



N3a.32. sz. útmutató

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

Verzió száma:

2.

2022. szeptember

Kiadta:

Kádár Andrea Beatrix
az OAH elnöke
Budapest, 2022

A kiadvány beszerezhető:
Országos Atomenergia Hivatal
Budapest

ELNÖKI 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, önálló szabályozó 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 védelemmel 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 üzemben 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 követelmények teljesítésének módjára vonatkozó útmutatókat az OAH elnöke 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 1/2022. (IV. 29.) OAH 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 döntésben 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 alávételével érvényesül, nem tartalmaz általánosan kötelező érvényű normákat. Az útmutató nem tekinthető hivatalos jogértelmezésnek. A jogértelmezés a jogalkalmazó mindenkori feladata és felelőssége, ezért a jelen útmutatóban leírtak kizárólag szakmai álláspontnak tekinthetők, nem használhatók fel jogértelmezésként peres vagy közigazgatási eljárás során.

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 tárgya és célja	8
1.2. Vonatkozó jogszabályok és előírások	8
2. MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK	9
2.1. Meghatározások	9
2.2. Rövidítések	11
3. DETERMINISZTIKUS ELEMZÉSEK CÉLJA	12
3.1. A determinisztikus elemzések végzésének szükségessége	12
3.2. Az elemzésekre vonatkozó általános követelmények és ajánlások	12
4. A KÓDOK ÉS MODELLEK VERIFIKÁCIÓJÁNAK ÉS VALIDÁCIÓJÁNAK DOKUMENTÁLÁSA	16
4.1. Bevezetés	16
4.2. A kódleírás	17
4.3. A verifikáció és a validáció	19
4.3.1. A verifikáció	19
4.3.2. A validáció	20
4.3.3. Független ellenőrzés eltérő számításokkal	20
4.4. Kódfejlesztés, a validáció kiterjesztése	21
5. AZ ADATSZÁRMAZTATÁS DOKUMENTÁLÁSA	21
5.1. Bevezetés	21
5.2. A Kézikönyvek	22
5.3. Az elemzési jelentések	22
5.4. Minőségbiztosítás	23
6. A REÁLISAN KONZERVATÍV ÉS A LEGJOBB BECSLÉSŰ ELEMZÉSEKRE VONATKOZÓ AJÁNLÁSOK	24
6.1. Bevezetés	24
6.1.1. Általános követelmények	25
6.1.2. Az elemzések dokumentálása	27
6.1.3. Egyszeres meghibásodás, következmény meghibásodás	28
6.2. Kezdeti események	28
6.3. Reálisan konzervatív elemzések	38
6.3.1. Bevezetés	38
6.4. Legjobb becslésű elemzések	39
7. A VIZSGÁLT FIZIKAI FOLYAMATOK MODELLEZÉSÉVEL KAPCSOLATOS AJÁNLÁSOK	41

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

7.1. Reaktorfizika	42
7.1.1. A reaktorfizikai keretparaméterek	49
7.2. Termohidraulika	52
7.3. Fűtőelem-viselkedés	55
7.4. A reaktor forrócsatornájában lejátszódó folyamatok	57
7.5. Konténment	61
7.6. Az aktivitás kikerülésének és terjedésének modellezése, a dózisok becslése a létesítmény helyiségeiben és a környezetben	64
7.6.1. Bevezetés	64
7.6.2. A forrástag	65
7.6.2.1. A fűtőelemekből kikerülő aktivitás	65
7.6.2.2. A primerköri hűtőközeg aktivitása	67
7.6.2.3. Aktivitásterjedés a konténmenten belül	69
7.6.3. Dózisok a létesítmény helyiségeiben, a telephelyen és a létesítmény környezetében	70
8. A VONATKOZÓ ELFOGADÁSI KRITÉRIUMOK TELJESÜLÉSÉNEK ELLENŐRZÉSÉRE VONATKOZÓ AJÁNLÁSOK	71
M1 MELLÉKLET	76
Dózisok meghatározása a létesítmény helyiségeiben és a telephelyen	76
M2 MELLÉKLET	79
Aktivitásterjedés és dózisok a környezetben	79
M2.1 Léggöri terjedés	80
M2.2 Vízi terjedés	81
M3 MELLÉKLET	82
Verifikációs eljárásrendre vonatkozó ajánlások	82

1. BEVEZETÉS

1.1. Az útmutató tárgya és célja

Az útmutató ajánlásokat tartalmaz az NBSZ 3a.2 és 3a.3. fejezetében rögzített előírások teljesítésére.

Az útmutató célja, hogy – ajánlásokat adva a determinisztikus biztonsági elemzésekkel kapcsolatosan – egyértelművé tegye a hatósági elvárásokat, és ezzel elősegítse az érvényes előírásokban meghatározott nukleáris biztonsági kritériumok teljesülését, az alkalmazott műszaki megoldásoknak megfelelően, a nukleáris biztonság szempontjából.

Jelen útmutató tárgykörébe a TA2-4, valamint a TAK1 üzemállapotok determinisztikus biztonsági elemzése tartozik.

1.2. Vonatkozó jogszabályok és előírások

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

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 (konfidencia intervallum)

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

Biztonsági sáv

A biztonsági sáv az adott rendszer vagy rendszerelem korlátozó fizikai paraméterértékének (amelynek túllépése a rendszer vagy rendszerelem üzemképtelenségéhez vagy hibájához vezet) és a megengedett fizikai paraméterértékének különbsége.

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 fűtőelem-pálcá-rácsban, szabályos háromszögbe rendezett három szomszédos fűtőelem-pálcá felületei és az őket összekötő virtuális szakaszok határolják. (Szélső pálcák esetén ezek a virtuális szakaszok a fűtőelemköteg falai is lehetnek.)

Kézikönyv (angol terminológiában: Handbook)

Az atomerőművi blokk egy vagy több hasonló biztonsági elemzéséhez és számításához szükséges rendszereit leíró modellek paramétereit, számítástechnikai paramétereiket, az adott elemzés(ek)/számítás(ok) kezdeti állapotaira vonatkozó névleges értékeit, valamint felső és alsó határértékeit, továbbá a felhasznált keretparaméter-rendszert és minden egyéb, az elemzés elvégzéséhez szükséges információt tartalmazó dokumentum.

Konfidenciaszint

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

Kovariancia-mátrix

Több valószínűségi változó esetén, a páronkénti kovarianciákból képzett mátrix.

Kovariancia

Két mennyiség közötti kovarianciát a következő módon definiálják

$$\text{cov}(x, y) = E\{(x - E\{x\})(y - E\{y\})\}$$

Ahol $\overline{E\{x\}}$ és $\overline{E\{y\}}$ a két valószínűségi változó várható értéke.

Kód (angol terminológiában tipikusan: software)

Az elemzéshez felhasznált elemzőszoftver.

Kódleírás (angol terminológiában: Software description/manual)

Az elemzéshez használt szoftverek számítástechnikai paramétereit, a szoftverben alkalmazott terminológiát, szoftverfunkciókat és felhasználói felületeket és a szoftver használatának kérdéseit tárgyaló dokumentum.

Kulcsparaméter

Kulcsparamétereknek nevezzük a modellek azon paramétereit, amelyek saját bizonytalansági sávjukon belül nagy hatással vannak az elemzések elfogadási kritériumainak teljesülésére.

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 fűtőelempálca burkolatán belül alapállapotban gázzal feltöltött térfogat.

