beleesik.

Forrócsatorna

A termohidraulikai számításokban a reaktorzónát a hűtőközeg belépésétől a kilépéséig tartó szubcsatornákra szokás osztani, amelyek közül a legnagyobb hőterhelésűt nevezik forrócsatornának. A szubcsatornákat, hatszöges fűtőelempálca-rácsban, szabályos háromszögbe rendezett három szomszédos fűtőelempálca felületei és az őket összekötő virtuális szakaszok határolják. (Szélső pálcák esetén ezek a virtuális szakaszok a fűtőelem köteg falai is lehetnek.)

Konfidencia-szint

Annak a valószínűsége, hogy egy (jelen esetben) biztonsággal kapcsolatos hipotézis elfogadása igaz, teljesül.

Kovariancia-mátrix

Valószínűségi változók csoportjának páronkénti együttmozgására jellemző adatokból álló mátrix.

Nodalizáció

Egy- vagy többdimenziós geometriai alakzat részekre való felosztása.

Pálcakiégés

A fűtőelempálca átlagos kiégése.

Ridegtörés

Minimális képlékeny alakváltozás után hirtelen bekövetkező törés. Megkülönböztetendő a jelentős képlékeny alakváltozás után fellépő szívós töréstől.

Szabad térfogat

A fűtőelem-pálca burkolatán belül alapállapotban gázzal feltöltött térfogat.

2.2. Rövidítések

ATWS	Anticipated Transient Without Scram (várható üzemi események a reaktor védelmi leállításának elmaradása esetén)
BEPU	Best-Estimate Plus Uncertainty (bizonytalanság elemzéssel kiegészített legjobb becsléses módszerén alapuló elemzés)
CFD	Computational Fluid Dynamics (Numerikus áramlástan szimuláció)
DNBR	Departure from Nucleate Boiling Ratio (Filmforrás típusú krízis viszony)
FKSz	Főkeringtető szivattyú
NBSZ	Nukleáris Biztonsági Szabályzat
PIE	Post-Irradiation Examination (Besugárzás utáni anyagvizsgálat, nem azonos a Postulated Initiating Event-tel)

3. A KÓDOK ÉS MODELLEK VERIFIKÁCIÓJÁNAK ÉS VALIDÁLÁSÁNAK DOKUMENTÁLÁSA**3.1. Bevezetés**

A determinisztikus elemzések során számítógépi kódokat használnak, amelyek egyfelől különböző jellegű fizikai és egyéb folyamatokat modelleznek, másrészt modellezik az atomerőművi blokk sajátosságait.

A modellezett folyamatok szerint az elemzési eszközöket, kódokat a következőképpen lehet csoportosítani:

- reaktorfizikai folyamatok,
- primer- és szekunderkörü termohidraulikai folyamatok,
- fűtőelem-viselkedési folyamatok,
- a reaktor forrócsatornájában lejátszódó folyamatok,
- konténment termohidraulikai és hidrogénterjedési folyamatok,

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

f) aktivitásterjedési folyamatok.

Az e folyamatok leírására alkalmazandó modellek származtatásukra nézve különböző típusúak lehetnek:

- első elvekből származó modellek (pl. a neutrontranszport-egyenlet és annak közelítései, a Navier-Stokes egyenlet és annak közelítései),
- a szakirodalomból származó egyéb elméleti modellek (pl. Gauss-csóva modell),
- félempirikus és empirikus modellek (pl. a fűtőelem-tabletta duzzadásának modellje).

A folyamatok modellezése során a közöttük a valóságban fellépő (vissza-)csatolásokat vagy a kódok összecsatolásával, vagy megfelelően konzervatív peremfeltételekkel veszik figyelembe. A legfontosabb példát az útmutató 6.3. fejezete mutatja be részletesen.

A folyamatok leírására szolgáló modelleket csak a szakirodalom alapos ismerete alapján lehet megválasztani, figyelembe véve e terület folytonos fejlődését. A modellek használatával kapcsolatban részletek az útmutató 6. fejezetében találhatóak.

A kódokban az atomerőművi blokk rendszereinek működését is modellezik, így például egyes folyamatok miatt határérték-túllépések keletkeznek, amelyek a reaktorvédelmi rendszer működését váltják ki, másfelől a reaktorvédelmi rendszer működése jelentősen befolyásolja magukat a kódokban modellezett folyamatokat. Ezek a modellek többnyire empirikus jellegűek, de sokszor magukban foglalják az adott rendszer működési mechanizmusára vonatkozó törvényszerűségeket is.

Az elemzési eszközök tehát végső soron számítógépi kódok, amelyek az atomerőművi blokk működését és a különböző folyamatokat leíró modellekből, valamint a bemenő és kimenő adatokat és a belső adatfelhasználást szervező modulokból állnak. A kódokról és azok részegységeiről részletes kódleírás áll rendelkezésre.

Az elemzésekben használt kódokra vonatkozó minőségbiztosítás keretében legalább az alábbi lépéseket mutatják be:

- a fejlesztőknek, illetve a felhasználóknak szóló kódleírás elkészítése,
- a verifikálási és validálási tevékenységek és azok dokumentálása,
- a validáció és a kódleírások továbbfejlesztése és azok dokumentálása, új verziók kibocsátása.

3.2. A kódleírás

A determinisztikus elemzésekben használt kódok adott verzióját kódnévvel és verziószámmal látják el. A kód befagyasztott verziója az elemzések során nem változtatható. A kódról kódleírás készül az alábbiak szerint. A kód fejlesztése révén új verzió hozható létre (lásd a 3.4. szakaszt).

A kódleírás egy adott kódverzióhoz tartozó írásos dokumentum, amely az elemzések végzése során nem változtatható. A kódleírás az alábbiakat tartalmazza:

- a) a kód megnevezése, verziószáma,
- b) a kódban használt modellezési megfontolások és a modellek leírása,
- c) a kód felépítése,
- d) a kód inputja és outputja,
- e) a kód validációs jelentése, a kód által megbízhatóan számított feladatok köre (reaktortípusok, eseményláncok, bármilyen korlátozás).

A kódleírás fenti elemei együtt vagy önálló kötetekben is megjelenhetnek.

Az alábbiakban a fenti elemekre vonatkozó ajánlások találhatóak.

A kód modelljeinek leírása során bemutatják a fizikai folyamatokat leíró modellek származtatását jól dokumentált mérésekből, más kódok modelljeiből, elméleti modellekből, vagy más hiteles forrásból. A kódleírás tartalmazza a fizikai folyamatokat leíró modellek paramétereit. Amennyiben az lehetséges, meg kell adni e modell-paraméterek hibáját vagy kovarianciamátrixát és valószínűségi eloszlását.

A kód leírása során bemutatják az atomerőművi blokk rendszereit, rendszerelemeit leíró modellek származtatását a megfelelő erőművi dokumentációból (lásd 4.2. szakasz). A kódleírásnak ezt a részét Kézikönyvnek nevezzük¹. A Kézikönyv tartalmazza az atomerőművi blokk rendszereit leíró modellek paramétereit, azok névleges értékét, valamint felső és alsó határértékét. A Kézikönyv mindenképpen elkészítendő, függetlenül attól, hogy a kód fejlesztése az elemzést végző intézményben vagy másutt történt. A Kézikönyv vagy egy adott blokkra, vagy egy erőmű több hasonló blokkjára vonatkozik.

A kódleírás tartalmazza a kód számítástechnikai paramétereire vonatkozó információt is. Ezek egy része nyilván rögzített (pl. konvergencia-

¹ Az útmutatóban a nagy kezdőbetűvel írt „Kézikönyv” az itt bemutatott típusú kézikönyvre vonatkozik.

paraméterek), más részük viszont a kód inputjában megadható. A kódleírás rögzíti az egyes számítástechnikai paraméterek megválasztásának szabályait és/vagy a vonatkozó ajánlásokat. Bizonyos esetekben ezek a paraméterek fontos szerepet játszanak a kód számítási pontosságában, sőt helytelen megválasztásukkal ki lehet kerülni a kódvalidáció hatóköréből is. Ebben a tekintetben különösen fontos a megfelelő térbeli nodalizáció. Amennyiben a validáció során a kód eredményeit olyan kísérletek eredményeivel vetették össze, amelyek relevánsak a biztonsági elemzésben vizsgált blokk, rendszer stb. tekintetében, akkor ugyanolyan nodalizációt kell alkalmazni, mint a validáció során. Egyéb esetekben a nodalizáció megfelelőségét annak kimutatásával lehet igazolni, hogy egy vagy több releváns esetben a részletesebb nodalizáció sem szolgáltat az elfogadási kritériumok teljesülése tekintetében az adott nodalizációval végzett elemzés eredményétől lényegesen eltérő eredményt.

A kód használatának megértése érdekében a kódleírás kiterjed a kód felépítésére. Ez magában foglalja a kódot felépítő számítástechnikai elemek (modulok, szubrutinok stb.) leírását, beleértve az ezek közti adatforgalom elemeit is. A kódleírás tartalmazza az adatforgalom rendszerét, valamint azt, hogy annak elemei mely számítástechnikai elemekben keletkeznek, és hol használják fel azokat.

A kódleírás fontos részét képezi a kód inputjának és outputjának leírása. A kód inputja lehetőség szerint csak azokat a paramétereket tartalmazza, amelyek az elemzési feladat számítástechnikai eszközökkel való megfogalmazását teszik lehetővé. A felhasználó számára biztosítani kell az input minden elemére vonatkozó világos információt. A kód outputja tartalmazza mindazokat az eredményeket, amelyekre a felhasználóknak szükségük lehet, elsősorban a determinisztikus elemzések elfogadási kritériumaival összevethető mennyiségeket. A kód outputját úgy szervezik, hogy a felhasználó dönthesse el a kinyerendő információ mélységét, részletezettségét.

Új kódverzió kibocsátásához új kódleírás is tartozik. Ez nem jelenti azt, hogy minden alkalommal meg kell változtatni a kódleírás minden elemét. A kód fejlesztését végző intézmény megfelelő minőségügyi előírásokkal biztosítja, hogy a kód leírása megfelel az adott kódverzió tényleges tartalmának.

3.3. A verifikáció és a validáció

3.2.3.0100. „A tervezési alapra vonatkozó általános biztonsági követelmények teljesülésének bizonyítására használt tervező és elemző eszközöket, modelleket és modellrészeket, valamint a bemenő adatokat verifikálni és validálni kell. Az

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

elemzési eszközök validációját a megfelelő nemzetközileg elérhető adatok - kísérleti eredmények - alapján kell bemutatni. Az elemzési modellek verifikációját az elemzést, tervezést végrehajtó személytől, munkacsoporttól független személynek, munkacsoportnak is el kell végeznie."

Jelen fejezet e követelmény teljesítésére ad iránymutatást.

3.3.1. A verifikáció

A verifikáció azt igazolja, hogy az egyes modellek úgy működnek és az adatszervezési modulok valóban azt a feladatot hajtják végre, amelyet a kódleírás tartalmaz. Csak megfelelően verifikált kód alkalmazható determinisztikus biztonsági elemzéshez.

A kód verifikációja a kódot fejlesztő intézmény feladata. Az intézmény minőségügyi rendszere megfelelő előírásokat tartalmaz a kódverifikáció vonatkozásában. Ez a rendszer rögzíti a kódverifikáció dokumentálásának szabályait.

Az engedélyes bemutatja azt a munkarendet, amelynek megfelelően az elemzést végző szervezet által készített Kézikönyveket az engedélyes jóváhagyta, ez biztosítja az adatok megfelelő verifikációját.

3.3.2. A validáció

Minden kód validációs jelentéssel rendelkezik, amely bemutatja, hogy az adott reaktortípusra, illetve a különböző folyamatokra vonatkozó mérési eredményeket a kód milyen pontossággal reprodukálja. A számítások és mérések összehasonlításának megfelelő statisztikai módszeren kell alapulnia. A validációs jelentés értékeli a kód becsléseinek pontosságát. Ideális esetben a validáció jó közelítéssel meghatározza a becslési pontosságot. A validációs jelentés bemutatja az erre irányuló tevékenységet.

A validációs jelentésben szereplő forrásokat a jelentés egyértelműen azonosítja. Bemutatja, hogy mi a validáció terjedelme, azaz milyen üzemállapotokra, környezeti jellemzőkre stb. tekinthető az érvényesnek. A validáció elsőrendű bázisa az elemezni kívánt reaktortípusra vonatkozó kísérleti információ, de a validáció során a más típusokra vonatkozó kísérleti információt is célszerű felhasználni.

A validációs jelentést annak tudatában célszerű elkészíteni, hogy az abban foglaltak alapvető szerepet játszanak az adott kódverzió adott feladatra való alkalmasságának megítélésében.

Az elemzések során figyelembe kell venni az input paraméterek szisztematikus és sztochasztikus hibáját. A számítási végeredményeknél

pedig fel kell tüntetni a számítási modell képlet- és modellhibáját. A hipotézisvizsgálatoknál pedig közölni kell a konfidenciaszintet. A numerikus értékek közlésénél a számértéket hibával együtt kell megadni úgy, hogy az értékes jegyek utolsó két helyiértéke egyezzen meg a hiba két legnagyobb helyiértékével. A hibát elegendő két tizedesjegy pontosan közölni. Az elemzések során a sztochasztikus hibákat ki kell küszöbölni.

Az útmutatónak nem célja a valószínűség számítás tudományos ismertetése, a részletek tekintetében csak a témakör szerteágazó szakirodalmára lehet utalni.

3.4. Kódfejlesztés, a validáció kiterjesztése

Az elemzési kód fejlesztésének számos oka lehet, mint például korábban felismert elégtelenségek kiküszöbölése, modernebb módszerek bevezetése, a modellezés kiterjesztése eddig nem lefedett területekre. A legfontosabb ok azonban a folyamatos validációs tevékenység, amely új felismerésekre vezethet.

A kód fejlesztése nem keverhető össze az alkalmazással. Alkalmazni csak megfelelően verifikált, validált és dokumentált kódverziót szabad. A kód fejlesztői munkájuk során munkaverziókat alakíthatnak ki, de azokból a determinisztikus biztonsági elemzések végzésére elismerten alkalmazható kódverzió csak a fenti feltételek teljesítésével hozható létre.

4. AZ ADATSZÁRMAZTATÁS DOKUMENTÁLÁSA

4.1. Bevezetés

Az elemzések adatai lényegében háromfélék lehetnek:

- a) az elemzett blokk adatai,
- b) az elemzés során használt fizikai modellek paraméterei,
- c) az elemzésben használt kód számítástechnikai paraméterei.

Az elemzési kódok fizikai modelljeinek paramétereit és számítástechnikai paramétereit a kódleírás tartalmazza (lásd 5.3.2. alfejezet). Egy adott elemzés-sorozatban minden esetre használt paramétereket a Kézikönyvben célszerű feltüntetni, ha azokra a kódleírásban alternatív lehetőségek vannak megadva. Ha ezek a paraméterek elemzésenként változnak, akkor azokat az elemzési jelentésben adják meg.

Ez az alfejezet alapvetően az elemzett blokk adataival foglalkozik. Az elemzett blokk adatait mindig két részre kell bontani: az általános adatokra és az adott

üzemzavarral kapcsolatos adatokra. Az általános adatokról erőművenként szükséges megszerkeszteni az adott kód Kézikönyvét (szükség esetén a blokkok közti különbségek feltüntetésével), a konkrét elemzésekhez pedig elemzési jelentések tartoznak.

4.2. A Kézikönyvek

Az adott kód Kézikönyve tartalmazza az atomerőművi blokk rendszereit leíró modellek paramétereit, azoknak az elemzések kezdeti állapotára vonatkozó névleges értékét, valamint felső és alsó határértékét (megjegyezve, hogy ilyen kezdeti állapot több is lehet, pl. teljesítményüzem és leállított reaktor). A Kézikönyv ugyancsak tartalmazza a felhasznált keretparaméter-rendszert is (lásd 5.3.2. szakasz). Az adott üzemzavar konzervatív elemzése során kell eldönteni, hogy melyik határértéket kell használni. A határérték kiválasztása függhet attól is, hogy az adott üzemzavart milyen szempontból elemzik. A legjobb becslésű elemzésben általában a névleges értékkel kell számolni.

A kódok Kézikönyvei elemzés-típusonként természetesen különbözőek. A legbonyolultabbak a reaktorfizikai és a termohidraulikai számítások Kézikönyvei. Ezek nem csak, vagy nem feltétlenül a reaktorzóna, illetve a primerkör részletes adatait tartalmazzák, hanem azokat a kondenzált mennyiségeket is, amelyek a tényleges elemzési számítások alapjait képezik. Ezek a számítások rendszerint egyszerűsített geometriában történnek, amikor is egy fűtőelem-köteg szakasz, vagy egy csőszakasz a számítás alapeleme, ezért a Kézikönyvben az ezeknek megfelelő nodalizált geometriának szerepelnie kell. Lényegesen egyszerűbbek lehetnek a forrócsatorna, fűtőelem-viselkedési és a környezeti aktivitásterjedési kódok Kézikönyvei, mivel azok viszonylag kevés erőművi adatot tartalmaznak. Ezek a Kézikönyvek az erőművi adatokon kívül főképpen az elemzési kódok fizikai modelljeinek paramétereit és a számítástechnikai paramétereiket tartalmazzák.

4.3. Az elemzési jelentések

Az elemzendő üzemzavarokra minden elemzéshez elemzés-típusonként standard formájú elemzési jelentést² célszerű készíteni. Ez a standard forma lehetőség szerint legyen azonos valamennyi termohidraulikai és valamennyi reaktorfizikai elemzésre. Az egyéb elemzésekre vonatkozó standard formátum ezektől a standard formátumoktól eltérhet, annak megfelelően, hogy az adott típusú elemzés és főképpen a szükséges konzervativizmusok

² A jelenlegi szóhasználatban TRASS-report.

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

mennyire függenek a kezdeti eseménytől (ui. ha a függés nem jelentős, akkor az elemzési jelentés input-része nagyon egyszerű lehet).

Az elemzések erőművi adatai erősen függhetnek a kezdeti eseménytől. Ide tartoznak pl. a védelmi jelek, a 3.2. szakaszban már említett, az erőmű Műszaki Üzemviteli Szabályzata által előírt nyomás- és hőmérséklet-tartományok határai, az 5.3.2. szakaszban leírt keretparaméterek, valamint minden olyan további adat, ami az adott scenáriót jellemzi.

Az elemzések során a kód fizikai modelljeinek paraméterei lehetőség szerint eleve rögzítettek. Megengedhető azonban, hogy a kód leírásának megfelelően fizikai modellek között lehessen választani, avagy az egyes modellek bizonyos paramétereit szabadon lehessen megválasztani. Ezeket a választásokat az elemzési jelentés tartalmazza.

A kódok számítástechnikai paramétereinek egy kisebb része szabadon változtatható lehet, ezeket a választott paramétereket az elemzési jelentés ugyancsak tartalmazza. Egyes számítástechnikai paramétereket (nódusokra való felosztás módja, időlépés hossza stb.) mindenképpen a kódleírás alapján kell megválasztani.

Az elemzési jelentés sorolja fel az összes olyan input adatot, amely az adott elemzés szempontjából meghatározó, valamint azokat az outputokat, amelyek valamennyien, vagy részhalmazuk bemutatandó elemzési eredményként.

Az eredményekre jelentős befolyással bíró adatok bizonytalansági sávját meg kell határozni. Abban az esetben, ha a konkrét probléma elemzése során bizonytalansági elemzés is készül, akkor a vonatkozó elemzési jelentésben szükséges bemutatni, hogy mely adatok bizonytalanságával számolnak és a vonatkozó adatok a kódleírásból, illetve a Kézikönyvből származnak.

4.4. Minőségbiztosítás

Az erőművi adatok forrását a Kézikönyv tartalmazza. Minőségügyi és verifikációs kérdés a források helyes azonosítása, továbbá az adatok pontos átvétele. A Kézikönyvet az elemzéseket végző intézmény készíti és verifikálja saját minőségügyi rendszerében, de azok végső elfogadása az engedélyes felelőssége.

Az elemzési jelentéseket ehhez hasonlóan az elemzéseket végző intézmény készíti el és verifikálnia saját minőségügyi rendszerében, és azok végső elfogadása is az engedélyes felelőssége.