2.2. Rövidítések

ATWS	Anticipated Transient Without Scram (várható üzemi események a reaktor védelmi leállításának elmaradása esetén)
CFD	Computational Fluid Dynamics (Numerikus áramlástan szimuláció)
DNBR	Departure from Nucleate Boiling Ratio (Filmforrástípusú krízisviszony)
FKSz	Főkeringtető szivattyú
PIE	Post-Irradiation Examination (Besugárzás utáni anyagvizsgálat, nem azonos a Postulated Initiating Event-tel)
TRASS	Transient and Accident Summary Sheet (Elemzett tranziens és baleseti folyamat összefoglaló jelentése/riportja)
ÜFK	Üzemeltetési Feltételek és Korlátok (angol terminológiában: Operational Limits and Conditions – OLC)

3. DETERMINISZTIKUS ELEMZÉSEK CÉLJA

3.1. A determinisztikus elemzések végzésének szükségessége

Determinisztikus elemzéseket az atomerőmű létesítésének és üzemeltetésének különböző szakaszaiban végeznek. Ezek az elemzések egyfelől a tervezés, elsősorban a biztonsági osztályba sorolt rendszerek tervezésének bázisául 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 8. fejezete foglalkozik.

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

1.7.3. Az Időszakos Biztonsági Jelentés

1.7.4. Eseti jelentések

3a.2. Általános tervezési követelmények

3a.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 kiégett üzemanyag átmeneti tárolására vonatkozóan, továbbá a nukleáris létesítmények telephelyének vizsgálatával és értékelésével, valamint új nukleáris létesítmények létesítésével kapcsolatban determinisztikus biztonsági elemzések végzését.

3.2. Az elemzésekre vonatkozó általános követelmények és ajánlások

Az NBSZ 3a. 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 3a

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

kötetében a determinisztikus biztonsági elemzésekre vonatkozó konkrét előírásokkal az útmutató más fejezetei foglalkoznak.

3a.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 különböző állapotokra vezető események gyakoriságát elemzésekkel kell igazolni.

	A	B	C
1.	Üzemállapot	Megnevezés	Esemény gyakorisága (f [1/év])
2.	TA1	normál üzem	-
3.	TA2	várható üzemi események	$f > 10^{-2}$
4.	TA3	kis gyakoriságú tervezési üzemzavarok	$10^{-2} > f > 10^{-4}$
5.	TA4	nagyon kis gyakoriságú tervezési üzemzavarok	$10^{-4} > f > 10^{-6}$

”

A determinisztikus elemzésekben is figyelembe veendő események felsorolása és az események besorolása a tervezési alap része. Az események besorolásával kapcsolatos ajánlások az útmutató 6.2. alfejezetében szerepelnek. Az útmutató egyes ajánlásai, különösen a determinisztikus biztonsági elemzések elfogadási kritériumaira vonatkozóak, függenek a fenti besorolástól.

3a.2.2.0300. „A tervezési alap kiterjesztésének két kategóriáját kell megkülönböztetni:

a) komplex üzemzavar (TAK1), vagy

b) súlyos baleset (TAK2).”

Az útmutató ajánlásokat tartalmaz a TAK1 kategóriájú üzemállapotok elemzése vonatkozásában is. A TAK2 kategóriájú, vagyis a súlyos balesetek elemzése nem része jelen útmutatónak. A TAK2, vagyis súlyos balesetek elemzéseire vonatkozó módszertani ajánlásokat az N3a.33 sz. hatósági útmutató tartalmazza.

A determinisztikus elemzések eredményeiből meghatározhatók a TA2-4 üzemállapotokban az egyes rendszerekre, rendszerelemekre vonatkozó nyomás- és hőmérséklet-értékek. Ezeket az értékeket a tervező felhasználja az adott

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

rendszerre vonatkozó szilárdsági, fáradási és egyéb számításai során, azaz a tervezés ezekben a vonatkozásokban a determinisztikus elemzésekre alapul.

3a.3.4.0400. „Biztosítani kell, hogy az atomerőmű építményei és épületszerkezetei biztonsági osztályba sorolásuk szerint elviseljék a TA1-4 üzemállapotokban és a tervezési alap kiterjesztését jelentő TAK1-2 üzemállapotban fellépő 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 meghatározhatók 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 elemzéseken alapul.

3a.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 TA3-4 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.”

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 3a.3.3.0100. és 3a.3.3.0200. pontokkal, a földrengés által kiváltott üzemzavarok determinisztikus biztonsági elemzéseinek eredményeiből meghatározhatók egyes rendszerekre, rendszerelemekre vonatkozó nyomás- és hőmérséklet-értékek, valamint a konténmentben kialakuló hőmérséklet- és nyomásviszonyok, továbbá a blokk helyiségeiben létrejövő sugárzási viszonyok.

3a.2.2.5900. „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.”

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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

3a.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 meghatározhatók a TA2-4 üzemállapotokban az egyes rendszerekre, rendszerelemekre vonatkozó nyomás- és hőmérsékletértékek. 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.

3a.7.1.0100. „A nukleárisbaleset-elhárítási eljárásokat a TA3-4 és TAK1-2 üzemállapotok és a nagyon súlyos balesetek elemzései 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 beleértve a szükséges telephelyi elhárító személyzet létszámát és összetételét.”

E követelmény nem igényel további magyarázatot.

4. A KÓDOK ÉS MODELLEK VERIFIKÁCIÓJÁNAK ÉS VALIDÁCIÓJÁNAK DOKUMENTÁLÁSA

4.1. 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:

- a) reaktorfizikai folyamatok,
- b) primer- és szekunderkörü termohidraulikai folyamatok,
- c) fűtőelem-viselkedési folyamatok,
- d) a reaktor forrócsatornájában lejátszódó folyamatok,
- e) konténment termohidraulikai és hidrogénterjedési folyamatok,
- 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 7. 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) a fejlesztőknek, illetve a felhasználóknak szóló kódleírás elkészítése,
- b) a verifikálási és validálási tevékenységek és azok dokumentálása,
- c) a validáció és a kódleírások továbbfejlesztése és azok dokumentálása, új verziók kibocsátása.

4.2. A kódleírás

A determinisztikus elemzésekhez 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 4.4. 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
- c) a kód felépítése,
- d) a kód inputjára és outputjára vonatkozó információk,
- 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 találhatók.

A kód modelljeinek leírása során bemutatják a fizikai folyamatokat leíró modellek származtatását jól dokumentált mérésekből, más kódok számítási modelljeiből, elméleti modellekből, vagy más hiteles forrásból. A kódleírás tartalmazza a fizikai folyamatokat leíró modellek paramétereit. Amennyiben az lehetséges, meg kell

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

adni e modellparaméterek hibáját vagy kovariancia-mátrixát és valószínűségi eloszlását.

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

A kódleírást a kódot fejlesztő intézmény készíti el és verifikálja saját minőségügyi rendszerében, azok megfelelőségének ellenőrzése az engedélyes feladata.

4.3. A verifikáció és a validáció

3a.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 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.”

3a.2.3.0200. „El kell végezni a tervek biztonsági szempontból meghatározó jellemzőit tartalmazó elemzések független ellenőrzését eltérő számítási módszerekkel is.”

A jelen fejezet e követelmények teljesítésére ad iránymutatást.