A determinisztikus elemzéseket végző intézmény minőségbiztosítási tevékenységének dokumentumait a hatóság számára teljes mértékben

hozzáférhetővé teszik. Ide tartoznak az intézmény minőségbiztosítási rendszerének dokumentumai, valamint az adott elemzés készítőinek, ellenőrzőinek és jóváhagyójának a jelentési dokumentumban aláírással igazolt nevei. Ezen túlmenően az engedélyes bemutatja azt a munkarendet, amelynek megfelelően az elemzési jelentéseket az engedélyes jóváhagyta, ez biztosítja az adatok megfelelő verifikációját, valamint azok rendszerezett megőrzését.

5. A REÁLISAN KONZERVATÍV ÉS A LEGJOBB BECSLÉSŰ ELEMZÉSEKRE VONATKOZÓ AJÁNLÁSOK

5.1. Bevezetés

Az elmúlt fél évszázad folyamán természetesen az üzemzavar elemzések gyakorlata sokat változott. A kialakult módszerekről az 1. táblázat ad áttekintést.

1. táblázat: Az üzemzavar elemzések módszerei

Módszer	Számítási kód	Input + kezdeti és peremfeltételek	Rendszerek rendelkezésre állása
nagyon konzervatív	konzervatív	konzervatív	konzervatív
reálisan konzervatív	legjobb becslés	konzervatív	konzervatív
legjobb becslés bizonytalanság elemzéssel	legjobb becslés	realisztikus input +bizonytalanságok	konzervatív

Az 1980-as évek előtt az erőművi engedélyezési eljárásokban szinte kizárólag olyan számítógépi elemzéseket fogadtak el a hatóságok, amelyek a „nagyon konzervatív” módszerrel készültek, vagyis mind a kódmodellekben, mind a számítások kezdeti- és peremfeltételeiben, mind pedig a rendszerek rendelkezésre állásában megfelelő mértékű konzervativizmust tartalmaztak a folyamatok leírásában rejlő bizonytalanságok ellensúlyozására. Az 1970/80-as évektől kezdődően az elemzésekhez használt számítógépi programok igen erőteljes fejlesztésen mentek keresztül, a számítógépi modellek lehetővé tették a fizikai folyamatok valósághű leírását. Ezzel párhuzamosan a legtöbb ország áttért a „reálisan konzervatív” módszer alkalmazására (lásd 5.2. szakasz). Az elmúlt évtizedek során azonban egyrészt a felmerült különböző újabb igények szükségessé tették, másfelől a számítástechnika fejlődésével

lehetővé vált a bizonytalanság elemzéssel kiegészített, legjobb becsléses módszer (BEPU) kialakítása (lásd 5.2. szakasz).

5.1.1. Általános követelmények

3.2.3.0300. „A tervezési alap meghatározása, valamint a vizsgált események elemzése során alkalmazott módszerek és felhasznált adatok megfelelőségét fizikai adatok, kísérletek felhasználásával, vagy más módon kell bizonyítani. A fennmaradó bizonytalanságok kompenzálása érdekében - a biztonsági elemzésben megalapozott, ésszerű mértékben - konzervatív feltételezéseket kell alkalmazni, elsősorban a kezdeti és peremfeltételek konzervatív megválasztásával.”

A felhasznált adatok megfelelősége nem jelenti azt, hogy ezek az adatok abszolút pontosak lennének, minden adat bizonytalansággal rendelkezik. Ezen túlmenően az üzemeltetés maga is a paraméterek egy intervallumában történik.

Mivel maguk a számítási kódok legjobb becslés jellegűek, azaz a fizikai és egyéb folyamatok bennük szereplő modelljei a lehető leginkább valósághűek, az ún. reálisan konzervatív és az ún. legjobb becslésű számítási módok során általában ugyanazokat a kódokat lehet használni. Ilyenkor az eltérés a kód bemenő adatainak összeállításakor jelentkezik.

A reálisan konzervatív vagy a legjobb becslésű számítási módokkal számítássorozatokot kell készíteni a biztonsági értékeléshez, amelynek során az összes kezdeti eseményt sorra kell venni. Az ezekkel kapcsolatos ajánlásokat az útmutató 5.2. alfejezete ismerteti.

Az adott kezdeti esemény elemzése különböző célokból lehet szükséges:

- a) a burkolat- és fűtőelemsérülési kritériumok ellenőrzése,
- b) a primerköri nyomás és a reaktortartály épségének ellenőrzése,
- c) a szekunderköri nyomás ellenőrzése,
- d) a hermetikus tér terhelésének ellenőrzése,
- e) a radioaktív kibocsátás és a dózisterhelés ellenőrzése,
- f) a reaktor belső szerkezetei terhelésének az ellenőrzése.

Itt az ellenőrzés a vonatkozó elfogadási kritériumok teljesülésének ellenőrzését jelenti. Az elemzés célja közrejátszik abban, hogy egy konkrét elemzés konzervativizmusát hogyan kell biztosítani. Más paraméter-beállítások biztosítják a konzervativizmust, ha az elemzés célja pl. a

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

szekunderköri nyomás ellenőrzése, mint ha a cél pl. a hermetikus tér terhelésének ellenőrzése.

A rendszertechnikai konzervativizmus kiterjed a biztonsági és védelmi rendszerek rendelkezésre állására is. A determinisztikus biztonsági elemzésekben feltételezik, hogy az adott üzemzavar szempontjából leglényegesebb védelmi rendszer egyik meghatározó rendszereleme nem áll rendelkezésre. Ez az egyszeres meghibásodás feltételezése (lásd részletesebben az 5.1.3. szakaszban).

A reálisan konzervatív számítások során a fent említett elemzési jelentésekben rögzített módon az előzetesen kiválasztott variálandó paramétereknek az adott üzemzavar lefolyása, és a vizsgálandó elfogadási kritérium szempontjából legkedvezőtlenebb, bizonytalansággal reálisan terhelt értékeit kell használni. Kívánatos, de nem feltétlenül megkövetelendő a konzervativizmus mértékének bemutatása pl. a legjobb becslésű eredménnyel való összevetés révén. A reálisan konzervatív elemzésekre vonatkozó ajánlások az 5.3. alfejezetben találhatóak.

A legjobb becslésű elemzések alapvetően kétfélék lehetnek. A legjobb becslésű számítás önmagában csak a legjobb becslésnek megfelelő kezdeti- és peremfeltételekkel történő számítást jelenti, amely a tervezési alap kiterjesztéséhez tartozó üzemzavarok elemzésére használatos. A legjobb becslés + bizonytalansági elemzés során számítássorozatot végeznek a kezdeti- és peremfeltételek, valamint a modellek paramétereinek saját bizonytalansági sávjukon belül történő variálásával, majd az eredmények sorozatát megfelelő statisztikai módszerrel értékelik. Így meghatározhatóak az ún. kulcsparaméterek és azok bizonytalansága. Kulcsparamétereknek nevezzük a modellek azon paramétereit, amelyek saját bizonytalansági sávjukon belül nagy hatással vannak az elemzések elfogadási kritériumainak teljesülésére. A vonatkozó elemzési jelentésben rögzítik a variált paramétereket és azok bizonytalansági sávját, ezek meghatározásának módját. A legjobb becslésű elemzésekre vonatkozó ajánlások az 5.4. alfejezetben találhatóak.

3.2.3.0400. „Érzékenységi vizsgálatokat kell végezni a feltételezések, a felhasznált adatok és számítási módszerek bizonytalanságának értékelésére. Ahol az elemzés eredményei érzékenyeknek bizonyulnak a modell feltételezéseire, ott további elemzéseket kell végezni az előzőtől független módszerek és eljárások használatával.”

A reálisan konzervatív és a legjobb becslés módszerével végzett elemzések eredményei egyaránt érzékenyek lehetnek bizonyos bemenő paraméterek megválasztására. Érzékenységi elemzésekkel kell kiszűrni azokat a

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

paramétereket, amelyek megválasztása érdemben befolyásolja az elemzések eredményeit, legfőképpen az elfogadási kritériumok teljesülését. Az érzékenységi elemzéseknek és a bizonytalansági elemzéseknek egyaránt a biztonsági elemzések megbízhatóságát kell alátámasztaniuk.

5.1.2. Az elemzések dokumentálása

3.2.3.0500. „A biztonság igazolására szolgáló elemzéseket oly módon és olyan mélységben kell dokumentálni, hogy azok az atomerőmű teljes élettartama során megismételhetők, független felülvizsgálatnak alávethetőek, és az átalakítások értékeléséhez szükséges terjedelemben módosíthatóak legyenek, továbbá az alkalmazott konzervativizmusok mértéke és az elemzés alapján rendelkezésre álló tartalékok mértéke felülvizsgálható és újraértékelhető legyen.”

Minden, a blokk biztonsági értékeléséhez a továbbiakban felhasznált elemzésről egy előzetes, az elemzés konkrét bemenő adatait tartalmazó elemzési jelentést és az elemzés eredményeit ismertető értékelő jelentést szükséges készíteni. Az engedélyes számot ad ezeknek a jelentéseknek a minőségbiztosításáról. A dokumentációk összességében olyanok, hogy belőlük az elemzések valamennyi adatát egy az elemzésekben részt nem vett külső szakember teljes részletességben megismerheti. Ily módon a különböző számítási módszerekkel végzett független elemzések valós összehasonlítást tudnak adni a tervek biztonsági szempontból meghatározó jellemzőiről.

5.1.3. Egyszeres meghibásodás, következmény meghibásodás

Az NBSZ 3.3.1.0800. pontja szerint a biztonsági rendszereket úgy kell tervezni, hogy azok az egyszeres meghibásodás ellen védettek legyenek. Az üzemzavar-elemzésekben is egyszeres meghibásodást kell feltételezni.

3.2.3.1000. „A TA2-4 üzemállapotot eredményező események elemzéseiben a biztonsági funkciót ellátó rendszereknek az adott esemény következményeit leginkább meghatározó, legsúlyosabb következményt eredményező egyszeres meghibásodását vagy emberi hibát kell feltételezni. Nem szükséges azonban feltételezni passzív tervezési megoldás meghibásodását, amennyiben igazolható, hogy az nagyon kis valószínűségű, vagy a feltételezett kezdeti esemény bekövetkezése nincs rá hatással.”

E követelmény nem igényel további magyarázatot.

Az egyszeres meghibásodás következtében fellépő összes működésképtelenséget, helytelen működést – vagyis következményhibát – szintén figyelembe veszik. A követelményben szereplő valószínűségi szintet az engedélyes határozza meg.

3.2.4.1000. „A tervezésnek determinisztikus biztonsági elemzésekkel kell igazolni, hogy a TA2 üzemállapotot eredményező kezdeti események egyszeres hiba feltételezése mellett nem vezetnek egyetlen gát funkciójának elvesztéséhez sem.”

E követelmény nem igényel további magyarázatot.

Következmény meghibásodásról akkor beszélhetünk, ha maga a kezdeti esemény, vagy az azt követő folyamatok következtében valamely biztonsági rendszer meghibásodik vagy működésképtelenné válik. A tervezési alaphoz tartozó folyamatokat egyszeres meghibásodás feltételezésével kell elemezni és következmény meghibásodás így még inkább előfordulhat.

3.2.3.1400. „A TAK1 és TAK2 üzemállapotot eredményező eseményekre vonatkozó elemzésekben a legjobb becslés módszerét kell alkalmazni. Bármely rendszer vagy rendszerelem működésképtelenségét akkor kell feltételezni, ha annak sérülése a kezdeti esemény vagy az üzemzavari folyamat eredményeképpen valószínűsíthető”.

Az 5.1.1. szakasz utolsó bekezdésben foglaltak adnak ajánlást ezen NBSZ-pont értelmezéséhez. A működésképtelenség itt egyszeres meghibásodás miatt nem, csupán következmény meghibásodás miatt fordulhat elő.

5.2. Kezdeti események

Az alábbi NBSZ-pontok, valamint a hozzájuk tartozó ajánlások a kezdeti események meghatározásával és kategorizálásával foglalkoznak. Bár ezek a pontok alapvetően a tervezésre vonatkoznak, érdemes őket az útmutatóban teljes egészükben felsorolni. A jelen útmutató azonban csak az elemzések kezdeti eseményeivel kapcsolatos ajánlásokat tartalmazza.

3.2.2.2200. „A tervezéshez meg kell határozni mindazon feltételezhető kezdeti eseményt, amely befolyásolhatja az atomerőmű biztonságát, s ezekből determinisztikus módszerrel vagy determinisztikus és valószínűségi módszerekkel ki kell választani a tervezési alapba tartozókat.”

3.2.2.2700. „A feltételezett kezdeti események között minden olyan eseményt figyelembe kell venni, amely:

a) az atomerőmű telephelyével és annak környezetével kapcsolatos és természeti eredetű;

b) szándékos, de nem célzottan az atomerőmű ellen irányuló, vagy szándékolatlan telephelyi és telephelyen kívüli emberi tevékenységek következménye; vagy

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

c) az atomerőmű üzemeltetéséből, rendszereinek, rendszerlemeinek meghibásodásából ered.”

3.2.2.2800. „A tervezési alap részét képezik mindazok az események, amelyeknek radiológiai következményei lehetnek és nem szűrhetők ki a 3.2.2.3400. pont alapján. Ide tartoznak azok a feltételezett kezdeti események is, amelyek az alacsony teljesítményű üzem során, vagy leállított, szétszerelt atomreaktor esetén következnek be. Az atomreaktoron kívüli lehetséges ilyen eseményeket is a tervezési alap részének kell tekinteni.”

Az elemzések számára a tervezési folyamatból adódó információ, hogy egyes kezdeti események az atomreaktor milyen állapotaiban következhetnek be. A determinisztikus biztonsági elemzések kiterjednek a pihentető medencére és valamennyi olyan tároló és szállító berendezésre, amelyek nukleáris és/vagy radioaktív anyagok tárolására, ill. szállítására szolgálnak.

3.2.2.2900. „Az atomerőmű tervezésénél meg kell határozni az összes lehetséges külső és belső veszélyeztető tényezőt.”

3.2.2.3000. „A külső veszélyeztető tényezők közül legalább az alábbiakat figyelembe kell venni:

- a) szélsőséges szélterhelés,
- b) szélsőséges külső hőmérsékletek,
- c) szélsőséges csapadékviszonyok
- d) villámcsapás,
- e) árvíz, jeges árvíz, zöldsár, valamint alacsony vízszint,
- f) fel- és alvízi létesítmények sérülésének veszélye,
- g) szél által mozgatott repülő tárgyak,
- h) szélsőséges hűtővíz-hőmérsékletek és jegesedés,
- i) a telephely földtani alkalmasságának igazolásánál figyelembe vett földtani adottságok (különösen a földrengés, a talajfolyósodás)
- j) katonai és polgári repülőgépek becsapódása,
- k) telephelyhez közeli szállítási, ipari és bányászati tevékenységek,
- l) a kapcsolódó külső távvezeték-hálózat zavarai, beleértve annak tartós, és teljes üzemképtelenségét,
- m) olyan, a telephelyen lévő vagy közeli létesítmények, amelyek tüzet, robbanást vagy egyéb veszélyt jelenthetnek az atomerőműre.
- n) egyéb telephelyen kívülről eredő tűz,

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

- o) elektromágneses interferencia, valamint*
- p) biológiai eredetű veszélyek.”*

3.2.2.3010. „A külső veszélyeztető tényezők közül a telephely-specifikus elemzés alapján kell kiválasztani a tervezési alapba tartozókat.”

Az elemzések számára a tervezési folyamatból adódó információ, hogy a külső veszélyeztető tényezők közül melyekre kell determinisztikus biztonsági elemzést végezni, és ezek az elemzések a reaktor és a pihentető medence mely állapotaira, ill. mely tároló és szállító berendezésre vonatkozzanak.

3.2.2.3100. „Az atomerőmű tervezésénél legalább az alábbi belső eseményeket figyelembe kell venni:

- a) hűtőközeg-vesztéses üzemzavar;*
- b) törés a főgőz- és fő tápvízrendszerekben;*
- c) primer hűtőközeg tömegáramának szabályozhatatlan csökkenése;*
- d) fő tápvíz tömegáramának szabályozhatatlan növekedése vagy csökkenése;*
- e) főgőz tömegáramának szabályozhatatlan növekedése vagy csökkenése;*
- f) a térfogat-kompenzátor szelepeinek szándékolatlan nyitása;*
- g) zóna-üzemzavari hűtőrendszerek szándékolatlan működése;*
- h) a gőzfejlesztő biztonsági szelepeinek szándékolatlan nyitása;*
- i) főgőz záró armatúrák szándékolatlan zárása;*
- j) gőzfejlesztő csőtörés;*
- k) szabályzó rudak szándékolatlan mozgása;*
- l) szabályzó rudak szabályozatlan kihúzása vagy kilökődése;*
- m) aktív zóna instabilitása;*
- n) kémiai és térfogat-szabályozó rendszer hibás működése;*
 - o) az atomreaktor primer hűtőköréhez csatlakozó és részben a konténmenten kívül elhelyezkedő cső törése vagy hőcserélő cső sérülése;*
- p) a nukleáris üzemanyag kezelésével, mozgásával és tárolásával kapcsolatos üzemzavarok;*
- q) nehéz teher leejtése emelőgépek alkalmazása során;*
- r) tűz, robbanás és belső elárasztás hatásai és az általuk kiváltott kezdeti események;*

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

s) kezdeti eseményeket potenciálisan kiváltó folyamatok, így különösen repülő tárgyak, beleértve a turbina elszabaduló részeit, meghibásodott rendszerekből kikerülő veszélyes közeg, rezgés, törött csővezeték ostorozó mozgása, folyadéksugár hatásai, továbbá

t) túlfeszültség vagy a villamos hálózat instabilitása..”

A belső események tekintetében a tervezési folyamatból adódó információ, hogy mely esetekre kell determinisztikus biztonsági elemzést végezni, továbbá hogy ezek az esetek a reaktor mely állapotokban léphetnek fel.

Az alábbi NBSZ pontok arra vonatkozó követelmények, hogy a tervezési folyamat során milyen módon kell meghatározni a kezdeti eseményeket:

3.2.2.3200. „Az egyedi események minden reális kombinációját figyelembe kell venni a tervezés során - beleértve a külső és a belső eredetű eseményeket is - , amelyek TA2-4 vagy TAK üzemállapothoz vezethetnek. A tervezésnél figyelembe veendő eseménykombinációkat mérnöki megfontolások és valószínűségi elemzések együttes figyelembevételével kell kiválasztani.”

és

3.2.2.3400. „A tervezéshez a feltételezett kezdeti események köréből kiszűrhető:

a) a rendszerek, rendszerelemek meghibásodásából vagy emberi hibából bekövetkező belső kezdeti esemény, ha a gyakorisága kisebb, mint 10^{-5} /év;

b) a telephelyre jellemző külső emberi tevékenységből származó olyan veszélyeztető tényező, amelynek gyakorisága 10^{-7} /évnél kisebb, vagy ha a veszélyeztető tényező forrása olyan távol van hogy igazolható, hogy az atomerőművi blokkra várhatóan nem gyakorol hatást; valamint

a 10^{-4} /évnél kisebb gyakorisággal ismétlődő természeti eredetű külső hatás által keltett veszélyeztető tényező vagy olyan természeti eredetű külső veszélyeztető tényező, amelyekre igazolható, hogy nem képesek fizikailag veszélyeztetni az erőművet.”

és

3.2.2.3500. „Több blokkos atomerőművi telephelyen az atomerőmű egésze és a blokkok tervében figyelembe kell venni, hogy egyes külső veszélyeztető tényezők egyidejűleg érinthetik az atomerőmű minden blokkját.”

és

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

3.2.2.3510. „Több blokkal rendelkező atomerőmű esetében a tervezés során vizsgálni kell a blokkok által közösen alkalmazott biztonsági rendszerek közös okú meghibásodásának lehetőségét.”

3.2.2.3600. „Olyan telephely esetén, ahol több atomerőművi blokk is üzemel, vagy amelynek közelében más nukleáris létesítmény is üzemel, elemezni kell a létesítmények egymásra gyakorolt hatását a létesítmények valamennyi üzemállapotában és a feltételezhető összes veszélyeztető tényező által létrehozott körülmények között. A kölcsönhatások elemzésénél a létesítési, üzembe helyezési és a leszerelési életciklus szakaszokat is figyelembe kell venni.”