4.3.1. A verifikáció

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

A kód verifikációja a kódot fejlesztő, míg a modell verifikációja a modellt fejlesztő intézmény feladata. Az intézmények minőségügyi rendszere megfelelő előírásokat tartalmaz a verifikáció vonatkozásában. Ez a rendszer rögzíti a verifikáció dokumentálásának szabályait. A gyakorlatban ez azt jelenti, hogy az intézménynek rendelkeznie kell egy eljárásrenddel, amely szerint a verifikációs folyamatot minden kód esetén le kell folytatni, valamint, minden kód esetén az intézménynek rendelkeznie kell egy jegyzőkönyvvel vagy jelentéssel is, amely igazolja, hogy az adott kódra sikeresen lefolytatták a vonatkozó verifikációs eljárásrendet. Mind az eljárásrend, mind az eseti jelentések tekintetében elegendő, ha az intézménynél rendelkezésre állnak: az engedélyes a felügyeleti tevékenysége során ellenőrzi azokat, illetve a hatóság felszólítására benyújtja az engedélyezési eljárás részeként.

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

A kódok verifikációs eljárásrendjére vonatkozó ajánlásokat az M3-as melléklet tartalmazza.

4.3.2. *A validáció*

Minden kód és modell validációs jelentéssel rendelkezik, amely bemutatja, hogy az adott reaktortípusra, illetve a különböző folyamatokra vonatkozó mérési eredményeket a kód és a modell milyen pontossággal reprodukálja. A számítások és mérések összehasonlításának megfelelő statisztikai módszeren kell alapulnia. A validációs jelentés értékeli a kód és a modell 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 kód- és modellverzió adott feladatra való alkalmasságának megítélésében.

A validációs 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 kezelni kell.

Az útmutatónak nem célja a valószínűségi számítás tudományos ismertetése.

4.3.3. *Független ellenőrzés eltérő számításokkal*

Az elemzői módszerek és kódok minden esetben hibákkal terheltek, amelyek többféle forrásból származhatnak. A hibák eredete lehet például programozási vagy kódfejlesztési hiba, amelyet a fejlesztő igyekszik a felhasználói visszajelzések és tesztek eredményeivel csökkenteni, vagy az alkalmazott numerikus közelítésekből és egyszerűsítésekből származó hiba, geometriai egyszerűsítésekből eredő hiba, felhasználói hatásból eredő hibák, stb. Az ilyen jellegű hibák hatásának csökkentésére, vagy az elvégzett számítások megfelelőségének igazolására ideális eszköz egy másik, eltérő fejlesztőtől származó és adott esetben eltérő numerikus közelítéseket és egyszerűsítéseket alkalmazó kóddal történő ellenőrzőszámítás elvégzése (code-to-code). Az ilyen

számítások során az alkalmazott kezdeti és peremfeltételek meg kell, hogy egyezzenek a referenciaszámításokéval annak érdekében, hogy a számítások végeredményei összehasonlíthatók legyenek. Az ilyen jellegű ellenőrzőszámítások elvégzése kritikus fontosságú a biztonsági szempontból meghatározó jellemzők megválasztott értékeinek alátámasztásakor. Egy adott kóddal készített számítás más kóddal való független ellenőrzése csak abban az esetben lehetséges, ha mind az eredeti mind az ellenőrző kód validált az adott számítás elvégzésére.

A független elemzések végzéséhez, valamint a kapcsolódó validációs és verifikációs ajánlásokra vonatkozóan az N3a.46. sz. hatósági útmutató ad részletes útmutatást.

4.4. 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, dokumentált és befagyasztott kódverziót szabad. Munkájuk során a kód fejlesztői munkaverziókat alakíthatnak ki, de azokból a determinisztikus biztonsági elemzések végzésére elismerten alkalmazható új kódverzió csak a fenti feltételek teljesítésével hozható létre.

5. AZ ADATSZÁRMAZTATÁS DOKUMENTÁLÁSA

5.1. 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 4.2. alfejezet). Egy adott elemzéssorozatban 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 modell kézikönyvét (szükség esetén a blokkok közti különbségek feltüntetésével), a konkrét elemzésekhez pedig elemzési jelentések tartoznak (TRASS report, lásd 5.3.-as fejezet).

5.2. A Kézikönyvek

A modell leírása során bemutatják az atomerőművi blokk rendszereit, rendszerlemeit leíró modellek származtatását a megfelelő erőművi dokumentációból. A modell-leírásnak ezt a részét kézikönyvnek nevezzük. 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.

Az adott modell 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. 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 modellek kézikönyvei elemzéstípusonként természetesen különbözőek. Általában a legbonyolultabbak a reaktorfizikai és a termohidraulikai modellek 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 fűtőelemköteg-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 modellek kézikönyvei, mivel azok viszonylag kevés erőművi adatot tartalmaznak. Ezek a kézikönyvek az erőművi adatokon kívül főképpen az elemzési modellek fizikai modelljeinek paramétereit és a számítástechnikai paramétereket tartalmazzák.

5.3. Az elemzési jelentések

Az elemzendő üzemzavarokra minden elemzéshez elemzéstípusonként standard formájú elemzési jelentést célszerű készíteni (jelenlegi szóhasználatban TRASS-report). Ez a standard forma lehetőség szerint legyen azonos valamennyi

termohidraulikai, reaktorfizikai és aktivitásterjedési elemzésre. Az egyéb elemzésekre vonatkozó standard formátum ezektől a standard formátumoktól eltérhet, annak megfelelően, hogy az adott típusú elemzés és főképpen a szükséges konzervativizmusok mennyire függenek a kezdeti eseménytől (ugyanis 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 4.2. szakaszban már említett, az erőművi ÜFK által előírt nyomás- és hőmérséklet-tartományok határai, a 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 modellek számítástechnikai paramétereinek egy kisebb része szabadon változtatható lehet, ezeket a választott paramétereket az elemzési jelentés ugyancsak tartalmazza. Egyes számítástechnikai paramétereket (nódu sokra 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 részhalmozuk 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 hogy a vonatkozó adatok a kódleírásból, illetve a kézikönyvből származnak.

5.4. 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 annak végső elfogadása az engedélyes felelőssége.

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

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

A determinisztikus elemzéseket végző intézmény minőségbiztosítási tevékenységének dokumentumait az OAH 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.

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

6.1. Bevezetés

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

Módszer	Számítási kód	Input + kezdeti és peremfeltételek	Rendszerek rendelkezésre állása
TA-kategóriába tartozó elemzések esetén.			
nagyon konzervatív/ ultra konzervatív	konzervatív	konzervatív	konzervatív
reálisan konzervatív	legjobb becslés	konzervatív	konzervatív
legjobb becslés bizonytalansági elemzéssel	legjobb becslés	realisztikus input +bizonytalanságok részben konzervatív feltételezésekkel kombinálva	konzervatív
TAK-kategóriába tartozó elemzések esetén			
realisztikus	legjobb becslés	realisztikus input +bizonytalanságok	megbízhatósági adatok alapján meghatározott (pl.: PSA-számításokból származó) *

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

*Abban az esetben alkalmazható, ha a rendszerek rendelkezésre állásának bizonytalansági paraméterei ismertek és magas konfidenciaszint mellett meghatározhatók, illetve az adott kezdeti esemény vagy üzemzavari folyamat nem valószínűsíti a működésképtelenséget. Amennyiben ez nem lehetséges, úgy konzervatív adatokkal kell helyettesíteni ezeket a paramétereket.