és

3.2.2.3800. „A mélységben tagolt védelem elvével összhangban, a tervezési alap kiterjesztéseként a TAK üzemállapotokat eredményező eseményeket olyan terjedelemben kell kiválasztani és figyelembe venni, hogy, a 3.2.4.0600. pontban, és a 3.2.4.0900. pontban meghatározott valószínűségi biztonsági kritériumok teljesíthetők, az ésszerűen megvalósítható megelőző vagy a következményeket enyhítő intézkedések meghatározhatók és alkalmazhatóak legyenek. A figyelembe veendő TAK üzemállapotokat eredményező eseményeket és eseménykombinációkat determinisztikus elemzésekkel, valószínűségi módszerekkel és mérnöki megfontolásokkal kell kiválasztani. A biztonság igazolására szolgáló elemzéshez a módszerek közül a vizsgált esetnek leginkább megfelelőt vagy azok leginkább megfelelő kombinációját kell alkalmazni.”

3.2.2.3810. „A TAK elemzésnek az összes elérhető, validált adatot figyelembe kell vennie, és ha lehetséges, kapcsolatot kell teremtenie a veszélyeztető tényezők súlyossága, így különösen nagysága, időtartama, valamint előfordulásának gyakorisága között. Ha lehetséges, meg kell határozni a veszélyeztető tényezők maximális, még megalapozott mértékű súlyosságát.”

3.2.2.3900. „A tervezési alap kiterjesztésénél legalább az alábbiakat figyelembe kell venni, feltéve, hogy a tervezési alapnak nem képezi részét és az adott erőműtípusra értelmezhető:

- a) teljes feszültségvesztés,
- b) a TA2 üzemállapot során szükséges reaktor leállítási funkciót ellátó rendszerek elvesztése,
- c) gőzvezeték-törés a gőzfejlesztő hőátadó felületének járulékos sérülésével,
- d) a konténment megkerülésével közvetlen környezeti kibocsátáshoz vezető események,
- e) teljes tápvízvesztés,

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

- f) hűtőközegvesztés valamelyik zóna-üzemzavari hűtőrendszer-típus teljes elvesztésével,*
- g) szabályozatlan szintcsökkenés a részlegesen feltöltött hurok melletti természetes cirkulációs üzemállapot vagy átrakás során,*
- h) az alapvető biztonsági funkciót ellátó berendezések egy vagy több segédrendszerének teljes elvesztése,*
- i) az aktív zóna hűtésének elvesztése a maradványhő elvezetése során,*
- j) a pihentető medence hűtésének elvesztése,*
- k) ellenőrizetlen bórhígulás,*
- l) gőzfejlesztő több hőátadó csövének egyidejű törése,*
- m) egy feltételezett kezdeti esemény kezeléséhez hosszú távon szükséges biztonsági rendszerek elvesztése,*
- n) a végső hőelnyelő elvesztése,*
- o) üzemanyag-olvadással járó egyéb események.”*

3.2.2.3910. „A TAK1 üzemállapothoz vezető események kiválasztásánál minden olyan eseményt vagy eseménykombinációt figyelembe kell venni, amelyekről nem lehet nagy bizonyossággal megállapítani, hogy rendkívül alacsony a bekövetkezési valószínűségük és olyan állapotokhoz vezethetnek, amiket nem vettek figyelembe a tervezési alapban. Az események kiválasztásánál figyelembe kell venni:

- a) a lehetséges üzemállapotok során bekövetkező eseményeket,*
- b) a belső és külső veszélyeztető tényezők hatására bekövetkező eseményeket,*
- c) közös okú meghibásodásokat,*
- d) a közeli nukleáris létesítmények hatását, több blokkal rendelkező telephely esetén a blokkok egymásra hatását, valamint*
- e) azon eseményeket, amelyek valamennyi közeli létesítményt érinthetnek, a közöttük feltételezhető kölcsönhatásokkal együtt.”*

A fenti események tekintetében az elemzések számára a tervezési folyamatból adódó információ, hogy mely esetekre kell determinisztikus biztonsági elemzést végezni, továbbá hogy ezek az esetek a reaktor mely állapotaiban léphetnek fel. A folyamatok valószínűségi értékelésében lényeges az időpont, valamint az elmaradt automatikus és emberi beavatkozások vizsgált kombinációja.

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

3.2.2.4700. „Az atomerőművi blokk tervezése során azonosítani kell a TA2-4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményeket. Konzervatív módszerekkel meg kell határozni az események nukleáris biztonság szempontjából fontos rendszerekre és rendszerelemekre kifejtett hatásait. A kezdeti események reprezentatív csoportokba sorolhatók. A tervezési követelményeket, a figyelembe veendő hatásokat, eseményeket és határértékeket csoportonként, burkoló elv alapján is meg lehet határozni.”

A kezdeti eseményeket, függetlenül attól, hogy a tervezési alapba sorolt vagy komplex üzemzavarnak tekintett eseményről van szó, reprezentatív csoportokba szokás besorolni. Ezek a csoportok általában a következők:

1. a szekunderoldali hőelvonás növekedése
2. a szekunderoldali hőelvonás csökkenése
3. a primerköri hűtőközeg-forgalom csökkenése
4. reaktivitás üzemzavarok és a teljesítmény-eloszlás anomáliái
5. a reaktor hűtővíz mennyiségének növekedése
6. a reaktor hűtővíz mennyiségének csökkenése
7. radioaktív kibocsátás alrendszerekből és komponensekből
8. ATWS események.

Az első hat csoport a reaktor különböző belső eredetű üzemzavarainak (3.2.2.3100. a)-o) események) csoportosítására használható. A hetedik csoport a fűtőelemkezelés (3.2.2.3100. p) események), valamint a tároló és szállító eszközök üzemzavarait fogja össze (beleértve a fűtőelemek tárolását és szállítását, valamint a radioaktív anyagok tárolását). A nyolcadik csoport azokat a TA2 üzemállapotra vezető üzemzavarokat tartalmazza, amelyek során az abszorbensrudaknak reaktorzónába való - a folyamat által indukált - beesése valamilyen okból nem következik be. A külső események, valamint a 3.2.2.3100. q)-t) belső eredetű események által kiváltott, determinisztikusan elemzendő üzemzavarokat nem szükséges a fenti csoportokba besorolni.

A kezdeti események bekövetkezési valószínűség szerinti kategorizálása a tervezési folyamatban történik meg. Ez a kategorizálás a későbbiekben, a megvalósuló berendezésre vonatkozó valószínűségi elemzések változásával valamelyest maga is változhat.

Bármilyen elemzési mód esetében igazolandó, hogy az üzemzavar még a legsúlyosabb egyszeres meghibásodás (lásd az 5.1.3. alfejezetet) fellépése mellett is teljesülnek a besorolási kategóriának megfelelő elfogadási kritériumok. Ez egyszersmind azt is jelenti, hogy a többi, beláthatóan

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

enyhébb egyszeres meghibásodással jellemzett eseménylánc esetén a kritériumok ugyancsak teljesülnek. A többszörös meghibásodás már komplex üzemzavart jelent, amelyeket másképpen kell kezelni (lásd alább).

Az üzemzavarok lefolyásának kvalitatív ismeretében, vagy a korábbi hasonló elemzések alapján sokszor megállapítható, hogy az azonos csoportba és azonos kategóriába sorolt üzemzavarok közül általában, vagy egy konkrét elfogadási kritérium szempontjából melyik súlyosabb a másiknál (pl. egy vagy két turbina kiesése). Ilyen esetekben elegendő a súlyosabb üzemzavart elemezni (burkoló-elv). Magasabb kategóriába sorolt üzemzavar elemzése azonban csak akkor majorálhatja egy alacsonyabb kategóriába sorolt üzemzavar elemzését, ha a magasabb kategóriájú üzemzavarra igazolható az alacsonyabb kategóriájú üzemzavarra vonatkozó elfogadási kritériumok teljesülése.

A kezdeti események a reaktor különböző állapotaiban következhetnek be, ami jelentősen megnöveli az elemzendő esetek számát. Amennyiben kimutatható, hogy a reaktor különböző állapotai közül valamelyikben bekövetkező kezdeti esemény súlyosabb következményekre vezet, mint ha ez az esemény más reaktorállapotokban következik be, úgy elegendő a súlyosabb következményekre vezető üzemzavari folyamat elemzése.

5.3. Reálisan konzervatív elemzések

5.3.1. Bevezetés

A reálisan konzervatív elemzések során a folyamatokat konzervatív kezdeti- és peremfeltételek mellett szükséges vizsgálni. Az adott üzemzavari folyamatra meghatározzák a vizsgált elfogadási kritérium szempontjából legkedvezőtlenebb kezdeti- és peremfeltételeket, és a vizsgálatot ezek mellett a paraméterek mellett végzik el. A konzervativizmus változhat az elemzés jellege szerint, vagyis aszerint, hogy az adott elemzés célja melyik gát (fűtőelem burkolat, primerkör, konténment) épségére, vagy a radioaktív kibocsátásokra és azok egészségügyi hatásaira vonatkozó kritériumok vizsgálata. Minden esetben az elemzés céljának megfelelő konzervatív feltételezéseket kell tenni.

A konzervatívan megválasztandó paraméterek szélsőértékeit a Kézikönyvben rögzítik. A vizsgálat tárgyát képező üzemzavar jellegétől ill. a vizsgálandó kritériumtól függ, hogy egy paraméter minimális vagy maximális értéke biztosítja-e a konzervativizmust. Annak érdekében, hogy az elemzések az összes lehetséges kampányt és annak valamennyi szakaszát lefedjék, az

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

elemzésekben ún. keretparamétereket lehet használni (lásd 5.3.2. szakasz). A konzervatív paraméter-választást az elemzési jelentés tartalmazza.

Nem szükséges egyszerre valamennyi paraméter konzervatív választását megkövetelni, ha azok bekövetkezése egyidejűleg fizikailag nem lehetséges.

Az alábbiakban a reálisan konzervatív elemzésekkel kapcsolatos NBSZ-pontokkal kapcsolatos ajánlások kapnak helyet.

3.2.3.0900. „A TA2-4 üzemállapotot eredményező események elemzése során csak a biztonsági funkciót megvalósító rendszerek működését szabad figyelembe venni. Ezeknek a rendszereknek a teljesítményét a vizsgált folyamat szempontjából lehetséges legkedvezőtlenebb mértékűnek kell feltételezni. Az eseménysorra hatással bíró nem biztonsági funkciót megvalósító rendszerek, rendszerelemek működését akkor kell feltételezni, ha azok működése súlyosbítja a kezdeti esemény hatását.”

A nemzetközi szokásoknak megfelelően a tervezési üzemzavarokat teljes feszültségkiesés feltételezésével is elemzik, ui. szükséges annak bizonyítása, hogy az elfogadási kritériumok akkor is teljesülnek, ha a biztonsági rendszerek működtetése a biztonsági sínekről történik, vagyis a külső betáplálás elvesztésének esetén, ha a biztonsági rendszerek áramát belső (pl.: diesel generátor) forrásból biztosítják.

Fel kell tételezni, hogy a legnagyobb értékességű szabályzó köteg a védelmi működést követően nem esik be a zónába.

3.2.3.1100. „A TA2 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményeket az üzemállapot során szükséges leállítási funkciót ellátó rendszerek elvesztésével is elemezni kell. Az értékelés során az elemzett esetre a kombinált kezdeti eseményre vonatkozó kritériumokat kell használni.”

Ezekben az elemzésekben ugyanazokat a módszereket kell használni, mint a többi tervezésen túli folyamatra vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzésben.

3.2.3.1300. „A TA2-4 üzemállapotot eredményező események elemzéseiben kezelői beavatkozásokat csak konzervatíván meghatározott időszükséglet alapján lehet figyelembe venni. 30 percnél rövidebb időtartamon belül feltételezett kezelői beavatkozások esetén a bizonytalanságokat is meghatározó elemzésnek kell igazolnia, hogy a feltételezett kezelői tevékenységek végrehajthatók a rendelkezésre álló idő alatt.”

Néhány esetben előfordulhat, hogy a determinisztikus biztonsági elemzések szerint egy TA2-4 üzemállapotra vezető esemény 30 percnél rövidebb idő alatt olyan helyzetet okoz, amikor az elfogadási kritériumok valamelyike nem

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

teljesül. Ekkor az engedélyes olyan jól megalapozott kezelési utasítást dolgoz(tat) ki, amely az adott időpont előtt nagy megbízhatósággal végrehajtható. A kezelési utasítás megalapozásának részét képezi egy olyan determinisztikus biztonsági elemzés, amely figyelembe veszi a kezelési utasítás hatásait.

5.3.2. A keretparaméterek

A reaktorfizikai keretparaméterek a biztonsági elemzések eredményeit érdemileg meghatározó olyan mennyiségek minimális és/vagy maximális értékei, amelyek korlátozása többek között azért lett bevezetve, hogy az elemzéseket lehetőség szerint ne kelljen minden átrakás előtt megismételni, hanem azok a jövőbeli kampányok egy egész sorozatára érvényesek maradjanak. Annak ellenőrzését, hogy az új, átrakás utáni zóna teljesíti-e a reaktorfizikai keretparaméterek által meghatározott feltételeket, minden kampány előtt a zónatervezési számítások során ellenőrzik. Ennek megfelelően a reaktorfizikai keretparaméterek konkrét értékei célszerűen figyelembe veszik az egyes kampányok különbözősége által okozott eltéréseket és a zónatervezési számítás bizonytalanságait.

Mint a fentiekből is látszik, a keretparaméterek megadása bizonyos mértékig önkényes. Egyrészt kellő konzervativizmussal kell őket megválasztani, hogy a jövőbeni töltetek jellemzői a keretek között maradjanak, másrészt a túlzott konzervativizmust korlátozzák a biztonsági elemzések elfogadási kritériumai, valamint az, hogy a modellnek még konzervatív paraméterek mellett is fizikailag reálisnak kell maradnia.

Bizonyos reaktorfizikai keretparaméterek meghatározásához a pont-kinetikai modellben szereplő paramétereket használják fel. A zóna viselkedését még aszimmetrikus tranziens esetén is a kezdeti stacionárius állapot pont-kinetikai paraméterei alapvetően befolyásolják. Ezért adott átrakási stratégia mellett a kezdeti, stacionárius állapothoz tartozó a pont-kinetikai mennyiségek keretparaméterként való felhasználása indokolt. Az átrakási stratégia lényeges megváltozása esetén ugyanakkor szükségessé válik azoknak az elemzéseknek az újbóli elvégzése, amelyek a tranziens aszimmetrikus volta miatt nem a pont-kinetikai modell felhasználásával készültek.

A fentieknek megfelelően a reaktorfizikai keretparaméterek a pont-kinetikai modell alábbi típusú mennyiségei lehetnek:

- a) adott kezdeti állapotokból induló üzemzavarokra jellemző reaktivitás értékek, vagy azokkal kapcsolatos mennyiségek (pl. nem tervezett módon mozgó abszorbensek értékességei),

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

- b) adott kezdeti állapotokból induló üzemzavarok elhárításával, vagy elháríthatóságával kapcsolatos reaktivitás értékek (pl. lezárási reaktivitás),
- c) adott kezdeti állapotot jellemző reaktivitás érték, vagy azzal kapcsolatos mennyiség (pl. tartalék reaktivitás),
- d) reaktivitás tényezők különböző kezdeti állapotokban,
- e) effektív későneutron hányadok.

A reaktorfizikai keretparaméterek „teljessége” egyrészt azt jelenti, hogy a pont-kinetikai egyenletekben szereplő összes lényeges paraméterre korlátozást kell tenni, másrészt eközben az összes kezdeti eseményt és kezdeti állapotot figyelembe kell venni, tehát szükség van a tervezési alap kimerítő, felsorolásszerű áttekintésére, valamint minden egyes tranziens esetén az azt érdemileg befolyásoló reaktorfizikai mennyiségek azonosítására.

A reaktorfizikai keretparaméterek másik csoportja a pontmodellnek azzal a fogyatékoságával kapcsolatos, hogy az elfogadási kritériumoknak nem a zónára átlagosan, hanem annak minden fűtőelemére, fűtőelem-darabjára teljesülniük kell, ráadásul nemcsak egy adott zónára, hanem (az adott átrakási stratégián belül) a jövőben elképzelhető összes zónára. Ez a cél a teljesítmény lokális korlátozásaival úgy érhető el, ha az elemzések során feltételezzük, hogy a normál üzemi lokális teljesítmény-korlátokat az üzemzavar kezdeti állapotában éppen elértük. A modellezés szükséges térbeli részletezettségének megfelelően az adott térrészben (pl. pontmodell esetén az egész zónában, vagy háromdimenziós modellezés esetén a nódusokon belül) ezután a tranziens alatt feltételezzük az eloszlás változatlanóságát. (Nódus alatt általában az axiális felosztás szerinti kötegszakaszokat értjük.) A névlegesnél kisebb teljesítményeken az egyenlőtlenségek a visszacsatolások csökkenése miatt nőnek. Az innen induló elemzésekben ezt a „természetes” növekedést részletes háromdimenziós visszacsatolások segítségével figyelembe vesszük, tehát a korlátozást ilyenkor is az biztosítja, hogy a zónatervezés során névleges teljesítményen a teljesítmény lokális korlátozásait betartottuk.

Egyes esetekben az erőmű védelmét már a szubkritikusság fennállása önmagában is biztosíthatja, ilyenkor a lokális teljesítménnyel kapcsolatos fenti korlátozások elhagyhatók.

A fenti elvek gyakorlatbeli alkalmazhatósága érdekében fel kell használni, hogy amennyiben egy fizikai mennyiséget korlátozunk a zónának egy adott állapotában, akkor az sok esetben (az adott átrakási stratégián belül)

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

elégségesen jó közelítéssel mindig azonos módon korlátoz egy másik állapotban is. Emiatt a zónatervezés során ellenőrizendő reaktorfizikai keretparaméterek száma csökkenthető.

A keretparaméterek és azok rendszerének ellenőrzésére és szükség szerinti módosítására akkor kerül sor, ha az üzemanyag, vagy annak alkalmazásával kapcsolatos stratégia jelentősen változik. Két biztonsági elemzés között, azonos stratégia és üzemanyag alkalmazásakor az egyes töltetek megfelelőségét úgy igazoljuk, hogy tervezési számítások, részben mérések segítségével bemutatjuk: a töltet jellemzői belül vannak a korábban meghatározott keretrendszeren.

Nyomottvizes reaktorok (tehát pl. VVER reaktorok) esetén legalább az alábbi keretparaméterekre van szükség:

- a) a reaktor maximális hőteljesítménye,
- b) maximális lineáris hőteljesítmény,
- c) maximális pálcateljesítmény,
- d) maximális köteg-teljesítmény,
- e) maximális pálcá-, kazetta- és tablettakiégés,
- f) moderátor hőmérséklet szerinti reaktivitás tényező,
- g) fűtőelem hőmérséklet szerinti reaktivitás tényező értéke,
- h) bórsav koncentráció szerinti reaktivitás tényező értéke,
- i) lezárási reaktivitás,
- j) tartalék reaktivitás,
- k) egy abszorbens rúd maximális értékessége a reaktor különböző állapotaiban,
- l) a szabályzó abszorbens csoport(ok) maximális és minimális értékessége,
- m) reaktivitási hőmérséklet maximális értéke,
- n) az üzemzavari védelem hatékonyság minimális értéke,
- o) későneutron hányad minimális értéke a kampány elejére és végére,
- p) szubkritikusság az átrakás és próbák alatt,
- q) leállási bórsav koncentráció előírt értéke a leállítás után eltelt idő és a hőhordozó hőmérsékletének függvényében.

5.4. Legjobb becslésű elemzések

A reálisan konzervatív elemzések mellett teret kaphatnak legjobb becslésű elemzések. A legjobb becslésű elemzések azon túlmenően, hogy legjobb becslésű számítógépi kódokkal történnek, a rendszertechnikai jellegű paraméterek legjobb becslésű értékeit használják azok konzervatív szélsőértékei helyett. Pesszimista feltételezésként indokolt az 5.3.2. szakaszban tárgyalt keretparaméterek használata. Az ilyen elemzések önmagukban alkalmazhatóak a tervezési alap kiterjesztéséhez tartozó eseményláncok elemzésére. A tervezési alapba tartozó üzemzavarok esetében a módszert olyan esetekben célszerű alkalmazni, amikor a reálisan konzervatív módszerrel nehezen bizonyítható az elfogadási kritériumok teljesülése. Megjegyzendő, hogy a valószínűségi biztonsági elemzések keretében annak vizsgálatára, hogy az egyes eseményláncok a sikerkritériumot teljesítik-e vagy sem, ugyancsak legjobb becslésű determinisztikus elemzések alkalmazhatóak.

A biztonsági elemzések során alapvetően kétféle bizonytalanságról szokás beszélni:

1) Aleatorikus (véletlenszerű) bizonytalanság

Aleatorikus bizonytalanságról akkor lehet beszélni, amikor olyan eseményeket vagy fizikai folyamatokat kell modellezni, amelyek véletlenszerű vagy más néven sztochasztikus módon mennek végbe, emiatt valószínűségi modelleket kell használni leírásukra. Ilyen jellegű bizonytalanság a blokk gyártási adatainak (pl. a fűtőelem-pálca gyártási adatainak) bizonytalansága, valamint a blokk üzemeltetési adatainak (pl. a zóna belépő hőmérséklet) bizonytalansága. Ezeket a bizonytalanságokat a legjobb becslés + bizonytalansági elemzés ezeket figyelembe veszi az elemzések elfogadási kritériumai teljesülésének értékelésekor.

2) Episztemikus (ismeretekre vonatkozó) bizonytalanság

Az episztemikus bizonytalanság a determinisztikus számítási modellben való bizalom mértékét jellemzi, és az elemző véleményét tükrözi arra vonatkozóan, hogy a modell milyen hűen reprezentálja a tényleges rendszert. Másképpen az aktuális tudásszint bizonytalanságának is nevezhető. A folyamatokat leíró modellek fő paramétereinek bizonytalansága episztemikus bizonytalanság, amit a legjobb becslés + bizonytalansági elemzések során figyelembe kell venni.

Az aleatorikus és episztemikus bizonytalanságok kezelése általában nem választható el egymástól, az elemzési eredmények és az elfogadási

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

kritériumok összevetése során az aleatorikus és az episztemikus bizonytalanságokat együtt lehet kezelni.

Az útmutatónak nem célja a valószínűség számítás tudományos ismertetése, ebben a tekintetben csak a témakör szerteágazó szakirodalmára lehet utalni. A legjobb becslésű elemzések sorozata, miközben az input-paramétereket saját bizonytalansági sávjukon belül variálják, lehetővé teszik az elfogadási kritériumokkal összevethető számított mennyiségek bizonytalanságának becslését. A rendszertechnikai jellegű és a modellekben szereplő paraméterek valószínűség-eloszlását és bizonytalansági sávját előzetesen meg kell állapítani. Az ezekre vonatkozó információt a Kézikönyvek rögzítik. A kétféle bizonytalanság-típust a becslés során egységesen lehet kezelni. Az elfogadási kritériumok paraméterei legjobb becslésű értékének és az adott valószínűséghez és adott konfidencia-szinthez tartozó szélsőértékének becsléséhez a szakirodalom alapján megválasztott megfelelő statisztikai módszert célszerű alkalmazni. A statisztikai kiértékelés során különösen nagy figyelmet kell szentelni a valószínűségi eloszlásoknak és a különböző paraméterek közt fennálló korrelációknak.

A számítások eredményét befolyásoló bizonytalanságok forrásai között mindenképpen szükséges figyelembe venni az alábbiakat:

- a) az alkalmazott fizikai modell korlátaiból eredő pontatlanság,
- b) a kezdeti- és peremfeltételek bizonytalansága,
- c) a geometriai modellezés bizonytalansága,
- d) a numerikus megoldás közelítő volta,
- e) számítógépi hardver/fordítóprogram hatás,
- f) felhasználói hatás (a nodalizáció, az esetleges opciók, az időlépés megválasztása jelentős mértékben befolyásolhatja az eredményt),
- g) a léptékhatásból eredő bizonytalanság (a viszonylag kisméretű mérési berendezések segítségével felállított korrelációk érvényessége sok esetben kérdéses az erőmű léptékű folyamatokra).

Az első két bizonytalanság-forrást a fent említett statisztikai módszerekkel lehet kezelni. A többi bizonytalanság-forrás értékelése nem történhet statisztikai alapon, az e források által okozott bizonytalanságok szisztematikus jellegűek. Ezek egy részét lehetőség szerint vagy teljesen ki kell szűrni, vagy hatásukat minimalizálni kell. Az egyes hatásokból eredő szisztematikus hiba számszerűsítése a bizonytalanság értékelésének részét képezi.

6. A VIZSGÁLT FIZIKAI FOLYAMATOK MODELLEZÉSÉVEL KAPCSOLATOS AJÁNLÁSOK

Az elemzések során különböző folyamatokat kell vizsgálni, modellezni. Ezek lényegében reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelemviselkedési folyamatok, valamint az aktivitáskikerülés és -terjedés folyamatai:

- a) a reaktorban lejátszódó reaktorfizikai folyamatok modellezése,
- b) a primer- és szekunderkörben lejátszódó termohidraulikai folyamatok modellezése,
- c) a reaktor forrócsatornájában lejátszódó termohidraulikai folyamatok modellezése,
- d) a reaktor fűtőelemeiben lejátszódó termomechanikai folyamatok modellezése,
- e) a konténmentben lejátszódó termohidraulikai és hidrogénterjedési folyamatok modellezése,
- f) az aktivitás kikerülésének és terjedésének modellezése a fűtőelemtől a primerkörön és a konténmenten (vagy bypass-útvonalakon) keresztül a légkörbe, a légköri terjedés modellezése, a dózisos becslése a létesítmény helyiségeiben és a környezetben.

6.1. Reaktorfizika

A reaktorfizikai számítások során elégséges terjedelemben és ismert pontossággal meg kell határozni a neutron és gamma fluxust (tér és energia függés szerint), valamint a hasadások következményeképpen keletkező időfüggő hőforrást ahhoz, hogy az anyagi tulajdonságok, a kiégés, az izotóp-összetétel, a hőmérsékletek, mindezek változásai további modellek felhasználásával kiértékelhetőek legyenek. Ezen kívül a tároló és szállító eszközök, valamint a leállított reaktor esetén reaktorfizikai számításokkal meghatározandó a szubkritikuság mértéke, annak számítási bizonytalansága. A reaktor statikus reaktorfizikai számításainak képesnek kell lenniük a reaktivitás és a reaktivitás-tényezők kiértékelésére. A neutron fizikai modelleknek számot kell tudniuk adni arról, hogy az általuk kiszámolt mennyiségek hogyan függenek az anyagi és geometriai tulajdonságoktól, a kiégéstől és az izotóp-összetételtől és a hőmérsékletektől, mindezek változásaitól. Amennyiben a fenti visszacsatolások hatásait, vagy azok egy részét technikai okokból on-line módon nem veszik figyelembe, akkor biztonsággal kapcsolatos számítások esetén bizonyítandó, hogy ennek az elhanyagolásnak a hatása konzervatív. A közelítő eljárásoknak (nodalizáció,

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

energia szerinti kondenzáció, időfüggéssel kapcsolatban elhagyott tagok) vagy a nemzetközileg elfogadott igazolt eljárásokon kell alapulniuk, vagy speciális esetekben a konzervativizmus igazolandó. Aszimmetrikus, vagy lényeges helyfüggéssel rendelkező folyamatok modellezése során az egész zóna reaktorfizikai számításait három dimenzióban kell elvégezni.

Bevált és igazolt gyakorlat a neutronfizikai számítások szintekre való bontása. Ez azon a tapasztalaton alapul, hogy a kisebb kiterjedésű régiók (cella, kazetta) neutron spektrumát a távolabbi környezet kis mértékben befolyásolja, ezért az így kapott hatáskeresztmetszet adatok a nagyobb régiók (pl. a teljes aktív zóna) számítására alkalmasak. A legrészletesebb energia szerinti felosztás – 10000-30000 energia csoport – a rezonanciák önárnyékoló hatásának figyelembevételéhez szükséges. A fentiekkel összhangban ehhez elegendő az adott fűtőelem pálca és annak nem túl tág geometriai környezetének vizsgálata. A spektrális számítások során egy olyan energia szerinti felosztást lehet alkalmazni, ahol az energia-csoportok száma 50-100. Ez a felosztás alkalmas a vizsgált heterogén régió belüli néhány csoport állandók és albedók meghatározására. Végül a vízzel moderált reaktorok aktív zónája akár néhány energia-csoportban is számolható diffúziós közelítésben.

Az adott reaktorra meghatározzák a biztonsági elemzések eredményeit alapvetően befolyásoló, reaktorfizikai jellegű kiindulási paraméterek listáját, azok burkoló értékeit, vagyis a „reaktorfizikai” keretparamétereket (lásd részletesebben az 5.3.2. alfejezetben), melyeken belül maradva a zóna tervezése (és monitorozása) során még a normál üzemben korlátozhatók a később esetleg bekövetkező üzemzavarok következményei. Ezek a reaktivitás tényezők, a reaktivitás értékek és a teljesítmény egyenlőtlenségi tényezők. Használatuk lehetővé teszi, hogy az üzemzavarok elemzéseit ne kelljen minden átrakás előtt megismételni. Továbbá a keretparaméterek meghatározásánál a számítási bizonytalanságok is figyelembe veendőek.

Rendelkezésre állnak, és dokumentáltak a reaktorfizikai számítások eredményeinek bizonytalanságai. A számítási bizonytalanságok forrásai a hatáskeresztmetszetek, a geometriai és összetétel adatok bizonytalanságai, valamint az ún. modell bizonytalanságok, ami alatt a közelítések (pl. diffúziós közelítés) által okozott bizonytalanságot kell érteni. A bizonytalanságokat vagy a primer adatok bizonytalanságaiból kiindulva, azok terjedésének nyomon követésével, vagy közvetlenül a validálási eredményekből származtatják. Az első esetben is szükség van validálásra, ilyenkor a validálás funkciója, hogy igazolja, hogy a primer adatok és a modellezés közelítéseiből származtatott bizonytalanságok helytállóak. A bizonytalanságból

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

származtatott biztonsági sávok (pl. „mérnöki tényezők”) valószínűségi jellemzőit számszerűsítik (pl. „konfidencia szint”, „valószínűség”).

A validáláshoz felhasználgják az adott reaktor-típusra érvényes

- a) matematikai tesztfeladatokat (főleg a modellezési bizonytalanságok meghatározása céljából),
- b) „zéró teljesítményű” kritikus rendszereken végzett mérések eredményeit,
- c) az adott reaktor-típuson végzett indítási méréseket (pl. reaktivitás tényezők, abszorbens értékek),
- d) üzemviteli adatokat (pl. kritikus bórsav-koncentráció, a zónamonitorozás mérései).

Ha a bizonytalanságokat a primer adatok bizonytalanságainak terjedésével határozzák meg, akkor legalább az alábbi adatok bizonytalanságait veszik figyelembe és dokumentálják:

- a) az üzemanyag pálca hosszúsága, a reaktorban lévő összes pálca együttes hossza,
- b) az üzemanyag tabletták dúsítása,
- c) az üzemanyag pálcák gadolínium tartalma,
- d) a tabletták külső átmérője,
- e) a tablettákban lévő furat átmérője,
- f) a tabletták magassága,
- g) az üzemanyag tabletták sűrűsége,
- h) a pálcaburkolat külső átmérője,
- i) az üzemanyag kazetta falának vastagsága,
- j) a pálcák távolsága (pálca rácsosztás),
- k) a kazetták közötti távolság,
- l) az üzemanyag kazetta kulcsmérete (laptávolság),
- m) a kazetták közötti vízrés,
- n) a központi és vezető csövek átmérője,
- o) az üzemanyag és reaktor állapotát leíró paraméterek (állapot jellemzők) valószínűségi sűrűség függvényei,
- p) a reaktor teljesítménye,
- q) a moderátor hőmérséklet,

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

- r) az üzemanyagpálca hőmérséklete,
- s) a bórsav-koncentráció.

Bár az alábbi NBSZ-pontok igazolása alapvetően a tervezés feladata, a fentiekben említett reaktorfizikai számításokat felhasználják az igazolás során:

3.4.1.0100. „Az aktív zóna szerkezetének, az atomreaktor belső elemeinek tervezésekor figyelembe kell venni az összes lehetséges őket érő hatást. Különös tekintettel a besugárzás, a kémiai és fizikai folyamatok, a statikus és dinamikus mechanikai terhelések, a hőmérséklet okozta deformációk és feszültségek, és a gyártási tűrések, valamint az élettartam során létrejövő változások figyelembevételével kell igazolni a biztonságos üzemképességet.”

A terhelések egy része és a besugárzás mértékének becslése reaktorfizikai számításokból származik. E számítások során ugyanazt a számítási apparátust célszerű használni, mint a biztonsági elemzések során.

Az adott NBSZ pont kielégíthetőségéhez szükséges, hogy megfelelő módszer álljon rendelkezésre a reaktor-aknában és a reaktor-kosárban érvényes neutron és gamma fluxus meghatározására. Célszerű ezeket az értékeket ugyanazokból a Monte Carlo, vagy transzport számításokból származtatni, melyekből a tartály fluens származik. Az utóbbi számítás validáltsága biztosítja egyben a reaktor belső elemeire vonatkozóét is.

A reaktorfizikai számításoknak képesnek kell lennie a hőforrás és a kiégés eloszlásainak meghatározására különböző nodalizációs szinteken, kezdve a pálcán belüli tablettá szintű eloszlástól egészen a köteg szintig mind stacionárius, mind dinamikai folyamatok esetén. A neutronfizikai modelleknek számot kell tudniuk adni arról, hogy az általuk kiszámolt mennyiségek hogyan függenek az anyagi és geometriai tulajdonságoktól, a kiégéstől és az izotóp-összetételtől és a hőmérsékletektől, mindezek változásaitól. Amennyiben a fenti visszacsatolások hatásait, vagy azok egy részét technikai okokból on-line módon nem veszik figyelembe, akkor biztonsággal kapcsolatos számítások esetén bizonyítandó, hogy ennek a közelítésnek a hatása konzervatív. Nemcsak a pálcán belüli tablettá szintű hőforrást kell meghatározni, hanem azt a részt is, ami közvetlenül a hűtőközegben jelenik meg. A kúszás mértékének kiszámítása érdekében szükséges meghatározni a burkolatban érvényes neutronfluxust is.

3.4.1.0500. „Az atomreaktort és az aktív zónát úgy kell kialakítani, hogy a TA1-4 üzemállapotot eredményező események esetén az atomerőművi blokk rendszereinek, rendszerelemeinek mechanikai meghibásodásai és az

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

atomreaktor hűtőközegének fizikai viselkedése ne akadályozhassák meg az atomreaktor leállítását, szubkritikus állapotban tartását és hűtését.”

A reaktor biztonságos leállíthatósága és szubkritikus állapotban való tartása érdekében bevezetik az alábbi keretparamétereket, és az aktív zónát ezek betartásával alakítják ki:

- a) lezárási reaktivitás,
- b) a rekritikussági hőmérséklet maximális értéke,
- c) az üzemzavari védelem hatékonyságának minimális értéke,
- d) szubkritikusság az átrakás és az ezt követő próbák alatt,
- e) leállási bórsav koncentráció előírt értéke a leállítás után eltelt idő és a hőhordozó hőmérsékletének függvényében.

A fenti első négy tekintetében feltételezik a legértékesebb abszorbens fennakadását. A lezárási reaktivitás keretparaméter definíciója figyelembe kell, hogy vegye a leállítást követően közvetlenül kialakuló hőmérséklet-csökkenést. A leállási bórsav-koncentráció meghatározása figyelembe kell, hogy vegye az ez utáni folyamatokat, a további hőmérséklet csökkenést, a xenon koncentráció egy idő után történő csökkenését.

3.4.1.0600. „Az aktív zónához telepített mérőrendszereknek biztosítaniuk kell az üzemeltetés feltételei és korlátai teljesülésének ellenőrzéséhez szükséges paraméterek elegendő pontosságú, folyamatos meghatározását. A szükséges paramétereket rendszeres időközönkénti mérési információkra alapozottan, vagy mérések és számítások kombinációjával kell biztosítani.”

Annak érdekében, hogy az aktív zóna állapotára vonatkozó feltételezések ellenőrizhetők legyenek, a reaktorfizikai számítások képesek a neutron detektorok azon reakció-gyakoriságainak meghatározására, melyekből a detektor-jelek további modellek felhasználásával származtathatók. A számított és mért jelek összehasonlításait rendszeresen felhasználják a reaktorfizikai számítás validálására is, az összehasonlítás statisztikai jellemzőit dokumentálják.

3.4.1.0700. „Az aktív zóna nukleáris jellemzőinek olyanoknak kell lenniük, hogy hőmérséklet-változások, a hűtőközeg elvesztése, bórhígulás vagy az aktív zóna geometriai változásai a TA1-4 és TAK1 üzemállapotokban nem okozhatnak szabályozhatatlan mértékű reaktivitás-növekedést.”

A neutronfizikai modelleknek megfelelő pontossággal számot kell adniuk arról, hogy az általuk használt paraméterek hogyan függnek a hűtőközeg sűrűségétől, hőmérsékletétől és bórsav tartalmától, valamint a TA1-4 üzemállapotban lehetséges geometriai változásoktól. Ennek megfelelően, az

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

üzemzavarok elemzésére szolgáló reaktorfizikai modellek csoport-állandóit, vagy pontmodell esetén a reaktivitás-görbéit a fenti paraméterek szerint elegendően széles tartományban, elegendően pontosan paraméterezik. Az érvényes paraméter tartományokat és a paraméterezés módját dokumentálják. Az NBSZ pont teljesülése igazolhatóságának érdekében a reaktorfizikai és termohidraulikai modellek között on-line csatolást hoznak létre, és annak megfelelőségét verifikálják.

3.4.1.0800. „Az atomreaktor leállított állapotában és átrakása során biztosítani kell, hogy hasadóanyag vagy abszorbens aktív zónába való bejuttatása, vagy onnan történő eltávolítása során is folyamatosan fennálljon az előírt mértékű szubkritikusság.”

A szubkritikusság számítására szolgáló reaktorfizikai számítás számot ad arról, hogy a zónába újabb hasadóanyag kerülése, illetve onnan abszorbens eltávolítása milyen hatással jár.

3.4.1.0900. „Az aktív zóna és komponenseinek tervezésénél biztosítani kell az aktív zóna stabil, önszabályozó működését, TA1-2 állapotokban valamint a biztonságos leállított állapotban tarthatóságot TA és TAK1 üzemállapotokban.”

A zónatervezésre szolgáló reaktorfizikai számítás számot ad arról, ha egy zónaparaméter kismértékben megváltozik.

3.4.1.1300. „Az atomreaktort leállító védelmi jeleket úgy kell kialakítani, hogy a TA2-4 üzemállapotot eredményező eseményeknél a védelmi működés két különböző, független - egyenként is megfelelő redundanciával mért - fizikai jellemző bármelyikének határérték-túllépése esetén bekövetkezzen. A TA2-4 üzemállapotot eredményező eseményekből eredő eseményláncok kimenetele nem függhet lényegesen attól, hogy melyik fizikai paraméter indítja el a reaktorvédelmet.”

3.4.1.1300. „A reaktorvédelem legyen meghibásodás-védett és legyen képes a szabályozó rendszer nem biztonságos beavatkozását felülrni.”

Az üzemzavar elemzésére szolgáló reaktorfizikai modell képes az ionizációs kamrák árama relatív megváltozásának meghatározására. Aszimmetrikus folyamat esetén ez a zónában 3D modell alkalmazását teszi szükségessé. A fűtőelemeken kívüli tartományt előzetesen Monte Carlo vagy transzport módszerrel szükséges számolni, aminek eredménye alapján kapcsolatot kell teremteni a fűtőelemek fluxusa és az ionizációs kamrák árama között. A hőteljesítményt elegendő részletességgel célszerű meghatározni ahhoz, hogy további modellek alkalmazásával a hőmérők környezetében a hőmérséklet kellő pontossággal meghatározható legyen.

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

A reaktorvédelem funkcionalitását ugyanazzal a determinisztikus elemzési apparátussal célszerű elemezni, mint amit a biztonsági elemzések során használnak. Igazolják, hogy minden üzemzavari folyamat során kialakulnak az ÜV-1 jellegű védelmi jelek, hacsak a szabályozók önmagukban nem fojtják el az üzemzavart. Igazolják, hogy ezek a védelmi működések kellő időben megtörténnek. Ugyancsak igazolják a védelmi jelek diverzitását, azaz azt, hogy amennyiben az üzemzavari folyamatok során az első védelmi jel képzése bármilyen okból elmarad, kellő időben második védelmi jel képződik.