1. táblázat – Az üzemzavar elemzések módszerei

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 valóság-hű leírását. Ezzel párhuzamosan a legtöbb ország áttért a „reálisan konzervatív” módszer alkalmazására (lásd 6.3. szakasz). Az elmúlt évtizedek során azonban egyrészt a felmerült különböző újabb igények szükségessé tették, másfelől a számítástechnika fejlődésével lehetővé vált a bizonytalanságelemzéssel kiegészített, legjobb becsléses módszer (BEPU) kialakítása (lásd 6.4. szakasz).

A számítástechnikai eszközök, illetve a tervezési alap kiterjesztésére vonatkozó követelmények fejlődésével megjelentek a tisztán legjobb becslésű elemzési eljárások is. Az NBSZ 3a.2.3.1600-as követelménye értelmében ez az elemzési mód a TAK-kategóriába tartozó üzemállapotok elemzésére alkalmazható.

6.1.1. Általános követelmények

3a.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 valóság-hűek, 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.

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

A reálisan konzervatív vagy a legjobb becslésű számítási módokkal számítássorozatot kell készíteni a biztonsági értékeléshez, amelynek során az összes kezdeti eseményt sorra kell venni. Az ezekkel kapcsolatos ajánlásokat az útmutató 6.2. 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 reaktor belső szerkezetei terhelésének ellenőrzése.
- d) a szekunderköri nyomás ellenőrzése,
- e) a hermetikus tér terhelésének ellenőrzése,
- f) a radioaktív kibocsátás és a dózisterhelés 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 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. TA-kategóriába tartozó üzemi állapotok elemzése esetén a determinisztikus biztonsági elemzésekben feltételezik, hogy az adott üzemi zavar szempontjából leglényegesebb védelmi rendszer egyik meghatározó rendszerelem nem áll rendelkezésre. Ez az egyszeres meghibásodás feltételezése/elve (lásd részletesebben a 6.1.3. szakaszban). TAK1 kategóriájú üzemi állapotok elemzése esetén az elemző nem kell, hogy egyszeres meghibásodást feltételezzon.

A reálisan konzervatív számítások során a fent említett elemzési jelentésekben rögzített módon az előzetesen kiválasztott variálandó paramétereknek az adott üzemi zavar 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 a 6.3. alfejezetben találhatóak.

A legjobb becslésű számítás önmagában csak a legjobb becslésnek megfelelő kezdeti és peremfeltételekkel történő számítást jelenti, amely a tervezési alap kiterjesztéséhez tartozó üzemi zavarok elemzésére használatos. TA-kategóriába tartozó üzemi állapotok elemzése esetén a legjobb becslés + bizonytalansági elemzés során számítássorozatot végeznek a kezdeti és peremfeltételek, valamint

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

a modellek paramétereinek saját bizonytalansági sávjukon belül történő variálásával, majd az eredmények sorozatát megfelelő statisztikai módszerrel értékelik. Így meghatározhatók 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 a 6.4. alfejezetben találhatóak.

TAK1 kategóriájú üzemállapotok elemzése esetén a realizisztikus megközelítés alkalmazható.

3a.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 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.

6.1.2. Az elemzések dokumentálása

3a.2.3.0500. „A biztonság igazolására szolgáló elemzéseket oly módon és olyan mélységben kell dokumentálni, hogy azok az atomerőmű teljes élettartama során megismételhetőek, 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, az adott új építésű atomerőművi 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 olyan mélységben, hogy az a külső szakember által felülvizsgálható vagy indokolt esetben megismételhető legyen. Az elemzések dokumentációja garantálja, hogy a különböző számítási

módszerekkel végzett független elemzések valós összehasonlítást tudnak adni a tervek biztonsági szempontból meghatározó jellemzőiről.

6.1.3. Egyszeres meghibásodás, következmény meghibásodás

Az NBSZ 3a.3.1.1100. pontja szerint a biztonsági osztályba sorolt rendszereket úgy kell tervezni, hogy azok az egyszeres meghibásodás ellen védettek legyenek. Az üzemzavar-elemzésekben is egyszeres meghibásodást kell feltételezni.

3a.2.3.1200. „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.

3a.2.4.0900. „A tervezésnek determinisztikus biztonsági elemzésekkel kell igazolni, hogy a TA2 üzemállapotot eredményező kezdeti események egyszeres meghibásodás feltételezése mellett nem vezetnek egyetlen gát funkciójának elvesztéséhez sem.”

E követelmény nem igényel további magyarázatot.

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

3a.2.3.1600. „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.”

A 6.1-es fejezet törzsszövege, illetve a 6.1.1. alfejezet bekezdéseiben foglaltak adnak ajánlást ezen NBSZ-pont értelmezéséhez.

6.2. Kezdeti események

Az alábbi NBSZ-pontok, valamint a hozzájuk tartozó ajánlások a kezdeti események meghatározásával és kategorizálásával foglalkoznak. Bár ezek a

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

pontok alapvetően a tervezésre vonatkoznak, érdemes őket az útmutatóban teljes egészükben felsorolni. A jelen útmutató azonban csak az elemzések kezdeti eseményeivel kapcsolatos ajánlásokat tartalmazza.

3a.2.2.3500. „A tervezéshez meg kell határozni mindazon feltételezhető kezdeti eseményt, amely befolyásolhatja az atomerőmű biztonságát, és ezekből determinisztikus módszerrel vagy determinisztikus és valószínűségi módszerek kombinációjával kell kiválasztani a tervezési alapba tartozókat.”

3a.2.2.4000. „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,

c) az atomerőmű üzemeltetéséből, rendszereinek, rendszerelemeinek meghibásodásából, eredő technológiai meghibásodás, vagy

d) emberi hibából ered.”

3a.2.2.4100. „A tervezési alap részét képezik mindazok az események, amelyeknek radiológiai következményei lehetnek és nem szűrhetők ki a 3a.2.2.5000. 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 pihentetőmedencére és valamennyi olyan tároló- és szállítóberendezésre, amelyek nukleáris és/vagy radioaktív anyagok tárolására, illetve szállítására szolgálnak.

3a.2.2.4200. „Az atomerőmű tervezésénél meg kell határozni az összes lehetséges külső és belső veszélyeztető tényezőt.”

3a.2.2.4300. „A külső veszélyeztető tényezők közül legalább az alábbiakat figyelembe kell venni:

a) szélsőséges szélterhelés,

b) szélsőséges külső hőmérsékletek,

c) szélsőséges csapadékviszonyok,

d) villámcsapás,

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

- e) jeges és jégmentes árvíz 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 repülőgép 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) külső tűzhatás,*
- o) elektromágneses interferencia, valamint*
- p) biológiai eredetű veszélyek.”*

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 pihentetőmedence mely állapotaira, illetve mely tároló- és szállítóberendezésre vonatkozzanak.

3a.2.2.4500. „Az atomerőmű tervezésénél legalább az alábbi belső eseményeket figyelembe kell venni a különböző TA1-4 üzemállapotok között:

a) TA1-hez tartozó normál üzemi állapotok:

- aa) teljesítményüzem,*
- ab) felterhelési folyamat,*
- ac) meleg készenléti állapot,*
- ad) meleg leállított állapot,*
- ae) hideg leállított állapot,*
- af) átrakási állapot,*
- ag) üzemelés kiszakaszolt hurokkal, amennyiben az megengedett,*
- ah) próba és teszt állapotok*

b) TA1 üzemállapotba tartozó várható üzemi tranziensek:

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

- ba) a hőmérsékletnek az Üzemeltetési Feltételek és Korlátok által megengedett sebességű emelése, vagy csökkentése,*
- bb) az Üzemeltetési Feltételek és Korlátok által megengedett mértékű ugrásszerű terhelésnövekedés, vagy -csökkenés,*
- bc) az Üzemeltetési Feltételek és Korlátok által megengedett sebességű terhelésnövekedés, vagy -csökkenés,*
- bd) szigetüzemre való áttérés háziüzemi teljesítménnyel,*
- be) túlfeszültség vagy villamos hálózat instabilitás által okozott fogyasztói kiesések, átkapcsolások, üzemi határértéket elérő lengések,*
- bf) üzemelés az Üzemeltetési Feltételek és Korlátok által engedélyezett korlátozó feltételek mellett,*
- c) TA2 üzemállapotok:*
 - ca) szabályozó rúdkeg szándékolatlan mozgása szubkritikus reaktor mellett,*
 - cb) szabályozó rúdkeg szándékolatlan mozgása teljesítményüzem mellett,*
 - cc) szabályozó rúdkegek vagy rúdcsoportok helytelen pozicionálása,*
 - cd) szándékolatlan bórsav hígulás,*
 - ce) a primer hűtőközeg tömegáramának részleges csökkenése,*
 - cf) a főgőzvezeték záró armatúrájának szándékolatlan zárása,*
 - cg) a terhelés teljes elvesztése, illetve turbinakiesés,*
 - ch) gőzfejlesztő fő tápvízáramának elvesztése,*
 - ci) a főgőz-tömegáram irányítatlan csökkenése vagy növekedése,*
 - cj) gőzfejlesztő fő tápvízrendszerének meghibásodása,*
 - ck) telephelyen kívüli villamos betáplálás elvesztése 2 óránál rövidebb időre,*
 - cl) a turbina túlterhelése,*
 - cm) a primer hűtőkör átmeneti nyomáscsökkenése,*
 - cn) gőzfejlesztő biztonsági szelepének szándékolatlan nyitása vagy más egyszeres meghibásodás által okozott szekunderköri nyomásesés,*
 - co) az üzemzavari zónahűtő rendszer indokolatlan indulása,*
 - cp) a primerköri vegyszeti és térfogatszabályozó rendszer meghibásodása,*
 - cq) nagyon kismértékű hűtőközeg vesztés, így különösen impulzusvezeték törése,*
 - cr) elsődleges végső hőelnyelő elvesztése,*

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

d) TA3 üzemállapotok:

da) primer köri hűtőközeg vesztés, így különösen kisméretű csőtörés,

db) szekunder köri kisméretű csőtörés,

dc) a hűtőközeg áram kényszerített csökkenése,

dd) fűtőelemköteg téves pozícióba helyezése,

de) egy szabályzó rúdkegél kihúzása teljesítményüzemen,

df) a térfogatkompenzátor biztonsági szelepeinek indokolatlan működése,

dg) térfogat szabályzó tartály törése,

dh) gáz halmazállapotú hulladékok visszatartására szolgáló tartály törése,

di) folyékony hulladékok gyűjtőtartályának törése,

dj) egy gőzfejlesztőcső törése, illetve az atomreaktor primer hűtőköréhez csatlakozó és részben a konténmenten kívül elhelyezkedő cső törése vagy hőcserélő cső sérülése, megelőző jódcsőcs nélkül,

dk) telephelyen kívüli villamos betáplálás elvesztése 72 óráig,

dl) aktív zóna instabilitása,

dm) a TA2 üzemállapot során szükséges reaktorleállítási funkciót ellátó rendszerek késleltetett beavatkozása,

e) TA4 üzemállapotok:

ea) főgőz vezeték törése,

eb) fő tápvíz vezeték törése,

ec) főkeringtető szivattyú beékelődés,

ed) bármely szabályzó rúdkegél kilökődése,

ee) primerköri hűtőközegvesztés, beleértve a primer kör legnagyobb átmérőjű vezetékének törését a keresztmetszet 200%-án történő kiömléssel,

ef) a nukleáris üzemanyag kezelésével, mozgatásával és tárolásával kapcsolatos üzemzavarok,

eg) egy gőzfejlesztőcső törése előzetes jódcsőccsal,

eh) több gőzfejlesztőcső törése, vagy a primer kollektor felnyílása.”

és

3a.2.2.4600. „A 3a.2.2.4500. pontban felsorolt események másik kategóriába is átsorolhatók, amennyiben megfelelő biztonsági elemzésekkel igazolható, hogy ez a

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

számított bekövetkezési gyakoriságuk alapján indokolt. Átfogó tervezési megoldásokkal kell biztosítani, hogy az összes esemény bekövetkezési gyakorisága az ésszerűen elérhető legalacsonyabb legyen. Továbbá a bekövetkezési gyakoriságon alapuló besorolástól függetlenül az összes eseményre az ésszerűen elérhető legszigorúbb elfogadási kritériumok teljesítésére kell törekedni."

Valamint

3a.2.2.4700. „A 3a.2.2.4500. pontban felsorolt eseményeken túl, a TA3-4 üzemállapotok keretein belül vizsgálni kell még az alábbi eseménycsoportokat, és az azokba tartozó konkrét kezdeti események következményeire a kezdeti események gyakoriságának megfelelő kritériumokat kell alkalmazni:

a) nehéz teher leejtése emelőgépek alkalmazása során,

b) tűz, robbanás és belső elárasztás hatásai és az általuk kiváltott kezdeti események, továbbá

c) másodlagos következményeket potenciálisan kiváltó folyamatok, így különösen a repülő tárgyak, beleértve a turbina elszabaduló részeit, meghibásodott rendszerekből kikerülő veszélyes közeg, rezgés, törött csővezeték ostorozó mozgása, folyadéksugár hatásai."

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

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

3a.2.2.4800. „Az egyedi események minden reális kombinációját figyelembe kell venni a tervezés során - beleértve a külső és a belső eredetű eseményeket is -, amelyek TA2-4 üzemállapothoz vezethetnek. A tervezésnél figyelembe veendő eseménykombinációkat mérnöki megfontolások és valószínűségi elemzések együttes figyelembevételével kell kiválasztani."

és

3a.2.2.5000. „A feltételezett kezdeti események köréből kiszűrhető:

a) a rendszerek, szerelemek meghibásodása vagy emberi hiba, vagy mindkettő következtében bekövetkező belső kezdeti esemény, ha a gyakorisága kisebb, mint 10^{-6} /év;

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

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

c) a 10^{-5} /évnél kisebb gyakorisággal ismétlődő természeti eredetű külső veszélyeztető tényező vagy olyan természeti eredetű külső veszélyeztető tényező, amelyekre belátható, hogy nem képesek fizikailag veszélyeztetni az erőművet.

és

3a.2.2.5100. „Minden olyan természeti eredetű veszélyeztető tényezőt, amelyet a fenti szűrési kritériumok alapján nem lehet kiszűrni, meg kell vizsgálni determinisztikus, illetve amennyire a legfrissebb tudományos és technikai ismeretek lehetővé teszik, valószínűségi módszerekkel is. Az elemzésnek az összes elérhető, validált adatot figyelembe kell vennie, és amennyire lehetséges, kapcsolatot kell teremtenie a veszélyeztető tényezők súlyossága, így különösképpen a nagysága és időtartama, valamint előfordulásuk gyakorisága között. Amennyire lehetséges, meg kell határozni a veszélyeztető tényezők maximális, még megalapozott mértékű súlyosságát.”