3.4.1.1400. „A reaktivitást szabályozó és az atomreaktort leállító rendszerek megfelelő tervezésével biztosítani kell, hogy a TA1-4 üzemállapotban a nukleáris üzemanyag és hűtőközeg hőmérsékletére, valamint más fizikai paraméterekre vonatkozó biztonsági határértékek túllépése kizárt legyen.”

A neutronfizikai modelleknek megfelelő pontossággal számot kell adniuk arról, hogy az általuk használt paraméterek hogyan függenek a hűtőközeg sűrűségétől, hőmérsékletétől és bórsav tartalmától. Ennek megfelelően az üzemzavarok elemzésére szolgáló reaktorfizikai modellek csoport-állandóit, vagy pontmodell esetén a reaktivitás-görbéit a fenti paraméterek szerint elegendően széles tartományban, elegendően pontosan szükséges paraméterezni. Az érvényes paraméter tartományt dokumentálják. Az NBSZ pont teljesülése igazolhatóságának érdekében a reaktorfizikai és termohidraulikai modellek között on-line csatolást hoznak létre a pontmodell vagy a térfüggő modellek szintjén, és annak megfelelőségét verifikálják.

Rendelkezésre áll olyan validált reaktorfizikai modell, amely képes a pontosan definiált teljesítmény szerinti reaktivitás együttható meghatározására.

Az útmutató nem kíván utat mutatni, hogyan kell definiálni az összes TA2-4, TAK1 üzemállapotra a teljesítmény szerinti reaktivitás együtthatót, ugyanis ez felesleges, és rendkívüli bonyodalmakra vezet. Nyomottvizes reaktorokra - ide tartoznak a VVER típusok is - a teljesítmény szerinti együtthatót elegendő a reaktor első töltete és az átrakások utáni első kritikus, stacionárius állapotokra vizsgálni. A fentiek helyettesíthetők a visszacsatolásokat is figyelembe vevő stabilitás vizsgálattal, aminek TA1-4 és TAK1 üzemállapotokra kell vonatkoznia.

3.6.2.0100. „A friss fűtőelemkötegek számára olyan szállító-, kezelő- és tároló rendszereket, rendszerelemeket kell létesíteni, amelyek:

a) megfelelő biztonsági tartalékkal kizárják a kritikusság létrejöttét

...”

és

3.6.2.0300. „A besugárzott fűtőelemkötegek részére szükséges tárolási kapacitás meghatározásánál biztosítani kell, hogy az atomreaktorban lévő fűtőelemkötegek tervezett kezelési eljárásának megfelelően, minden esetben el lehessen végezni a szükséges mennyiségű fűtőelemköteg atomreaktorból történő kirakását.”

Rendelkezésre állnak olyan validált reaktorfizikai modellek, amelyek alapján a tároló és szállító eszközök szubkritikussága kiszámítható. Erre a célra Monte Carlo módszert szükséges alkalmazni. A számítás figyelembe veszi az összetétel, a geometria és a hatáskeresztmetszet adatok bizonytalanságát, valamint a moderáltság lehetséges megváltozásait. Ezen kívül TA1-4 üzemállapotokban a sokszorozási tényező tekintetében egy további adminisztratív biztonsági sávot szükséges alkalmazni, aminek értéke TA1 üzemállapotban 0,05, TA2-4 üzemállapotokban pedig 0,02, vagyis a bizonytalanságokkal módosított sokszorozási tényezőnek 0,05, illetve 0,02 értékkel alatta kell maradnia a kritikusság elérésére jellemző $k_{\text{eff}}=1,00000$ értéknek, vagyis az nem lehet nagyobb, mint 0,95, illetve 0,98. Az összetétel adatok tekintetében a kiegészítés lehetséges értékeit figyelembe veszik. Előírható és feltételezhető egy minimálisan elérendő kiegészítés is.

6.2. Termohidraulika

A primer- és szekunderkörü termohidraulikai folyamatok elemzésére rendszerkódokat célszerű használni. Ezek jellemzője, hogy a tömeg-, momentum- és hőátadási folyamatokat általában egy-dimenziós közelítésben írják le, esetleg a reaktortartály modellezése történik (közelítő) háromdimenziós megközelítésben. Törekedni kell arra, hogy a fizikai folyamatok leírása legjobb becslésű modellek segítségével történjen, s csak indokolt esetben tartalmazzon a számítógépi modell konzervatív korrelációt. A modell kiterjed az alábbi elemekre:

- a) teljes primerkör, beleértve a szerkezeti elemek megfelelő modellezését is, amelyek hőkapacitása bizonyos üzemzavarok esetében jelentős szerepet játszhat;
- b) egyszerűsített szekunderkör: amennyiben a teljes kör nem kerül modellezésre, biztosítani szükséges, hogy a nem modellezett részek esetleges negatív hatását konzervatív peremfeltételek megadásával pótolják;

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

- c) a reaktorzónát a legtöbb üzemzavar elemzéséhez elegendő több egydimenziós, párhuzamos csatornával s a hozzájuk tartozó fűtőelemekkel modellezni (pl. átlagos, forró kazetta, forró szubcsatorna);
- d) a reaktorkinetikai viselkedést minimálisan pontkinetikai vagy egydimenziós modell írja le;
- e) a védelmi és biztonsági rendszereket teljes egészükben modellezni szükséges;
- f) a szabályozó rendszereket nem szükséges modellezni, de amennyiben hatásuk kedvezőtlenül befolyásolná a vizsgált üzemzavari folyamatot, azt (legalább konzervatív megközelítéssel) figyelembe veszik.

Külön figyelmet fordítanak olyan események modellezésére, amelyek során a reaktortartály gyűrűkamrájában jelentős aszimmetria léphet fel pl. a hidegágakból érkező hűtőközeg forgalmak és/vagy hőmérsékletek eltérő volta miatt (pl. gőzvezeték törés) akár szivattyús üzemben, akár természetes cirkulációs állapotban. Javasolt ilyen esetben – ha a vizsgált kulcsparaméter értéke jelentősen megközelíti az elfogadási kritérium által meghatározott határértéket – a tartályon belüli keveredés pontosabb leírására 3-dimenziós modellt alkalmazni. A 3-dimenziós modell megfelelőségét kísérleti adatokkal szükséges alátámasztani. Amennyiben a keveredés megalapozása CFD számítás segítségével történik, a CFD modell és számítás megfelelőségét a CFD modell validálásával szükséges igazolni. Megengedett azonban a keveredési folyamatok egyszerűsített modellezése (különösen, ha a vizsgált kulcsparaméter értéke távol van az elfogadási kritérium által meghatározott határértéktől, pl. FKSz kiesés esetében), amennyiben az egyszerűsítések konzervatív volta bizonyítható.

A hűtőközvegvesztéses üzemzavarok elemzése során mindenképp figyelembe veszik az alábbiakat:

- 1) A törésméret helyének és méretének vizsgálatával szükséges meghatározni a legkedvezőtlenebb esetet.
- 2) A törésen kiáramló mennyiség meghatározásánál különös figyelmet szentelnek a modell-bizonytalanság ill. a konzervativizmus megválasztásának.
- 3) Fontos a nodalizáció megfelelő megválasztása különösen az alábbi helyeken:
 - a) a törés közelében;
 - b) hidegági törés esetén a gyűrűkamrában, az üzemzavari hűtővíz zónaelkerülésének megfelelő figyelembe vétele céljából;

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

- c) a felső keverőtérből a zónába történő beáramlás modellezésére, különös tekintettel az üzemzavari hűtővíz bejutására;
- d) a zónában az újranedvesítési folyamat modellezésére;
- e) kisebb méretű törés esetén a zóna felső szakaszában és a gőzfejlesztőkben a hőátadás ill. a primerköri vízszákok hatásának modellezésére.

A nodalizáció megfelelősége tekintetében alapvetően a kódleírásban található ajánlások az irányadóak (lásd 3.2. alfejezet). Amennyiben ezek az ajánlások az adott esetre közvetlenül nem alkalmazhatóak, konkrétan ki kell mutatni, hogy a nodalizáció elért egy olyan finomságot, hogy a további finomítás már nem vezet (az elfogadási kritériumok teljesülése tekintetében) lényegesen eltérő eredményre.

3.6.2.0200. „A besugárzott nukleáris üzemanyag kezelésére, szállítására és tárolására szolgáló rendszerek és rendszerelemek esetében a friss fűtőelemkötegek szállítására, kezelésére és tárolására tervezett rendszerekkel, rendszerelemekkel szemben megfogalmazott követelményeken túl az alábbi követelményeket is teljesíteni kell:

a) minden üzemállapotban biztosítják a maradványhő elvitelét,

...”

Bár az üzemanyag kezelés és szállítás kérdései kívül esnek az útmutató terjedelmén, itt a tárolással kapcsolatosan kell a megfelelő termohidraulikai modellekkel igazolni, hogy a maradványhő elszállítása biztonságosan megvalósítható a pihentető medencében tárolt fűtőelemekből mind normál, mind üzemzavari körülmények között. Az elemzés történhet a folyamatokra validált rendszerkódokkal, vagy speciális kódokkal. Mindegyik esetben igazolják az alkalmazott nodalizáció megfelelőségét, különös tekintettel a természetes cirkulációs állapotokra. Az igazoláshoz CFD számításokat is fel lehet használni, amennyiben azokat kísérleti adatokkal alá lehet támasztani.

Az alábbi pontok tervezési követelményeket fogalmaznak meg, amelyek teljesülését a biztonsági elemzések eredményeivel szükséges igazolni.

3.4.2.0100. „A fővízköri rendszerelemeknek el kell viselniük minden statikus és dinamikus terhelést, amely az atomerőmű TA1-4 és a TAK1 üzemállapotokban ezeket a rendszerelemeket éri úgy, hogy a biztonsági és fizikai gát funkciók - az üzemállapothoz rendelt kritériumok szerint - teljesüljenek.”

3.4.3.0100. „Meg kell határozni, minőségileg és mennyiségileg elemezni kell az atomreaktor aktív zónájában történő hőfejlődés és hőátvitel minden létrejövő formáját. A hőátviteli rendszerek, rendszerelemek segítségével biztosítani kell a

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

szükséges mértékű folyamatos hőelvonást és a végső hőelnyelő-közegbe való eljuttatást."

3.4.3.0200. *„Biztosítani kell az aktív zóna hűtését, és ennek érdekében:*

a) kényszercirkulációt kell biztosítani a megtermelt hő vagy maradványhő elszállítására az atomreaktor névleges teljesítményétől a lehűtött állapotáig; és

b) a fővízkörben elegendő hatékonyságú természetes cirkulációs hűtésről kell gondoskodni, amely biztosítja a maradványhő elvezetését az aktív zónából, a kényszercirkuláció leállított állapotában."

3.4.3.0400. *„A gőzfejlesztőket úgy kell tervezni, hogy azok biztosítsák az atomreaktor megfelelő hűtését a TA1-4 és TAK-1 üzemállapotokban."*

3.4.3.0500. *„TA2-4 üzemállapotok során független és diverz eszközökkel biztosítani kell a maradványhő elvezetését reaktorból, a pihentető medencéből és a konténmentből egyszeres meghibásodás és a teljes feszültségvesztés esetén is. Biztosítani kell, hogy TA2-4 üzemállapotok során sem a fűtőelemre, sem a primerkör nyomástartó berendezéseire és csővezetékeire megállapított határértékek túllépése ne következzen be."*

3.4.7.0100. *„Biztonsági hűtővízrendszerrel kell biztosítani a nukleáris biztonság szempontjából fontos rendszerektől és rendszerelemektől történő hőelvonást, hőmérsékletük terv szerinti szinten tartását normál üzemi és üzemzavari körülmények között. A rendszer tervezésénél egyszeres meghibásodást kell feltételezni."*

Külön érdemes foglalkozni a nyomás alatti hűtés elemzésével, amelyre a következő NBSZ-pont tartalmaz követelményt:

3.2.3.1200. *„A TA1 üzemállapotban fellépő igénybevételekre, nyomáspróbákra, a TA2-4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményekre, valamint bármely, 10^{-5} 1/év-nél gyakoribb eseménylánc során kialakuló nyomás alatti hűtésre elemezni kell a reaktortartály integritására vonatkozó megfelelőségi kritériumok teljesülését."*

Bár a ridegtörés elemzése és a reaktortartály integritására vonatkozó megfelelőségi kritérium teljesülésének elemzése nem része a determinisztikus elemzéseknek, viszont az ezekhez szükséges termohidraulikai elemzések általában ugyanazokkal a számítógépi programokkal végződnek, mint amelyeket a szokásos kezdeti események után fellépő folyamatok elemzésére is használnak.

Gondot kell fordítani arra, hogy a nyomás alatti hűtésre vezető folyamatok termohidraulikai elemzése során a rendszertechnikai paraméterek konzervatív értéke általában ellentétes a szokásossal. A reaktortartályba

befolyó, az átlagosnál hidegebb hűtőközeg bármilyen elkeveredését csak abban az esetben szabad figyelembe venni, ha erre megfelelően validált eljárás áll rendelkezésre. Különösen fontos lehet a fellépő rétegződés figyelembe vétele, ami jelentős hatással lehet az eredményekre. Ennek az egyfázisú jelenségnek a leírására a CFD kódok alkalmazása lehetséges. A keveredéssel kapcsolatban a jelen alfejezetben megfogalmazott általánosabb ajánlások erre az esetre is érvényesek.

6.3. Fűtőelem-viselkedés

3.4.1.2000. „A fűtőelemkötegeknek - a maximális megengedett kiégést is figyelembe véve - a terv szerint megengedhető mértéket meghaladó meghibásodás nélkül el kell viselniük az elhasználódási folyamatokból eredő összes hatást.”

A követelmény igazolásának alapvető bázisa olyan kísérletekből származó eredmények bemutatása, amelyeket a tényleges erőművi viszonyokhoz közelálló körülmények között végeztek. Mivel a kísérleti bázis nem terjedhet ki minden elképzelhető eseményre és körülményre, a követelmény igazolásában a kísérleti eredmények mellett fontos szerepet játszanak a determinisztikus elemzések is.

3.4.1.2300. „Az eddig alkalmazottaktól eltérő fűtőelem-típus esetén a fűtőelemkötegek tervezési követelményeinek meghatározását, betarthatóságát és a nukleáris üzemanyag viselkedését leíró modellek validáltságát kísérleti eredmények segítségével kell igazolni.”

A kísérletek egy része hosszú idejű erőművi besugárzásokból származik, amelyek révén ésszerű megbízhatósággal igazolják, hogy a fűtőelem-pálcák és -kötegek az erőmű aktív zónájában való tartózkodás során nem hibásodnak meg egészen a kiégés javasolt felső határáig. A kísérletek más részét reprezentatív üzemzavari körülmények között végzik el, annak igazolása céljából, hogy a legkedvezőtlenebb körülmények között bekövetkező tervezési üzemzavarok során a fűtőelem-pálcák legfeljebb inhermetikussá válnak, de az elfogadási kritériumokban (lásd 7. fejezet) leírt sérülésük nem következik be. A követelmény igazolására a fűtőelem-pálcák besugárzás utáni vizsgálatát is felhasználják.

3.4.1.2400. „Az eddig alkalmazottaktól eltérő fűtőelem-típus alkalmazása, illetve az üzemanyag kémiai, fizikai jellemzőinek, valamint a burkolat és a mechanikai komponensek módosulása esetében a 3.4.1.1700.-3.4.1.2200. pontokban meghatározottakon túl a biztonság igazolásához be kell mutatni:

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

a) azoknak a kísérleteknek és referenciáknak az eredményeit, amelyek alapján az egyes tervezési határértékeket meghatározták, és...”

Fűtőelem-viselkedési számításokkal is szükséges kimutatni, hogy normál üzemben (TA1) és várható üzemi események során (TA2) a fűtőelem-pálcák épsége megőrződik, illetve hogy tervezési üzemzavarok következtében (TA4) legfeljebb inhermetikussá válnak, de nem sérülnek meg. A TA1 és TA2 folyamatok számítására kvázistacionárius, míg a TA4 folyamatok számítására tranziens fűtőelem-viselkedési kódokat használnak.

A kvázistacionárius fűtőelem-viselkedési kódok számot adnak a fűtőelem-tabletták és a burkolat tulajdonságainak megváltozásáról a kiégés egész folyamata során. Ennélfogva ezek a kódok írják le a különböző körülmények között kiégő pálcák termomechanikáját, azaz a pálcán belüli hőmérséklet-viszonyokat és a tablettá-oszlop, valamint a burkolat deformációját. A termomechanikai modellezés kiterjed a tablettákban és a burkolatban lezajló legfontosabb folyamatokra (legalább a tabletták sűrűsödésére, duzzadására és hőtágulására, a burkolat rugalmas alakváltozására, hőtágulására, kúszására és sugárzási növekedésére) és a fontosabb paraméterek (elsősorban a tabletták hővezetési együtthatója) kiégésfüggésére. A különböző körülmények a lineáris teljesítmény és a pálcák külső határán érvényes hőmérséklet axiális eloszlásának változatosságára utalnak. Az elemzések során ésszerű konzervativizmussal figyelembe veszik a technológiai paraméterek bizonytalanságait. A teljesítmény időbeli változását realiztikusan, a reaktorfizikai modell alapján határozzák meg. A számításokból szükséges meghatározni a pálcák épségére vonatkozó legfontosabb kritériumoknak megfelelő mennyiségeket, így a szabad térfogatban lévő gáz nyomását és a maximális kerületi feszültséget.

A tranziens fűtőelem-viselkedési kódokkal az üzemzavarok során bekövetkező termomechanikai folyamatokat szükséges elemezni. Ezeket a számításokat megfelelően megválasztott kiégés-értékeknél célszerű elvégezni az üzemzavari folyamatra úgy, hogy a pálcák kezdeti állapota megfelelően a vonatkozó kvázistacionárius számítás adott kiégéshez tartozó állapotának. Az üzemzavari folyamat során fellépő teljesítmény-változást és a pálcák határán érvényes hőmérséklet-eloszlás változását a forrócsatorna modell alapján szükséges meghatározni. A modellezés kiterjed az üzemzavar során fellépő pálcán belüli hőmérséklet-viszonyokra és a tablettá-oszlop és a burkolat deformációjára. A számításokból szükséges meghatározni a pálcák épségére vonatkozó legfontosabb kritériumoknak megfelelő mennyiségeket, elsősorban a maximális kerületi feszültséget.

A fűtőelem-viselkedési kódok validációjának legfontosabb része a kísérleti eredményekkel való összehasonlítás. Ennek során felhasználják a részmodelleket megalapozó kísérleti eredményeket, valamint a pálcákra vagy pálcá-szakaszokra vonatkozó kísérletek eredményeit. Ezek a kísérleti eredmények lehetnek a besugárzás vagy az üzemzavar-szimuláció során folyamatosan mért mennyiségek, valamint a besugárzás vagy az üzemzavar-szimuláció után végzett PIE vizsgálatok. A besugárzások történhetnek akár az új fűtőelemet tartalmazó zónákban, akár kutatóreaktorok zónájában. Lényeges, hogy a validáció terjedjen ki a felhasználandó új fűtőelemre vonatkozó eredményekre is. A validáció során más, elismert számítógépi kódokkal végzett számítások eredményei is felhasználhatók. A kódok validációs jelentésének célszerű részletesen ismertetnie a validáció eredményeit.

6.4. A reaktor forrócsatornájában lejátszódó folyamatok

Speciális „forrócsatorna” számítások során kell vizsgálni

- a) a fűtőelem épségére vonatkozó elfogadási kritériumok teljesülését,
- b) az esetleg inhermetikussá váló fűtőelemek számát.

Konzervatív módon a pálcát inhermetikusként lehet tekinteni, ha a TA2 elfogadási kritériumok valamelyike nem teljesül, ugyanis a TA2 üzemállapotban az egyik alapvető biztonsági cél a fűtőelemek hermetikusságának megőrzése.

A forrócsatorna számítások – bár az egész reaktorra vonatkozó számítással szoros kapcsolatban állnak – azoktól némileg elkülönülnek, aminek oka egyrészt az, hogy a reaktorra (és az egész erőműre) vonatkozó számítások nodalizációja rendszerint durvább, mint ami az egyes fűtőelemek vizsgálatához szükséges (pontmodell, egydimenziós modell, háromdimenziós nodális számítás), másrészt speciális konzervativizmusok alkalmazása válhat szükségessé (lásd alább).