és

3a.2.2.5200. „A külső veszélyeztető tényezők elemzése során:

a) figyelembe kell venni minden releváns telephelyi és regionális adatot. Különös figyelmet kell fordítani a történelmi adatokra,

b) különös figyelmet kell fordítani az olyan veszélyeztető tényezőkre, amelyek időben változhatnak,

c) a használt módszerek és a feltételezések elfogadhatóságát igazolni kell, illetve becsülni kell az eredményeket befolyásoló bizonytalanságokat.”

és

3a.2.2.5300. „Amennyiben valamely természeti eredetű veszélyeztető tényező előfordulási gyakoriságát nem lehet elfogadhatóan kismértékű bizonytalansággal meghatározni, akkor egy olyan eseményt kell kiválasztani, amelyre igazolják a biztonság azonos szintjét.”

és

3a.2.2.5400. „Az atomerőművi blokkok nukleáris biztonságára hatással lévő külső veszélyeztető tényezők stabilitását és változásait a teljes élettartamra prognosztizálni kell, és a tervezési alapon ezt a prognosztizált értéket is figyelembe kell venni. Az időben változó veszélyeztető tényezők esetében a legkedvezőtlenebbet kell figyelembe venni.”

és

3a.2.2.5500. „Több blokkal rendelkező atomerőmű esetében az atomerőmű egésze és a blokkok tervében figyelembe kell venni, hogy egyes külső veszélyeztető tényezők egyidejűleg érinthetik az atomerőmű minden blokkját.”

és

3a.2.2.5600. „Több blokkal rendelkező atomerőmű esetében a tervezés során vizsgálni kell a blokkok által használt, megegyező rendeltetésű, típusú és üzemeltetésű biztonsági rendszerek közös okú meghibásodásának lehetőségét.”

és

3a.2.2.5700. „Több blokk által közösen alkalmazott biztonsági rendszerek meghibásodását és azoknak az egyes blokkok nukleáris biztonságára gyakorolt egyidejű hatását vizsgálni kell.”

és

3a.2.2.5800. „Olyan telephely esetén, ahol több atomerőművi blokk is üzemel, vagy amelynek közelében más nukleáris létesítmény is üzemel, elemezni kell a blokkok és a létesítmények egymásra gyakorolt hatását is 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

3a.2.2.6600. „A TAK elemzéseknek azonosítaniuk kell minden olyan ésszerűen megvalósítható intézkedést, amelyekkel megelőzhetők a súlyos balesetek. Az azonosított intézkedések eredményességétől függetlenül fel kell készülni a súlyos balesetekre is. Az elemzések keretében azonosítani kell minden olyan ésszerűen megvalósítható megoldást is, amelyekkel enyhíthetők a súlyos balesetek következményei.”

és

3a.2.2.6300. „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 TA2-4 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,
- f) hűtőközegvesztés valamelyik zóna-üzemzavari hűtőrendszer-típus teljes elvesztésével,

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

g) szabályozatlan szintcsökkenés a részlegesen feltöltött hurok melletti természetes cirkulációs üzemállapot vagy átrakás során,

h) az alapvető biztonsági funkciót ellátó rendszerek és rendszerelemek 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) egy gőzfejlesztő több hőátadó csövének egyidejű törése,

m) egy feltételezett kezdeti esemény kezeléséhez hosszú távon szükséges biztonsági rendszerek elvesztése,

n) konténment nyomáscsökkentő funkció elvesztése olyan üzemállapotokban, amikor arra szükség lenne,

o) üzemanyag-olvadással járó egyéb események,

p) katonai és polgári repülőgép becsapódása, valamint

q) a többszörös meghibásodással járó események.”

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.

3a.2.2.8000. „Az atomerőművi blokk tervezése során azonosítani kell a TA2-4 és a TAK1-2 üzemállapotokra vezető kezdeti eseményeket. A tervezési alap esetén konzervatív módszerrel, a tervezési alap kiterjesztési esetén a legjobb beclés módszerével 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

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

4. reaktivitási üzemzavarok és a teljesítmény-eloszlás anomáliái
5. a reaktor hűtővízmennyiségének növekedése
6. a reaktor hűtővízmennyiségének csökkenése
7. radioaktív kibocsátás alrendszerekből és komponensekből
8. ATWS-események

A tervezési alapba tartozó TA2-4 kategóriákhoz rendelt kezdeti események listáját elsősorban az NBSZ 3a.2.2.4500. c)-eh) pontjai tárgyalják, kiegészülve a 3a.2.2.4700., valamint a 3a.2.2.4800. ponttal. 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. A kezdeti események TA-kategóriájára vonatkozóan az NBSZ a következő engedményt teszi:

3a.2.2.4600. „A 3a.2.2.4500. pontban felsorolt események másik kategóriába is átsorolhatók, amennyiben megfelelő biztonsági elemzésekkel igazolható, hogy ez a számított bekövetkezési gyakoriságuk alapján indokolt. Átfogó tervezési megoldásokkal kell biztosítani, hogy az összes esemény bekövetkezési gyakorisága az ésszerűen elérhető legalacsonyabb legyen. Továbbá a bekövetkezési gyakoriságon alapuló besorolástól függetlenül az összes eseményre az ésszerűen elérhető legszigorúbb elfogadási kritériumok teljesítésére kell törekedni.”

Az első hat csoport tehát a reaktor különböző belső eredetű üzemzavarainak csoportosítására használható. A hetedik csoport a fűtőelem-kezelés, valamint a tároló- és szállítóeszközök üzemzavarait fogja össze (beleértve a fűtőelemek tárolását és szállítását, valamint a radioaktív anyagok tárolását). A nyolcadik csoport azokat a TA2 üzemiállapotra vezető üzemzavarokat tartalmazza, amelyek során az abszorbensrudaknak reaktorzónába való – a folyamat által indukált – beesése valamilyen okból nem következik be. A külső események, valamint a 3a.2.2.4700. pont szerinti belső eredetű események által kiváltott, determinisztikusan elemzendő üzemzavarokat nem szükséges a fenti csoportokba besorolni.

Bármilyen elemzési mód esetében igazolandó, hogy az üzemzavar még a leg súlyosabb egyszeres meghibásodás (lásd a 6.1.3. alfejezetet) fellépése mellett is teljesülnek a besorolási kategóriának megfelelő elfogadási kritériumok. Ez egyszeres mind azt is jelenti, hogy a többi, beláthatóan 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.

6.3. Reálisan konzervatív elemzések

6.3.1. 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, illetve 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 elemzésekben ún. keretparamétereket lehet használni (lásd 7.1.1 szakasz). A konzervatív paraméterválasztást 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.

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

3a.2.3.1100. „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, ugyanis szükséges annak bizonyítása, hogy az elfogadási kritériumok akkor is teljesülnek, ha a biztonsági osztályba sorolt rendszerek működtetése a biztonsági sínekről történik, vagyis a külső betáplálás elvesztésének esetén, ha a biztonsági osztályba sorolt rendszerek áramát belső (pl.: dízelgenerátor) forrásból biztosítják.

Feltételezni kell, hogy a legnagyobb értékességű szabályzóköteg a védelmi működést követően nem esik be a zónába.

3a.2.3.1300. „A TA2-3 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményeket az üzemállapot során szükséges leállítási funkciót ellátó rendszerek elvesztésével is elemezni kell. Az értékelés során a TA2 üzemállapotokkal kombinált esetekben a TA4-es, a $>10^{-3}$ /év előfordulási gyakoriságú TA3 üzemállapotokkal kombinált esetekben a TAK1-es kritériumokat kell alkalmazni.”

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

3a.2.3.1500. „A TA2-4 és TAK1 üzemállapotot eredményező események elemzéseiben kezelői beavatkozásokat csak konzervatívan 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 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.

6.4. Legjobb becslésű elemzések

A reálisan konzervatív elemzések mellett teret kaphatnak legjobb becslésű elemzések. A legjobb becslésű elemzések azon túlmenően, hogy legjobb becslésű

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

számítógépi kódokkal történnek, a rendszertechnikai jellegű paraméterek legjobb becslésű értékeit használják azok konzervatív szélsőértékei helyett. Pesszimista feltételezéseként indokolt a 7.1.1. 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:

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 fűtőelempálca gyártási adatainak) bizonytalansága, valamint a blokk üzemeltetési adatainak (pl. a zóna belépő hőmérséklete) bizonytalansága. Ezeket a bizonytalanságokat a legjobb becslés + bizonytalansági elemzés figyelembe veszi az elemzések elfogadási kritériumai teljesülésének értékelésekor.

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

Az útmutatónak nem célja a valószínűségszámítás 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

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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 bizonytalanságtípust a becslés során egységesen lehet kezelni. Az elfogadási kritériumok paraméterei legjobb becslésű értékének és az adott valószínűséghez és adott konfidenciaszinthez 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 hatása,
- 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 bizonytalanságforrást a fent említett statisztikai módszerekkel lehet kezelni. A többi bizonytalanságforrás 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.

7. 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,

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

- b) a primer- és szekunderkörben lejátszódó termohidraulikai folyamatok modellezése,
- c) a reaktor fűtőelemeiben lejátszódó termomechanikai folyamatok modellezése,
- d) a reaktor forrócsatornájában lejátszódó termohidraulikai 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 dózisek becslése a létesítmény helyiségeiben és a környezetben.

7.1. Reaktorfizika

A reaktorfizikai számítások során elégséges terjedelemben és ismert pontossággal meg kell határozni a neutron- és gamma-fluxust (tér- és energiafüggés 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 kiértékelhetők legyenek. Ezen kívül a tároló- és szállítóeszközök, 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 reaktivitástényezők kiértékelésére. A neutronfizikai modelleknek számot kell tudniuk adni arról, hogy az általuk megadott mennyiségek hogyan függenek az anyagi és geometriai tulajdonságoktól, a kiégéstől, 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, 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, fűtőelemköteg) neutronspektrumát a távolabbi környezet kis mértékben befolyásolja, ezért az így kapott hatáskeresztmetszet-adatok a nagyobb régiók (pl.

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

a teljes aktív zóna) számítására alkalmasak. A legrészletesebb energia szerinti felosztás – 10.000-30.000 energiacsoport – a rezonanciák önárnyékoló hatásának figyelembevételéhez szükséges. A fentiekkel összhangban ehhez elegendő az adott fűtőelempálca és annak nem túl tág geometriai környezetének vizsgálata. A spektrális számítások során egy olyan energia szerinti felosztást lehet alkalmazni, ahol az energiacsoportok száma 50-100. Ez a felosztás alkalmas a vizsgált heterogén régió belüli néhány csoportállandók és albedók meghatározására. Végül a vízzel moderált reaktorok aktív zónája akár néhány energiacsoportban is számolható diffúziós közelítésben.

Az adott reaktorra meghatározzák a biztonsági elemzések eredményeit alapvetően befolyásoló, reaktorfizikai jellegű kiindulási paraméterek listáját, azok burkolóértékeit, vagyis a reaktorfizikai keretparamétereket (lásd részletesebben a 7.1.1. alfejezetben), amelyeken belül maradva a zóna tervezése (és monitorozása) során még a normál üzemben korlátozhatók a később esetleg bekövetkező üzemzavarok következményei. Ezek a reaktivitástényezők a reaktivitásértékek és a teljesítményegyenlőtlenségi tényezők. Használatuk lehetővé teszi, hogy az üzemzavarok elemzéseit ne kelljen minden átrakás előtt megismételni. Továbbá a keretparaméterek meghatározásánál a számítási bizonytalanságok is figyelembe veendők.

Rendelkezésre állnak, és dokumentáltak a reaktorfizikai számítások eredményeinek bizonytalanságai. A számítási bizonytalanságok forrásai a hatáskeresztmetszetek, a geometriai és összetételadatok bizonytalanságai, valamint az ún. modellbizonytalanságok, 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 származtatott biztonsági sávok (pl. mérnöki tényezők) valószínűségi jellemzőit számszerűsítik (pl. konfidenciaszint, valószínűség).

A validáláshoz felhasználják az adott reaktortípusra érvényes

- a) matematikai tesztfeladatokat (főleg a modellezési bizonytalanságok meghatározása céljából),
- b) zéró teljesítményű kritikus rendszereken végzett mérések eredményeit,
- c) az adott reaktortípuson végzett indítási méréseket (pl. reaktivitástényezők, abszorbens értékességek),

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

- 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 üzemanyagpálca hosszúsága, a reaktorban lévő összes pálca együttes hossza,
- b) az üzemanyag-tabletták dúsítása,
- c) az üzemanyagpálcák gadolíniumtartalma,
- d) a tabletták külső átmérője,
- e) a tablettában 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 (pálcarácsosztás),
- k) a kazetták közötti távolság,
- l) az üzemanyag-kazetta kulcsmérete (laptávolság),
- m) a kazetták közötti vízrés,
- n) a központi és vezetősövek átmérője,
- o) az üzemanyag és reaktor állapotát leíró paraméterek (állapotjellemzők) valószínűségi sűrűség függvényei,
- p) a reaktor teljesítménye,
- q) a moderátorhőmérséklet,
- 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:

3a.4.1.0100. „Az aktív zóna szerkezetének, az atomreaktor belső elemeinek tervezésekor figyelembe kell venni az összes lehetséges őket érő hatást. Különösen a besugárzás, a kémiai és fizikai folyamatok, a statikus és dinamikus mechanikai terhelések, a hőmérséklet okozta deformációk és feszültségek, és a gyártási tűrések,

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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 reaktoraknában és a reaktorkosárban érvényes neutron- és gamma-fluxus meghatározására. Célszerű ezeket az értékeket ugyanazokból a Monte Carlo-, vagy transzportszámításokból származtatni, amelyekből a tartályfluens származik. Az utóbbi számítás validáltsága biztosítja egyben a reaktor belső elemeire vonatkozóét is.

A reaktorfizikai számításoknak képesnek kell lenniük a hőforrás és a kiégés eloszlásainak meghatározására különböző nodalizációs szinteken, kezdve a pálcán belüli tablettaszintű eloszlástól egészen a kötegszintig mind stacionárius, mind dinamikai folyamatok esetén. A neutronfizikai modelleknek számot kell tudniuk adni arról, hogy az általuk megadott 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 tablettaszintű hőforrást kell meghatározni, hanem azt a részt is, ami közvetlenül a hűtőközegben jelenik meg. A kúszás mértékének számítása érdekében szükséges meghatározni a burkolatban érvényes neutronfluxust is.