A forrócsatorna számítások során ajánlatos figyelembe venni

- a) a nodalizáció finomításának hatását (pl. kötegen belüli egyenlőtlenség),
- b) a teljesítmény-eloszlás számításának bizonytalanságait,
- c) átrakási stratégiák hatását,
- d) a hűtőközegnek a kötegen belüli, illetve adott esetben (fal nélküli kötegek) a kötegek közötti keveredésének hatását,

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

- e) a burkolat és tabletták közötti rés, valamint a tablettán belüli hővezetés változásának hatását.

A fenti szempontok érvényesítése céljából bevezetik, és dokumentálják az alábbi, normál üzemre vonatkozó „keretparaméterek” egyikét:

- a) maximális lineáris hőfluxus,
b) a hőhordozó állapotának korlátozása a szub-csatornában vagy közvetlenül a hőhordozó hőmérsékletével, vagy a maximális pálcateljesítménnyel és az axiális teljesítmény eloszlás konzervatív felvételével.

Az elemzések elvégzése előtt az is tisztázandó, hogy milyen konzervatív pálcánkénti teljesítmény-eloszlással végzendők az elemzések.

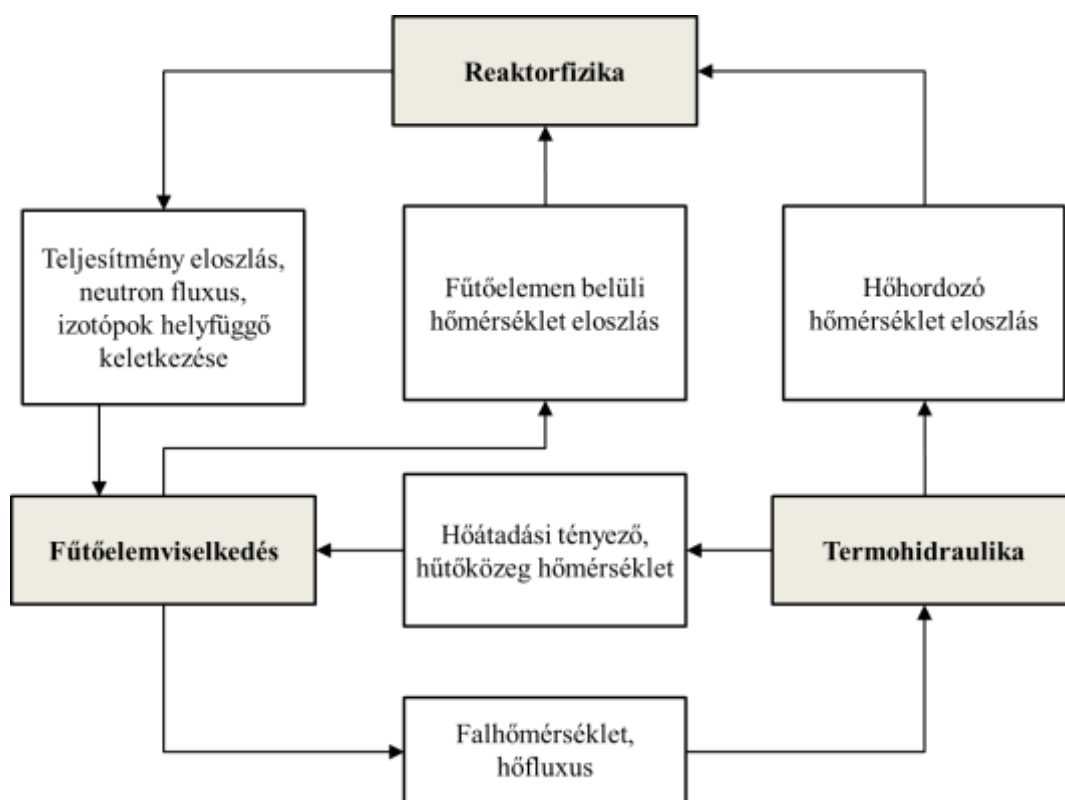
A forrócsatorna számítás tartománya rendszerint egy kiválasztott fűtőelem pálca és az azt körülvevő hűtőközeg, vagyis szub-csatorna, vagy több pálca és szub-csatorna, de a cél ilyenkor is a legterheltebb, legnagyobb teljesítményű pálca vizsgálata.

Az alkalmazandó számítási módszerek a következők:

- a) A hővezetési egyenletek megoldása pálcán belül. Gyorsabb (pl. reaktivitás) tranziensek esetén lényeges az időfüggő hővezetési egyenletek megoldása, valamint ezzel kapcsolatban a tabletták kiégésének és a tablettán belüli teljesítmény eloszlásának modellezése. Ilyenkor a tabletták és a burkolat közötti rés közötti hővezetés modellezése alapvető jelentőségű. Ehhez a geometriai és a rés gázösszetételének változását is figyelembe vevő termo-mechanikai számítási eredményeit kell felhasználni vagy on-line kapcsolt módon, vagy a konzervatív értékek felhasználásával.
- b) Az 1D – axiális – termohidraulikai megmaradási egyenletek megoldása a szub-csatornára, illetve a párhuzamos szub-csatornák és a keresztirányú termohidraulikai kapcsolatok hatásának modellezése, vagy bizonyítottan konzervatív kezelése. Ekkor a határfeltételek a belépő forgalom, kilépő nyomás, vagy a kilépő és belépő nyomás, belépő hűtőközeg entalpia (vagy hőmérséklet).
- c) A fenti számítások bemenő adata a forró pálca időfüggő teljesítményének axiális eloszlása, ami az aktívzónára végzett számításként adódó nodális teljesítmények és a forrócsatorna faktor szorzata a forrócsatornára. A forrócsatorna faktort még a tranziens modellezése előtt állítják be úgy, hogy a maximális megengedett lineáris hő-teljesítmény (vagy a maximális pálcateljesítmény) éppen elérődjön, illetve legjobb becslésű elemzések esetén az a bizonytalan paraméterek egyike legyen.

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

A fenti modellek kapcsolatait mutatja az 1. ábra abban az esetben, amikor a termohidraulikai modellezést szub-csatorna típusú kóddal hajtják végre (CFD kód esetén a kapcsolat módosul). Amennyiben a modellek nem on-line módon kapcsolódnak, a megfelelő bemenő paramétereket igazoltan konzervatív módon szükséges megválasztani. A pálcza kiégését konzervatív módon célszerű megválasztani, vagy arra vonatkozóan paraméter vizsgálatot ajánlatos végezni. Ha a termo-mechanikai (fűtőelem-viselkedési) modell ehhez kellőképpen validált, akkor a fűtőelem-meghibásodási kritériumok közvetlenül a meghibásodási mechanizmushoz kapcsolhatók, aminek révén a hagyományoshoz képest kevésbé konzervatív elemzés hajtható végre.



1. ábra: A reaktorfizikai, termohidraulikai és termo-mechanikai modellek kapcsolatai

A hűtőközeg keveredését figyelembe veszik, ha az a gőzfejlődés következtében a forró csatorna hidraulikai ellenállásának növekedésére vagy blokkolódására vezet. A kedvezőbb hűtést a hűtőközegnek a környezet, kevésbé fűtött csatornákból történő bekeveredése és a turbulens hő-átadás miatt akkor szabad figyelembe venni, ha a jelenség leírására megfelelően validált modellt alkalmaznak. Amennyiben annak konzervativizmusa igazolható, akkor zárt forrócsatorna modellezése is elfogadható.

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

A fentiek arra az esetre vonatkoznak, amikor az elfogadási kritériumok szempontjából legkedvezőtlenebb pálca egyértelműen kijelölhető, és az elfogadási kritériumok teljesülését kívánják igazolni. Ha a legkedvezőtlenebb tulajdonságú pálca nem jelölhető ki egyértelműen, akkor ún. többszörös forrócsatorna-számításokat végeznek.

Ha az adott üzemzavar során egyes pálcák inhermetikussá válhatnak, akkor a radiológiai következmények elemzéséhez ezek számát szükséges meghatározni. Az inhermetikussá váló pálcák számának meghatározására ugyancsak a többszörös forró csatorna-számítások alkalmasak. Az engedélyes természetesen feltételezheti, hogy valamennyi pálca inhermetikussá válik és ekkor ezektől a számításoktól eltekinthet.

Az alábbiakban ajánlott többszörös forrócsatorna-számítás módszerére a 3D számítások eredményeként adódó azon tapasztalat ad lehetőséget, miszerint egy adott tranziensre az egyes kötegek időfüggő és kezdeti teljesítményének aránya csak az üzemzavar által okozott perturbációtól mért radiális pozíció sima függvénye, és nem függvénye a konkrét átrakás okozta kezdeti egyenlőtlenségeknek, tehát a kötegek kezdeti teljesítményének és azok kiegészítésének. Ez lehetőséget ad

- a) egyrészt a forrócsatorna vizsgálatban szereplő fűtőelem pálcák élettörténet szerinti osztályozására,
- b) másrészt arra, hogy a leginkább időigényes háromdimenziós számítások következtetéseit más, de azonos stratégia szerinti átrakásokat követő kampányokra is alkalmazni lehessen.

A fentiek alapján a többszörös forrócsatorna számítások egy adott üzemzavarra az alábbiak szerint végzendők:

- a) Az aktív zóna kötegei az időfüggő és a kezdeti teljesítmények aránya alapján néhány (5-10) csoportba sorolandók (reaktorfizikai pontmodell vagy egydimenziós modellek esetén csak egy csoportra van szükség).
- b) Minden csoportra az egyik legkedvezőtlenebb tulajdonságú (pl. legnagyobb relatív teljesítmény-növekedési) értékkel rendelkező kazetta története képezi ezután a forrócsatorna számítások inputjának alapját. A burkoló-elv alapján a legnagyobb teljesítmény-növekedési értékkel rendelkező kazetta története képezi a forrócsatorna számítások alapját minden egyes csoportban.
- c) Minden egyes csoportra több forrócsatorna számítás végzendő a tranziens lefolyását leginkább befolyásoló paraméter(ek) (pl. a kezdeti pálca-teljesítmény és -kiegész) függvényében olyan részletességgel, hogy a kapott eredmények felhasználásával interpoláció révén kiszámítható

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

legyen, hogy valamely az adott csoportba tartozó, konkrét kezdeti paraméterekkel rendelkező pálca inhermetikussá válik-e, vagy sem.

- d) A zóna kezdeti állapotának pálcánkénti ismeretében, a zóna pálcáin egyenként „végighaladva” az inhermetikussá váló pálcák összeszámolandók.

A többszörös forró-csatorna módszer nemcsak az inhermetikussá váló pálcák számának meghatározására, hanem egy adott elfogadási kritérium teljesülésének vizsgálatára is alkalmazható abban az esetben, ha legkedvezőtlenebb pálca nem jelölhető ki egyértelműen. Ez utóbbi esetben az összeszámlálás célja a „teljesülés” és a „nem-teljesülés” közti különbségtétel.

A fenti számítások elvégezhetők mind reálisan konzervatív, mind a legjobb becslésű megközelítésben.

6.5. Konténment

3.4.6.0200. „A konténment fizikai gát és ellenőrzött kibocsátási funkciójának megvalósításához:

...

h) biztosítani kell a hő elvezetését a konténmentből, a szerkezet túlnyomás elleni védelmét és a keletkezett éghető gázok kezelését minden üzemállapotban,

...”

3.4.6.1400. „A konténment hőelvonó rendszerének biztosítania kell a konténment nyomásának és hőmérsékletének gyors csökkentését egy hűtőközeg-vesztéssel járó eseményt követően, majd azok ésszerűen megvalósítható alacsony értéken tartását, egyszeres meghibásodás feltételezésével.”

A folyamatok vizsgálatánál alkalmazott modellek a konténment belső térfogatát különböző számú térrészre bontják, az egyes térrészekben a közegparamétereket egy átlagos értékkel jellemzik (pontmodell). A konkrét térfelosztás a konténment kiterjedésétől, valamint az egyes térrészekben fellépő jellegzetes jelenségektől függ. Azokat a tereket, amelyek jól elhatárolhatóak, falakkal elválasztottak, különálló térrésszel szükséges modellézni, ugyanígy a nyomáscsökkentő és lokalizáló rendszereket is a bennük fellépő, a többi térrésztől eltérő közegparaméterek miatt.

Az egyes térrészek közötti átáramlások megfelelő modellezéséhez az átáramlási felület keresztmetszetének pontos ismerete szükséges. A falakon és egyéb hővezető szerkezeteken történő hőátadást szinten szükséges figyelembe venni a számításhoz, ehhez az említett szerkezetek felületének,

vastagságának és anyagának ismerete szükséges. A konténment hűtőrendszerek működését az egyszeres meghibásodás feltételezésével ajánlatos meghatározni.

A primerköri csőtörésből származó, a konténmentbe kifolyó közeg tömegáramát és entalpiáját általában a primerköri termohidraulikai számítások szolgáltatják a kifolyási paraméterek idősoraival. A konténment számításnál meghatározzák az egyes térrészek termohidraulikai paramétereit, a nyomást, a hőmérsékletet, valamint a konténment atmoszféra összetételét, a falakon és egyéb szerkezeteken kondenzálódó és a konténment padlóján összegyűlő víz mennyiségét. A kritériális értékek közül a legfontosabb termohidraulikai paraméter a konténment belső nyomása, amely a tervezési üzemzavarok során nem haladhatja meg a tervezési nyomásértéket. A számítás során a konténmentből kijutó szivárgási tömegáramot a konténment megengedett tömörtelenségének és a folyamat során kialakuló belső nyomásnak a figyelembe vételével ajánlatos meghatározni. A szivárgási tömegáram, illetve a szivárgás integrált értéke a további aktivitás-terjedési számítások egyik bemenő adatát képezi.

A konténmentben megjelenő hidrogén mennyiségét az összes keletkezési forrás (kiválás, radiolízis, korróziós folyamatok, valamint a hidrogén eltávolítás eszközeinek (hidrogén rekombinátorok) figyelembe vételével célszerű meghatározni. A konténment hidrogén eloszlás meghatározásánál a termohidraulikai paramétereken túlmenően az egyes térrészekben fellépő keletkezési, valamint eltávolítási sebességek számításba vétele szükséges. A konténmentbe kijutó hidrogén mennyiségére és koncentrációjára vonatkozó számításokat, napjaink nemzetközi és hazai gyakorlatának megfelelően 3 dimenziós számításokkal célszerű elvégezni, annak érdekében, hogy figyelembe vehessünk olyan lokális tényezőket (pl.: rekombinátorok térbeli elhelyezkedése), amelyek jelentősen befolyásolhatják a robbanóképes koncentráció kialakulását.

6.6. Az aktivitás kikerülésének és terjedésének modellezése, a dózisok beclése a létesítmény helyiségeiben és a környezetben

6.6.1. Bevezetés

A nukleáris létesítmény üzemeltetése során az egyik legfontosabb célkitűzés, hogy az üzemeltető személyzet és a lakosság sugárterhelése az előírt határértékek alatti, az ésszerűen elérhető legalacsonyabb szintű legyen [Rendelet 6. § (3)]. Az atomerőművekben mérnöki gátak rendszere biztosítja,

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

hogy a radioaktív izotópok ne kerülhessenek ki a környezetbe, így a normál üzemi kibocsátás minimális. Üzemzavarok során azonban a mérnöki gátak valamelyike megsérülhet, ezért a telephelyi és környezeti dózisterhelések meghatározásánál az atomerőmű üzemzavaraival számolni kell. Az aktivitás forrása a reaktor mellett lehet más is (például a pihentető medence vagy a különböző halmazállapotú radioaktív hulladékok), ezekben az esetekben a mérnöki gátak egy része hiányozhat, és ennek következtében akár kisebb kiindulási aktivitás is vezethet jelentős sugárterheléshez a környezetben.

A sugárterhelés meghatározásának első lépése a radioaktivitás forrásainak, illetve a források jellemzőinek (aktivitás, nuklidösszetétel, a kibocsátás időbeli lefutása stb.) meghatározása. A forrás ismeretében a dózisos meghatározásának folyamata két részre bontható: először szükséges meghatározni a kikerült aktivitás hígulását a dózispontig, majd a kialakuló aktivitáskoncentráció ismeretében elvégezhető a dózisos kiszámítása. A radioaktivitás terjedése és annak modellezése szempontjából alapvetően két terület különböztethető meg: a létesítmény épületein belüli helyiségek, illetve a környezeti közegek. A létesítményen belüli terjedés szempontjából meg kell különböztetni a konténmenten belüli és az azon kívüli terjedést, a környezeti terjedés tekintetében pedig számolni kell mind a légköri, mind a vízi terjedéssel. A belső terhelés meghatározása érdekében szükséges a biológiai transzportfolyamatok (belégzés, vízfogyasztás, tápláléklánc) figyelembe vétele is.

Az NBSZ 3.5.1.0700. pontjával (3.5.1.0700. Minden dózisbecslésnek megfelelően konzervatívnak kell lennie, hogy a belső és külső sugárterhelésszámításokban meglévő bizonytalanságokat figyelembe vegyék. A számításokhoz felhasználják a rendelkezésre álló mérési adatokat is.) összhangban a forrástag meghatározására, valamint az aktivitás terjedésének modellezésére és a dózisszámításokra is igaz, hogy a tervezési üzemzavarok elemzését általában a bizonytalanságokat megalapozottan kompenzáló konzervatív elemzések alkalmazásával, a tervezésen túli események elemzését a legjobb becslés (best estimate) módszerét alkalmazva szükséges végezni.

6.6.2. A forrástag

A determinisztikus elemzések kiterjednek a forrástag kiszámítására. Az erőmű különböző üzemállapotaiban (normál üzemi körülmények, tervezési üzemzavarok és a tervezési alapon túli eseményekből kiinduló folyamatok) eltérő lesz az aktivitás forrása (2. táblázat), a kibocsátás helye és annak jellemzői is, ennek megfelelően a modellek és az elemzések során alkalmazott feltételezések is különbözőek.

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

2. táblázat: Az aktivitás forrása normál üzem, tervezési üzemzavar és súlyos baleset esetén

		Az aktivitás forrása		
		<i>Fűtőelem-tabletta</i>	<i>Résaktivitás</i>	<i>Primerköri víz</i>
Az erőmű üzemállapota	<i>Normál üzemi állapot</i>	nem jellemző	nem jellemző	meghatározó
	<i>Tervezési üzemzavar</i>	nem jellemző	meghatározó	a résaktivitás mellett elhanyagolható
	<i>Súlyos baleset</i>	meghatározó	a tablettákból kikerülő aktivitás mellett elhanyagolható	a tablettákból kikerülő aktivitás mellett elhanyagolható

6.6.2.1. A fűtőelemekből kikerülő aktivitás

A fűtőelemek teljes izotópleltára reaktorfizikai-magfizikai számításokkal határozható meg, a keretparaméterek módszerét alkalmazva. A kibocsátás szempontjából általában a kampányvégi helyzet a legkedvezőtlenebb, de ezt elemzésekkel alá kell támasztani. A környezeti következmények számítása során az izotópok bomlását is figyelembe lehet venni, ehhez a reaktor leállítása és a kikerülés között eltelt időt is meg kell határozni. Ennek hatása különösen a rövidebb felezési idejű izotópok esetében lehet jelentős.

A keletkező izotópokat különböző szempontok szerint lehet csoportosítani. A csoportosítás történhet a keletkező radioaktív anyagok illékonyága szerint, de az elemzések során más, gyakorlati csoportosítások is elképzelhetőek (pl. kationok, anionok, szerves és szervetlen vegyületek stb.). A környezeti terjedésszámítás során a kategorizálást az izotópok eredete vagy a keletkezés módja helyett általában a terjedést befolyásoló jellemzők (halmazállapot, kémiai forma) alapján érdemes megtenni, és a számítások egyszerűsítése érdekében a hasonlóan viselkedő izotópokat szokás azonos csoportokba sorolni. Ha egy radionuklid több kémiai formában is jelen lehet a kibocsátásban (ilyen például a ^{14}C vagy a radiojódok), akkor ezt az elemzésekben figyelembe veszik.

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

A dózisos meghatározásakor az elemzés céljától függően elegendő lehet néhány kulcsfontosságú radionuklidra szorítkozni és azok dóziskövetkezményeit meghatározni. Elemzésekkel igazolják, hogy az eredmények megfelelően jellemzik a kialakuló sugárzási viszonyokat.

Az üzemzavari kibocsátások számításakor a fűtőelem-pálca inhermetikussá válásakor a pálca szabad térfogatában található aktivitás (résaktivitás) kikerülhet a primerkörbe, ahonnan a többi mérnöki gát sérülése esetén a környezetbe juthat. A teljes folyamat – a szemcsén belüli diffúzió, a szemcsehatáron végbemenő felületi diffúzió, a szemcseközi buborékok keletkezése, növekedése, egybenyílása – modellezése igen bonyolult, ezért a számításokban általában közelítéseket alkalmaznak. A gyakorlatban többféle modell is alkalmazható:

- a) a szemcséből történő diffúziós kibocsátás kiszámítása, és annak feltételezése, hogy a gáz a szemcsehatárról azonnal és akadálytalanul kijut a pálca szabad térfogatába,
- b) a szemcséből történő diffúziós kibocsátás kiszámítása és telítési modell alkalmazása a gáz kibocsátására a szemcseközi térből a pálca szabad térfogatába,
- c) a szemcsehatáron érvényes leltár kiszámítása annak feltételezésével, hogy a radioaktív izotópok esetében a szemcsehatáron beáll a radioaktív egyensúly, és a réseleltár származtatása valamilyen arányossági tényező alkalmazásával.

Az igen bonyolult folyamat modellezése csak meglehetősen nagy pontatlansággal lehetséges. Ajánlott ezért a modellezés helyett az összevetéseket lehetővé tevő egységes, konzervatív értékek használata a biztonsági elemzésekben.

A kilencvenes évek elején végzett vizsgálatok alapján egy átlagos zóna kiégési viszonyai esetén a zónára átlagolt kibocsátásra konzervatív feltételezések mellett 2 %-os, best estimate megközelítésben 1 %-os értékek alkalmazását javasolták [Stephenson, W., Dutton, L. M. C., Handy, B. J., Smedley, C. (1991): *Realistic methods for calculating the releases and consequences of a large break LOCA, EUR14179*]. A biztonsági elemzések során szabad ezeket a konzervatív ajánlásokat alkalmazni. Eszerint a résbe a zónaleltár $\frac{0,01}{\sqrt{\lambda}}$ része, de legfeljebb 2 %-a kerülhet, ahol λ az egyes nuklidokra vonatkozó bomlásállandó 1/s-ban kifejezve.

A kísérletek azt mutatják, hogy a 40 MWnap/kgU-nál nagyobb kiégésű pálcáknál egyre jelentősebb szerepet kapó peremeffektus jelentősen

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

megnöveli a résbe kikerülő hányadot, így a kiegészi szintek folyamatos emelkedése miatt a közelítés már nem biztosít akkora konzervativizmust, mint két évtizeddel ezelőtti bevezetésekor. A közelítés konzervativizmusáról ezért a megengedett kiegész növelésekor megfelelő számításokkal szükséges meggyőződni.

A primerköri csőtöréses üzemzavarok elemzése során a résben található aktivitáson kívül egy ún. fragmentációs járulék hűtővízbe kerülését is figyelembe veszik. Ez a tabletták összetöredéséből származik [*Determination of the in-containment source term for a Large-Break Loss of Coolant Accident, Final Report, EUR 19841 EN (2001)*]. A hűtővízbe kerülő teljes aktivitás a résaktivitás és a fragmentációs járulék összege. A fragmentációs járulék ($F[\%]$) értékét a zónaleltár százalékában kifejezve például az alábbi képlet szerint lehet kiszámítani:

$$F = F_0 \lambda^\alpha,$$

hacsak F adódó értéke nem halad meg egy meghatározott maximumot ($F_{\max}[\%]$). Itt λ a bomlásállandó, F_0 és α az izotópokra jellemző állandók. (A Kr és Xe izotópokra $F_0=0,00046$, $\alpha=0,29$, $F_{\max}=0,075$; a Br, Rb, Sr, Sb, Te, I, Cs, Ba és La izotópokra $F_0=0,00048$, $\alpha=0,27$, $F_{\max}=0,013$; a többi izotópra a fragmentációs komponens zérus.)

Az alkalmazott közelítés konzervativizmusáról a megengedett kiegész növelésekor megfelelő számításokkal meggyőződnek. Ennek egyik eleme annak meghatározása, hogy a teljes zónaleltárban szereplő gáz halmazállapotú és illékony anyagok hány százaléka jutott ki a gáزرésbe normál üzemi gázkibocsátás révén az üzemzavar bekövetkezése előtt. Ehhez a zónában lévő valamennyi fűtőelempálca teljes történetének szimulációja szükséges az üzemzavar bekövetkeztének időpontjáig. A másik elem a fragmentáció mértékének meghatározása, amihez például alapul lehet venni, hogy az összes pálca tablettáinak peremrétegéből az izotópleltár hány százaléka kerül a gáزرésbe az üzemzavar során, tekintetbe véve a gázkibocsátás hőmérséklet- és kiegész-függését. További vizsgálat tárgya lehet, hogy mely pálcákat kell inhermetikusknak tekinteni, hiszen csak az ezekből származó primerköri kibocsátással kell végső soron számolni. Mindezek a számítások a tudomány mai állása szerint nem tekinthetők kiforrottnak, amit konzervativizmussal célszerű kompenzálni (pl. feltételezve, hogy valamennyi pálca inhermetikussá válik).

6.6.2.2. A primerköri hűtőközeg aktivitása

Ha az első mérnöki gátat jelentő üzemanyag-mátrix és a fűtőelemek burkolata nem sérült meg, akkor a primerköri hűtőközeg aktivitása jelenti a

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

forrástagot. A primerkör normál üzemi aktivitásának összetevői között az alábbiakkal célszerű számolni:

- a) radioaktív hasadási termékek és aktinidák vízbe jutása a szivárgó fűtőelemekből és a hasadóanyagot tartalmazó felületi szennyeződésből,
- b) az acélszerkezetek és a fűtőelemek korróziója révén a primerköri hűtőközegbe kerülő felaktiválódott korróziós termékek,
- c) a primerköri hűtőközeg, illetve a benne oldott anyagok felaktiválódásából származó radioaktív izotópok (^3H , ^{16}N , ^{24}Na , ^{42}K , ^{41}Ar).

A biztonsági elemzésekben a primerköri hűtőközeg normál üzemre vonatkozó aktivitáskoncentrációjaként azt az üzemeltetési határértékeket veszik figyelembe, amelynek meghaladása esetén a blokk nem üzemeltethető. A primerköri hűtőközeg aktivitáskoncentrációjának modellezésekor a primerköri rendszerek (pl. víztisztító, gáztalanító) és folyamatok (pl. szivárgások) hatását figyelembe lehet venni.

Az esetlegesen előforduló szivárgó fűtőelemek hatását a normál üzemi határértékek figyelembe veszik, mert ezek meghaladása esetén a szivárgó fűtőelemet tartalmazó blokkal nem lehet üzemelni, a reaktort le kell állítani. A primerköri vízbe történő kibocsátások értékelésekor azonban figyelembe veszik a spiking hatását, amikor a teljesítmény és a primerköri nyomás változását követően a burkolat mikrorepedésein keresztül történik kibocsátás.

A kibocsátott aktivitás nagysága szempontjából az alábbi állapotokat különböztetjük meg:

- a) a hűtőközeg egyensúlyi, normál állapota,
- b) a primerköri nyomás változását követő, a burkolat mikrorepedésein keresztüli kibocsátás (spiking),
- c) üzemzavari gázkibocsátás a burkolatsérülést követően,
- d) zónaolvadás, minden izotóp-típus jelentős kikerülésével [Generic assessment procedures for determining protective actions during reactor accidents, IAEA-TECDOC-955 (1997)].

A biztonsági elemzésekben ajánlatos meghatározni, hogy különböző üzemzavari körülmények között a fűtőelempálcák hányadrésze válik inhermetikussá, és ezekből mekkora aktivitás kerül ki az üzemzavar során a primerkörbe. Ha ennek meghatározásától az elemzésekben eltekintenek, akkor azzal a konzervatív feltételezéssel kell élni, hogy a fűtőelempálcák 100 %-a inhermetikussá válik.

6.6.2.3. Aktivitásterjedés a konténmenten belül

A primerkörbe kijutott aktivitás általában a konténmenten keresztül juthat ki a környezetbe, de a tervezéstől függően bizonyos esetekben a primerköri aktivitás a konténment megkerülésével is kikerülhet a környezetbe.

Meg kell határozni, hogy a primerkör sérülése esetén a kifolyó primerköri közeggel mekkora aktivitás kerül a hermetikus tér légterébe (elemcsoporttól függően), illetve mekkora részük marad vízfázisban. A modell abból a konzervatív feltételezésből indul ki, hogy a részaktivitás a csőtörés pillanatában a primerköri vízbe kerül, ahol egyenletesen elkeveredik, és az aktivitás a kifolyt vízmennyiséggel arányosan a hermetikus térbe kerül. Kísérletileg alátámasztott modell híján konzervatívan azt kell feltételezni, hogy a nemesgázok 100 %-a, a halogének 65,2 %-a (55 % elemi, 10 % aeroszol és 0,2 % szerves formában), a többi izotóp 10%-a kerül a kifolyó primerköri közegből a hermetikus tér atmoszférájába és ott azonnal, egyenletesen elkeveredik a hermetikus tér térfogatában. Bármilyen modell alkalmazása esetén az elemi, aeroszol és szerves fázisban lévő jódot külön veszik figyelembe. A primerköri modellnek számolnia kell az üzemzavari hűtőrendszer által befecskendezett hűtőközeg hígító hatásával.

A konténmentbeli aktivitásterjedés modellje számot ad arról, hogy mikor mennyi aktivitás található a konténment légterében és a vízfázisban, tekintetbe véve, hogy a légtérbe kerülő hányad a fizikai és kémiai jellemzőktől (hőmérséklet, pH, kémiai forma) is függ, így azoknak megfelelően időben változik. A hermetikus térben végbemenő terjedés modellezése során figyelembe veszik a térrészek közötti áramlásokat és a környezet felé történő szivárgás jellemzőit. A V213 típusú konténment esetén az elemzésekben konzervatív módon a légcsapdák nélküli, csökkentett konténment-térfogattal számolnak, de a légcsapdák és a buborékoltató tálca hatását figyelembe lehet venni.

Az aktivitás bomlás miatti időbeli csökkenését figyelembe lehet venni. Kísérletileg megalapozott modellek használatával figyelembe lehet venni a légtér aktivitásának csökkenését a falakra történő kiülepedés, valamint a sprinkleres kimosó hatásának következtében. A hermetikus tér légterébe került aktivitás a túlnyomás miatt fennálló szivárgás következtében kikerül a hermetikus tér környezetébe, mindaddig, amíg a hermetikus tér nyomása a környezet nyomása alá nem csökken. A konténment elkerülésével történő kibocsátás meghatározására megfelelően konzervatív modelleket alkalmaznak. A kettősfalú konténmenteknél tervezési üzemzavaroknál a belső konténment szivárgásával összefüggő kikerülést veszik figyelembe környezeti kibocsátásként. Másként megfogalmazva: konzervatív

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

megközelítéssel a belső és a külső konténment közötti térből történő elszívást nem lehet számításba venni tervezési üzemzavarok esetén.

Az üzemzavari elemzésekben elegendő a konténment szivárgásával számolni, ha egyébként igazolták, hogy üzemzavarok következtében a konténment nem sérülhet meg. Az elemzésekben a konténment szivárgásának mértékét az erőmű Műszaki Üzemviteli Szabályzatában előírt határértéknek megfelelően választják meg.

A pihentető medence üzemzavaraiból eredő kibocsátásokat önálló biztonsági elemzésekkel vizsgálják. A különböző üzemzavarokra jellemző forrástagot megfelelően konzervatív módon határozzák meg. A konzervativizmusnak biztosítania kell, hogy az elemzési eredmények a legkedvezőtlenebb esetekben is helytállóak legyenek, figyelembe véve az átrakás minimális idejét, a fűtőelemek maximális kiégetettségét stb. Különösen fontosak ezek az elemzések olyan atomerőmű típusok esetében, ahol a pihentető medence a konténmenten kívül helyezkedik el.

A légköri és a folyékony kibocsátás valamennyi lehetséges útvonalát, beleértve a konténmentet elkerülő útvonalakat is tekintetbe veszik. A konténmentből szivárgó radioaktív anyag különböző útvonalakon juthat el az erőmű helyiségeibe, illetve a kéménybe. Az érintett helyiségek és a szellőztető rendszer visszatartó hatását nem lehet figyelembe venni, hacsak nem alkalmaznak kísérletileg igazolt modelleket.

6.6.3. Dózisok a létesítmény helyiségeiben, a telephelyen és a létesítmény környezetében

A létesítmény helyiségeiben, a telephelyen és a létesítmény környezetében a dózisok meghatározása a kibocsátási pont és a dózispont közti hígulás figyelembe vételével történhet. Minden esetben ajánlatos meghatározni a kibocsátási pontban a kibocsátott aktivitás-koncentrációk időbeli lefutását azokra az izotópokra, amelyek a dózisok meghatározása szempontjából lényegesek.

A dózisok meghatározását célszerű két részre bontani. A kibocsátási pontokat és a kibocsátott aktivitás-koncentrációk időbeli lefutását a mindenkori determinisztikus üzemzavar-elemzésekből javasolt meghatározni, viszont a kibocsátott aktivitások terjedését, a receptorpontokra jellemző relatív aktivitáskoncentráció értékeit, valamint az egységnyi kibocsátás következtében fellépő külső és belső terheléseket az erőmű telephelyének engedélyezésekor határozzák meg. Az időszakos biztonsági felülvizsgálat során kell eldönteni, hogy az utóbbiak felülvizsgálata valamilyen okból szükségessé vált-e.

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

Ez a szétválasztás lehetővé teszi, hogy az üzemzavari környezeti kibocsátás tekintetében az engedélyes nemzetközileg is elfogadott aktivitás-koncentrációkkal számoljon. Ehhez be kell látni, hogy

- a) a tényleges üzemzavari kibocsátások konzervatívan számolt mértéke nem haladja meg a határértékként használt aktivitás-koncentráció értékeket, és
- b) a határértékként használt aktivitás-koncentráció értékekből számolt dózisek nem haladják meg a vonatkozó dózis-határértékeket.

Amennyiben az engedélyes nem él ezzel a lehetőséggel, akkor a mindenkori determinisztikus üzemzavar-elemzéseket kiegészítik a dózisek kiszámításával, hacsak nem mutatható ki, hogy az elemzett új helyzetben a dózisek eleve kisebbek lesznek, mint a korábban elemzett esetben.

A létesítmény helyiségeiben, illetve a környezetben érvényes dózisek kiszámítására vonatkozó iránymutatások az útmutató 1., illetve 2. mellékletében találhatóak.

7. A VONATKOZÓ ELFOGADÁSI KRITÉRIUMOK TELJESÜLÉSÉNEK ELLENŐRZÉSÉRE VONATKOZÓ AJÁNLÁSOK

A magas szintű elfogadási kritériumokat (lényegében az TA1-4 üzemállapotokhoz tartozó maximális dóziseket) az NBSZ tartalmazza (3.2.4.0100.). A tervezőnek kell azonban meghatároznia azokat a további konkrét elfogadási kritériumokat, amelyek révén a fizikai gátek megőrzik funkciójukat és így az NBSZ egyéb elfogadási kritériumai is teljesülnek. Ezeket azután az OAH hagyja jóvá.

Ezeknek a kritériumoknak fő felhasználása az, hogy a determinisztikus biztonsági elemzések éppen ezek teljesülését igazolják. A kritériumok meghatározásakor feltüntetik azok forrását, használatuk nemzetközi elfogadottságát, az adott reaktortípusra való alkalmazhatóságukat, valamint meghivatkozzák a mögöttük álló kísérleti adatbázist. Megindokolják, hogy az elfogadási kritérium-rendszer mely része vonatkozik a normál üzemi tranziensekre és várható üzemi eseményekre, mely része a tervezési üzemzavarokra és mely része a tervezésen túli üzemzavarokra. Az elfogadási kritériumokat úgy adják meg, hogy a konzervatív számítási eredmény, vagy a bizonytalanságokat figyelembe vevő legjobb becslésű számítási eredmény azokkal minden további nélkül összevethető legyen.

3.2.4.0100. „A TA2-4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatokra bizonyítani kell, hogy a lakosság vonatkoztatási csoportjának 1 főre meghatározott dózisa nem haladja meg:

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

a) TA2 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatnál a lakossági dózismegszorítás értékét, és

b) a TA4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatoknál az 5 mSv/esemény értékét.”

A követelmény által megfogalmazott elfogadási kritériumok teljesülését determinisztikus elemzésekkel úgy igazolják, hogy az elemzések során mindazokat a követelményeket betartják, amelyeket az NBSZ nyomán a jelen útmutató megfogalmaz és az elemzési eredmények hatósági elfogadásának érdekében célszerű betartani az útmutatóban megfogalmazott egyéb ajánlásokat is. A jelen útmutató 6. fejezetének aktivitásterjedésre vonatkozó része tisztázza, hogy a követelményben szereplő értékekkel összevethető értékeket közvetlenül meghatározó biztonsági elemzéseket milyen mellékfeltételekkel szükséges elvégezni.

3.2.4.0200. „TA2 üzemállapotot eredményező kezdeti események nem okozhatnak 1 mSv/esemény/fő értéket meghaladó dózist az atomerőmű ellenőrzött zónáján kívül, az atomerőmű emberi tartózkodásra engedélyezett üzemi területein.”

Az útmutató 6. fejezetének aktivitásterjedésre vonatkozó része tisztázza, hogy a követelményben szereplő értékekkel összevethető értékeket közvetlenül meghatározó biztonsági elemzéseket milyen mellékfeltételekkel célszerű elvégezni.

3.2.4.0300. „A TA4 üzemállapotot eredményező kezdeti események az atomerőmű ellenőrzött zónáján kívül, az atomerőmű emberi tartózkodásra engedélyezett üzemi területein nem okozhatnak 10 mSv effektív dózisértéket vagy 100 mGy pajzsmirigy dózisértéket meghaladó sugárterhelést..”

Az útmutató 6. fejezetének aktivitásterjedésre vonatkozó része tisztázza, hogy a követelményben szereplő értékekkel összevethető értékeket közvetlenül meghatározó biztonsági elemzéseket milyen mellékfeltételekkel célszerű elvégezni.

3.2.4.0400. „A TA2 üzemállapotot eredményező kezdeti események az atomerőmű ellenőrzött zónájában csak olyan mértékű és jellegű radioaktív szennyeződést okozhatnak, amelyek az üzemszerűen alkalmazott módszerekkel, rendszerekkel és rendszerelemekkel kezelhetők és eltávolíthatók.”

A követelmény teljesülését tervezési megoldásokkal biztosítják, megfelelő módszerek és rendszerek alkalmazásával. A biztonsági elemzések során kimutatják, hogy a tervezés során feltételezett körülmények a TA2 üzemállapotban teljesülnek.

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

3.2.4.0500. „A TA2-4 üzemállapotot eredményező kezdeti események - az egyszeres meghibásodás feltételezése mellett, további független hiba feltételezése nélkül - nem idézhetnek elő olyan következményt, amely sérti az adott üzemállapotra előírt biztonsági kritériumokat.”

E pont teljesítése során a 3.2.4.1000., 3.2.4.1200.-3.2.4.1600. pontokkal kapcsolatos ajánlásokat és az azok ismertetését záró további ajánlást veszik figyelembe.

3.2.4.1000. „A tervezésnek determinisztikus biztonsági elemzésekkel kell igazolni, hogy a TA2 üzemállapotot eredményező kezdeti események egyszeres hiba feltételezése mellett nem vezetnek egyetlen gát funkciójának elvesztéséhez sem.”

TA2 üzemállapotban a fűtőelemek burkolata nem sérülhet meg, a pálcák nem válhatnak inhermetikussá. Bemutatják, hogy a pálcákban a szabad térfogat nyomása nem haladja meg a primerköri nyomás értékét a maximálisan megengedett pálcakiégés elérése esetén sem, továbbá, hogy a burkolat bármely szakaszán fellépő kerületi feszültség nem haladja meg a tervezés során előírt határértéket. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált kvázi-stacionárius fűtőelem-viselkedési számításokat alkalmazzák.

TA2 üzemállapotban a primerkör nyomása nem nőhet a tervezési értékhez viszonyított meghatározott érték fölé. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált rendszer termohidraulikai számításokat célszerű alkalmazni.

Egyszeres hiba fennállása esetére is igazolják továbbá 3.2.4.1400. pontban a TA2 üzemállapotra vonatkozó követelmények teljesülését.

3.2.4.1200. „TA2-4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményeket követően a reaktivitásra ható szabályozó és biztonságvédelmi szerkezetek, a fűtőelemkötegek, valamint az atomreaktor szerkezeti elemei nem sérülhetnek, deformálódhatnak oly mértékben, hogy ezáltal a szabályozó és biztonságvédelmi szerkezeteknek a hasadási láncreakció leállítására irányuló mozgása lehetetlenné váljon.”

A reaktivitásra ható szabályozó és biztonságvédelmi szerkezetek tervezése során a tervező a szilárdsági elemzésekhez terhelési határértékeket rendel. A TA2-TA4 üzemállapotokra vezető üzemzavari folyamatok elemzése során igazolandó, hogy a legkedvezőtlenebbnak talált terhelések (hőmérséklet- és nyomásviszonyok) nem haladják meg a terhelési határértékeket. Az elemzések mellett a kísérleti vizsgálatok (pl. ejtési próbák) nélkülözhetetlenek.

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

3.2.4.1300. *„TA2-4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményeket követően a fűtőelemkötegeknek, az atomreaktor primer körének és az ahhoz kapcsolódó rendszereknek olyan állapotban kell maradniuk, hogy a besugárzott nukleáris üzemanyag rövid és hosszú távú hűtése és kezelhetősége biztosítható legyen, továbbá a hő elvonásához szükséges rendszerek rövid és hosszú távon képesek legyenek feladatuk ellátására.”*

Az egyes szerkezetek tervezése során a tervező a szilárdsági elemzésekhez terhelési határértékeket rendel. A TA2 és TA4 üzemállapotokra vezető üzemzavari folyamatok elemzése során igazolandó, hogy a legkedvezőtlenebbnak talált terhelések (hőmérséklet- és nyomásviszonyok) nem haladják meg a terhelési határértékeket. Az üzemzavari folyamatok elemzése során meghatározzák, hogy mely rendszerek és rendszerelemek szükségesek az NBSZ pontban szereplő követelmények teljesítéséhez és ennek alapján lehet meggyőződni ezek biztonsági osztályba való besorolásának helyességéről.

Az elemzések általában nem alkalmasak a fűtőelemkötegek elzáródási lehetőségének megítélésére, ezt a kérdést csak kísérleti úton lehet megvizsgálni.

3.2.4.1400. *„A TA2 üzemállapotot eredményező eseményekre a tervezés során meg kell határozni a fűtőelem-pálcák sértetlenségének megőrzését biztosító kritériumokat, a nukleáris üzemanyag hőmérsékletére, a kritikus hőfluxusra és a burkolat hőmérsékletére vonatkozó határértékek formájában. A TA4 tervezési üzemzavarokra a hosszú távú hűthetőség és kezelhetőség követelményének teljesítése érdekében meg kell határozni a fűtőelem-sérülés megengedhető maximális mértékét és jellegét.”*

TA2 üzemállapotban nem következhet be a hőátadás krízise, a DNBR értéke nem csökkenhet a megfelelő bizonytalansági tényezők figyelembe vételével meghatározott érték alá. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált forrócsatorna számításokat célszerű alkalmazni.

TA2 üzemállapotban a pálcák entalpiája nem nőhet egy meghatározott érték fölé. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált reaktorfizikai és/vagy forrócsatorna számításokat célszerű alkalmazni.

TA4 üzemállapotban a fűtőelemek nem sérülhetnek meg, de a pálcák inhermetikussá válhatnak. A pálcát sérültnek kell tekinteni, ha

- a) a burkolat maximális hőmérséklete meghalad egy a pálcák anyagára jellemző stabilitási küszöb-hőmérsékletet,
- b) a burkolat oxidációja meghalad egy olyan mértéket, hogy a ridegedés miatt a lehűtés során a burkolat tönkremenetele bekövetkezhet.

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

A sérülés e fajtái elkerülésének igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált forrócsatorna és tranziens fűtőelem-viselkedési számításokat célszerű alkalmazni.

Amennyiben nem látható be, hogy valamely meghatározott üzemzavar során csak a zónában található fűtőelem-pálcák egy része válik inhermetikussá, akkor valamennyit inhermetikusként kell tekinteni. Annak igazolására, hogy csak a fűtőelem-pálcák egy része válik inhermetikussá, kísérletileg megalapozott, vagy ésszerűen beláthatóan nagyon konzervatív kritériumot használnak.

Ki kell zárni annak lehetőségét, hogy a pálcák deformációja (felfúvódása) következtében a pálcák közti szubcsatornák oly mértékben elzáródhassanak, hogy az a fűtőelem-pálcák hűtését lehetetlenné teszi. Az ilyen sérülési mód elkerülését validált számításokkal vagy közvetlen kísérletekkel ajánlatos igazolni.

TA4 üzemállapotban a pálcák entalpiája nem nőhet egy a tervező által javasolt, az adott fűtőelemtípusra meghatározott, vagy azt konzervatívan becsülő általánosan elfogadott érték fölé. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált reaktorfizikai és/vagy forrócsatorna számításokat célszerű alkalmazni.

TA4 üzemállapotban a primerkör nyomása nem nőhet a tervezési értékhez viszonyított meghatározott érték fölé. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált rendszer termohidraulikai számításokat célszerű alkalmazni.

3.2.4.1500. „A radioaktív kibocsátásokat visszatartó vagy korlátozó fizikai gát funkciót ellátó rendszerek és rendszerelemek a biztonsági funkció ellátása érdekében teljes élettartamuk során a maximális nyomására, maximális és minimális hőmérsékletére, a termikus és nyomástranziensekre, a degradációra valamint a megadott hőmérsékleti tartomány függvényében a feszültségekre vonatkozóan kritériumokat kell meghatározni.”

és

3.2.4.1600. „A nukleáris biztonsági követelmények kielégítése érdekében a konténment teljes élettartam során a hőmérsékletére, nyomására és a szivárgás mértékére kritériumokat kell megállapítani.”

Az atomreaktor primerköre és az ahhoz csatlakozó rendszerek, valamint a konténment vonatkozásában a tervezés során kell meghatározni azokat a követelményben említett kritériumokat, amelyek révén a hatósági követelmények kielégíthetőek. A kritériumok teljesülését a biztonsági elemzések maradéktalanul igazolják.

8. MELLÉKLETEK

M1 MELLÉKLET

DÓZISOK MEGHATÁROZÁSA A LÉTESÍTMÉNY HELYISÉGEIBEN ÉS A TELEPHELYEN

Az atomerőmű helyiségeibe kerülő aktivitás elsődleges forrása az üzemzavari konténment-kibocsátás, vagy az üzemzavar következtében fellépő, a konténmentet elkerülő kibocsátás. További forrást jelenthetnek a pihentető medence, valamint a szilárd és folyékony radioaktív hulladékok gyűjtésével, tárolásával, feldolgozásával és ellenőrzésével kapcsolatos tevékenységből származó, a szellőztetett terekbe kerülő folyékony vagy gáznemű radioaktív szennyezések. A kibocsátási pontok és a kibocsátott aktivitáskoncentrációk időbeli lefutása az üzemzavar-elemzésekből ismert.

A folyamatok modellezésének célja, hogy az elsődleges kibocsátási helytől (ami általában a hermetikus tér) kezdve nyomkövesse az aktivitás terjedését az erőmű helyiségeiben, meghatározza az érintett erőművi helyiségekben fellépő sugárzási viszonyokat.

A sugárterhelés számításakor a létesítmény helyiségeiben a következő komponenseket veszik figyelembe: a helyiség légtérében lévő radionuklidok gamma-sugárzása (a béta-sugárzásból eredő dózis általában elhanyagolható), a helyiség falára kiülepedett radionuklidok gamma-sugárzása, a belégzés útján inkorporált nuklidok hatása, valamint egyéb sugárforrások (pl. fűtőelemek, radioaktív hulladék-tárolók) közvetlen és szórt sugárzása. Ha az adott helyiség padlójára jelentős aktivitással rendelkező víz kerülhet, ennek dóziszárulékát is meghatározzák.

3.5.4.0100. „Az atomerőművi blokkon biológiai védelmet kell tervezni minden olyan helyre, ahol számítani lehet a láncreakció következtében fellépő közvetlen radioaktív sugárzásra, valamint radioaktív anyag felhalmozódására”

Az NBSZ 3.5.4.0100. pontja elsősorban a tervezésre vonatkozóan fogalmaz meg követelményt, ugyanakkor teljesülését a méréseken kívül számításokkal is igazolják.

Ezekkel az elemzésekkel igazolják az NBSZ 3.4.7.0200. pontjának való megfelelést.

3.4.7.0200. „Az atomerőművi szellőző és klímarendszereknek biztosítania kell a radioaktív anyagok létesítményen belüli szétterjedésének vagy külső környezetbejutásának megakadályozását vagy csökkentését, az üzemeltető személyzet vagy a berendezések számára szükséges, a minősített állapot fenntartását szolgáló klímaviszonyokat.”

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

3.5.1.0300. „Az atomerőművi blokk minden olyan részén, ahol az üzemeltető személyzet rendeltetésszerűen tartózkodik vagy tartózkodhat, a TA1-4 üzemiállapotokban olyan munkakörnyezetet kell biztosítani, amely megfelel annak az elvnek, hogy a személyzet sugárterhelését az ésszerűen megvalósítható legalacsonyabb szinten kell tartani.”

Az NBSZ 3.5.1.0300. pontját elsősorban a megfelelő tervezéssel célszerű biztosítani, ugyanakkor annak teljesülése számításokkal igazolható, az NBSZ 3.5.1.0600. pontjának megfelelően.

3.5.1.0600. „Elemezni kell a normál és a potenciális sugárterhelést az atomerőmű teljes területén, figyelembe véve a TA1-4 és TAK1-2 üzemiállapotokat, annak érdekében, hogy az atomerőmű területén tartózkodó személyeket és a lakosságot rendszeresen vagy potenciálisan érő sugárterhelés megbecsülhető legyen.”

Ugyancsak számításokkal igazolható az NBSZ 3.5.1.0900. pontjának teljesülése.

3.5.1.0900. „A telephelyen nem sugárveszélyes munkakörben foglalkoztatott személyek sugárterhelését a telephely sugárzási jellemzőiből várható dózis maximális értékének becsülésével kell meghatározni.”

3.2.4.0400. „A TA2 üzemiállapotot eredményező kezdeti események az atomerőmű ellenőrzött zónájában csak olyan mértékű és jellegű radioaktív szennyeződést okozhatnak, amelyek az üzemszerűen alkalmazott módszerekkel, rendszerekkel és rendszerelemekkel kezelhetők és eltávolíthatók.”

Az NBSZ 3.2.4.0400. pontjában szereplő követelményeket elsősorban tervezési megoldásokkal biztosítják, megfelelő módszerek és rendszerek alkalmazásával, ugyanakkor az elemzések során kimutatják, hogy teljesülnek a követelmények.

A reaktorépületen kívüli telephelyi dózisok értékelésénél a szellőzőkéményen keresztül történő kibocsátás csak speciális meteorológiai viszonyok mellett vezet a sugárzási szint emelkedéséhez a reaktorépület közelében, azonban az alacsony kibocsátási pontokon keresztül bekövetkező kibocsátás jelentős koncentrációnövekedést eredményezhet az épületek közelében is. Mivel a kibocsátás éppen a nagy radioaktív kibocsátással járó esetekben történhet a talajszinten, az épület közelében kialakuló sugárzási viszonyok meghatározásával ilyen esetekben külön is ajánlatos foglalkozni. Az eredmények megbízhatóságát szélcsatorna kísérletek tapasztalatai alapján lehet értékelni. A számításokban a reaktorépület általában egyszerűsített geometriával (például téglatestként vagy hengerként) vehető figyelembe. Az épület méretei, valamint a szélesség és szélirány ismeretében

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

kiszámítható a recirkulációs zónában várható aktivitáskoncentráció, melyből a dóziskonverziós tényezők segítségével meghatározhatóak a dózisteljesítmény értékek.

A sugárterhelés számításakor a következő komponenseket veszik figyelembe: a légkörbe kibocsátott aktivitás gamma-sugárzása (a béta-sugárzásból eredő dózis általában elhanyagolható), a talajra és a tereptárgyakra kiülepedett radionuklidok gamma-sugárzása, a belégzés útján inkorporált nuklidok hatása, valamint egyéb sugárforrások közvetlen és szórt sugárzása.

M2 MELLÉKLET**AKTIVITÁSTERJEDÉS ÉS DÓZISOK A KÖRNYEZETBEN**

Az atomerőmű helyiségeibe kerülő aktivitás elsődleges forrása az üzemzavari konténment-kibocsátás, vagy az üzemzavar következtében fellépő, a konténmentet elkerülő kibocsátás. A környezeti kibocsátás a szellőzőkéményen vagy egyéb környezeti kibocsátási pontokon történik. A kialakuló sugárzási viszonyokat jelentős mértékben befolyásolja a szellőzőrendszer működőképessége, valamint a szellőzőrendszer paraméterei. További forrást jelenthetnek a pihentető medence, valamint a szilárd és folyékony radioaktív hulladékok gyűjtésével, tárolásával, feldolgozásával és ellenőrzésével kapcsolatos tevékenységből származó, a szellőztetett terekbe kerülő folyékony vagy gáznemű radioaktív szennyezések. A kibocsátási pontok és a kibocsátott aktivitáskoncentrációk időbeli lefutása az üzemzavar-elemzésekből ismert.

A lakosság atomerőműből származó – a természetes sugárterhelésnél általában több nagyságrenddel kisebb – többlet sugárterhelésének meghatározása során az alábbi komponensekkel szükséges számolni:

- a) a létesítmény működéséből származó közvetlen és szórt gamma- és neutronsugárzás külső sugárterhelése (ez a járulék a létesítményen kívül általában elhanyagolható),
- b) a szellőzőkéményen vagy közvetlenül az épületen keresztül történő légköri kibocsátásból eredő külső sugárterhelés a kibocsátott szennyezés csóvája, vagy a csóvából a talajra és más felszíni tárgyakra kiülepedett aktivitás következtében,
- c) a légköri kibocsátás következtében a belégzésből származó belső sugárterhelés,
- d) a légköri kibocsátás következtében a szárazföldi táplálékláncba jutó radioaktivitás által okozott belső sugárterhelés a szennyezett talajból

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

felvett radioaktivitáson, illetve a fogyasztott növényekre, gyümölcsökre történt közvetlen kiülepedésen keresztül,

- e) a folyékony kibocsátásból származó külső sugárterhelés,
- f) a folyékony kibocsátásból származó belső sugárterhelés (pl. ivóvíz vagy halak fogyasztása, öntözésen keresztül a táplálékláncba bekerült aktivitás felvétele).

A lakossági dózisek számításához megfelelő átviteli tényezőket, valamint viselkedési és fogyasztási jellemzőket használnak. A tápláléklánc tekintetében figyelembe lehet venni a tej feldolgozásának és fogyasztásának szokásait, amennyiben ezeket megfelelő statisztikus eljárásokkal elemezték.

3.5.1.1000. „A telephelyen kívül élő lakosság sugárterhelését olyan számított dózisértékek alapján kell meghatározni, melyek a kritikus csoportra vonatkoznak, és figyelembe veszik a mesterséges forrásokból származó külső és belső sugárterheléseket is, az orvosi eredetű sugárterhelés kivételével.”

Az elemzéseket az NBSZ 3.5.1.1000. pontjának megfelelően a reprezentatív személyre végzik el, azaz arra a fiktív személyre, aki egységnyi kibocsátásból a legnagyobb sugárterhelésnek kitett személyek közül reprezentatív effektív dózist szenved el. A reprezentatív személy meghatározása külön figyelmet igényel.

Az elvégzett számítások alapján lehet igazolni az NBSZ 3.2.4.0100., 3.2.4.0200. és 3.2.4.0300. pontjaiban szereplő kritériumokat.

3.2.4.0100. „A TA2-4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatokra bizonyítani kell, hogy a lakosság vonatkoztatási csoportjának 1 főre meghatározott dózisa nem haladja meg:

a) TA2 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatnál a lakossági dózismegszorítás értékét,

b) a TA4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatoknál az 5 mSv/esemény értékét.”

3.2.4.0200. „TA2 üzemállapotot eredményező kezdeti események nem okozhatnak 1 mSv/esemény/fő értéket meghaladó dózist az atomerőmű ellenőrzött zónáján kívül, az atomerőmű emberi tartózkodásra engedélyezett üzemi területein.”

3.2.4.0300. „TA4 üzemállapotot eredményező kezdeti események az atomerőmű ellenőrzött zónáján kívül, az atomerőmű emberi tartózkodásra engedélyezett üzemi területein nem okozhatnak 10 mSv effektív dózisértéket vagy 100 mGy pajzsmirigy dózisértéket meghaladó sugárterhelést.”

M2.1 Léggöri terjedés

A szennyezőanyagok léggöri terjedésének leírására megfelelően dokumentált, nemzetközileg is elfogadott modellt alkalmaznak. Egymástól eltérő modelleket lehet alkalmazni a folyamatos és a rövid idejű kibocsátások esetében, illetve a kibocsátási pont közvetlen közelében és a távolabbi környezetben. A léggöri terjedés modellezésére a forrás maximum 20-30 km-es körzetében a kétdimenziós Gauss-eloszláson alapuló csóvamodell és a háromdimenziós eloszláson alapuló puff modell alkalmazható. A néhány száz tíz kilométert meghaladó, regionális skálájú modellezés során figyelembe veszik a radiokémiai átalakulásokat, a domborzat áramlasmódosító szerepét, valamint a szárazföld és a vízfelszín eltérő tulajdonságaiból eredő hatásokat. Alapvetően két megközelítés alkalmazható.

Az egyik eljárásban egy reprezentatívnak tekinthető időszak (pl. 1 vagy 5 év) meteorológiai viszonyaira (szélirány, szélesség, Pasquill kategória, csapadék) végzik el a számításokat, azaz meghatározzák a reprezentatív személy által kapott dóziszokat. Az eredmények akkor elfogadhatóak, ha az így kapott dóziszok 95%-a nem haladja meg a kritériumként megadott értéket.

A másik megközelítés szerint elfogadhatóak a Pasquill D kategóriára és 5 m/s szélességre, száraz (0 mm/h), illetve enyhén csapadékos (1 mm/h eső) idő figyelembevételével történő számítások, amelyeket a talajszintű kibocsátások esetére Pasquill F kategóriára elvégzett számítások egészítenek ki.

A számításokkal igazolható az NBSZ 3.5.1.0600. pontjának és 3.5.1.0900. pontjának teljesülése.

3.5.1.0600. „Elemezni kell a normál és a potenciális sugárterhelést az atomerőmű teljes területén, figyelembe véve a TA1-4 és TAK1-2, üzemállapotokat, annak érdekében, hogy az atomerőmű területén tartózkodó személyeket és a lakosságot rendszeresen vagy potenciálisan sugárterhelés megbecsülhető legyen.”

3.5.1.0900. „A telephelyen nem sugárveszélyes munkakörben foglalkoztatott személyek sugárterhelését a telephely sugárzási jellemzőiből várható dózis maximális értékének becslésével kell meghatározni.”

M2.2 Vízi terjedés

A vízi aktivitásterjedés modellezése során általában a felszíni vizek közül a hazai adottságoknak megfelelően elsősorban a folyókkal ajánlatos foglalkozni. Célszerű figyelembe venni a felszíni víz szennyeződése valamennyi módját, legalább

- a) a felszíni víz közvetlen szennyeződését,

Determinisztikus biztonsági elemzések üzemelő atomerőművekben

- b) a felszíni víz közvetett szennyeződését a talajvízen keresztül,
- c) a felszíni víz közvetett szennyeződését a légköri kibocsátás vízfelszíni kihullása, illetve a talajfelszínről történő bemosódása révén.

A modell leírja a felszíni vizekben végbemenő terjedést. A folyóban történő elkeveredést megfelelő konzervativizmussal veszik figyelembe. A vízi kibocsátás során a legfontosabb besugárzási útvonalakkal (a víz, illetve a part közvetlen sugárzása, az ivóvízfogyasztás és a tápláléklánc járuléka) számolni kell.