3a.4.1.0500. „Az atomreaktort és az aktív zónát úgy kell kialakítani, hogy a TA1-4 és TAK1 üzemállapotot eredményező események estén az atomerőművi blokk rendszereinek, rendszerelemeinek mechanikai meghibásodásai és az 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 re-kritikussági hőmérséklet maximális értéke,
- c) az üzemzavari védelem hatékonyságának minimális értéke,
- d) szubkritikusság az átrakás és az ezt követő próbák alatt,

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

- 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 xenonkoncentráció egy idő után történő csökkenését.

3a.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 neutrondetektorok azon reakciógyakoriságainak meghatározására, amelyekből a detektorjelek további modellek felhasználásával származtathatók. A számított és mért jelek összehasonlításait rendszeresen felhasználják a reaktorfizikai számítás validálására is, az összehasonlítás statisztikai jellemzőit dokumentálják.

3a.4.1.0700. „Az aktív zóna nukleáris jellemzőinek olyanoknak kell lenniük, hogy hőmérséklet-változások, a hűtőközeg elvesztése, bórhigulás 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 bórsavtartalmától, valamint a TA1-4 üzemállapotban lehetséges geometriai változásoktól. Ennek megfelelően, az üzemzavarok elemzésére szolgáló reaktorfizikai modellek csoportállandóit, vagy pontmodell esetén a reaktivitásgörbéit a fenti paraméterek szerint elegendően széles tartományban, elegendően pontosan paraméterezik. Az érvényes paramétertartományokat 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.

3a.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 subkritikuság.”

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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

3a.4.1.0900. „Az aktív zóna és komponenseinek tervezésénél biztosítani kell, hogy egy-egy zónaparaméter kismértékű megváltoztatása ne okozzon kedvezőtlen irányú, jelentős változásokat a TA1-4 és TAK1 üzemállapotokban.”

és

3a.4.1.1100. „Megfelelő tervezéssel kell megakadályozni azt, hogy az aktív zóna bármely alkatrészének nem tervezett kikerülése a zónából, vagy azon belüli elmozdulása, továbbá bármely idegen test bekerülése a zónába a reaktivitás nem tervezett növekedését vagy a hűtőközeg áramlásának akadályozását okozhassa.”

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

3a.4.1.1400. „A feltételezett kezdeti események azon részénél, amelyknél a reaktor gyors leállítása szükséges, a reaktort leállító védelmi jeleket úgy kell kialakítani, hogy a védelmi működés két különböző, független – egyenként is megfelelő redundanciával mért – fizikai jellemző bármelyikének határérték-túllépése esetén bekövetkezzen. E tranzienseknél az eseményláncok kimenetele nem függhet lényegesen attól, hogy melyik fizikai paraméter indítja el a reaktorvédelmet.”

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 transzportmódszerrel 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.

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.

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

3a.4.1.1500. „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 függnek a hűtőközeg sűrűségétől, hőmérsékletétől és bórsavtartalmától. Ennek megfelelően az üzemzavarok elemzésére szolgáló reaktorfizikai modellek csoportállandóit, vagy pontmodell esetén a reaktivitásgörbéit a fenti paraméterek szerint elegendően széles tartományban, elegendően pontosan szükséges paraméterezni. Az érvényes paramétertartományt 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 stabilitásvizsgálattal, aminek TA1-4 és TAK1 üzemállapotokra kell vonatkoznia.

3a.6.2.0100. „A friss fűtőelemkötegek számára olyan szállító-, kezelő- és tároló rendszereket, szerelemeket kell tervezni és műszaki intézkedéseket kidolgozni, amelyek:

a) megfelelő biztonsági tartalékkal kizárják a kritikusság létrejöttét,

...”

3a.6.2.0400. „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 szállítóeszközök 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

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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 összetételadatokat tekintetében a kiégés lehetséges értékeit figyelembe veszik. Előírható és feltételezhető egy minimálisan elérendő kiégés is.

7.1.1. A reaktorfizikai 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 reaktorfizikai 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 pontkinetikai paraméterei alapvetően befolyásolják. Ezért adott átrakási stratégia mellett a kezdeti, stacionárius állapothoz tartozó a pontkinetikai 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 pontkinetikai modell felhasználásával készültek.

A fentieknek megfelelően a reaktorfizikai keretparaméterek a pontkinetikai modell alábbi típusú mennyiségei lehetnek:

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

- a) adott kezdeti állapotokból induló üzemzavarokra jellemző reaktivitásértékek, vagy azokkal kapcsolatos mennyiségek (pl. nem tervezett módon mozgó abszorbensek értékességei),
- b) adott kezdeti állapotokból induló üzemzavarok elhárításával, vagy elháríthatóságával kapcsolatos reaktivitásértékek (pl. lezárási reaktivitás),
- c) adott kezdeti állapotot jellemző reaktivitásérték, vagy azzal kapcsolatos mennyiség (pl. tartalék reaktivitás),
- d) reaktivástényezők különböző kezdeti állapotokban,
- e) effektív későneutron-hányadok.

A reaktorfizikai keretparaméterek „teljessége” egyrészt azt jelenti, hogy a pontkinetikai 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, fűtőelemdarabjára 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 teljesítménykorlátokat 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, ebben a kontextusban, 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 gyakorlati alkalmazhatósága érdekében fel kell használni, hogy amennyiben egy fizikai mennyiséget korlátozunk a zónának egy adott állapotában,

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

akkor az sok esetben (az adott átrakási stratégián belül) elégségesen jó közelítéssel mindig azonos módon korlátoz egy másik állapotban is. Emiatt a zónatervezés során ellenőrizendő reaktorfizikai keretparaméterek száma csökkenthető.

A reaktorfizikai 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, hogy a töltet jellemzői belül vannak a korábban meghatározott keretrendszeren.

Nyomottvízes reaktorok (tehát pl. VVER-reaktorok) esetén legalább az alábbi reaktorfizikai keretparaméterekre van szükség:

- a) a reaktor maximális hőteljesítménye,
- b) maximális lineáris hőteljesítmény,
- c) maximális pálcateljesítmény,
- d) maximális kötegteljesítmény,
- e) maximális pálca-, köteg- és tablettakiégés,
- f) moderátorhőmérséklet szerinti reaktivástényező,
- g) fűtőelem-hőmérséklet szerinti reaktivástényező értéke,
- h) bórsav-koncentráció szerinti reaktivástényező 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) rekritikussági hőmérséklet maximális értéke,
- n) az üzemzavari védelem hatékonyságának minimális értéke,
- o) későneutron-hányad minimális értéke a kampány elejére és végére,
- p) szubkritikusság az átrakás és a próbák alatt,
- q) leállási bórsav-koncentráció előírt értéke a leállitás után eltelt idő és a hőhordozó hőmérsékletének függvényében.

7.2. Termohidraulika

A primer- és szekunderköri termohidraulikai folyamatok elemzésére rendszerkódokat célszerű használni. Ezek jellemzője, hogy a tömeg-, momentum- és hőátadási folyamatokat általában egydimenziós közelítésben írják le, esetleg a nagy térfogatú tartályok (pl.: 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, az elemzés jellegének függvényében, kiterjed tipikusan 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;
- c) a reaktorzónát a legtöbb üzemzavar elemzéséhez elegendő több egydimenziós, párhuzamos csatornával s a hozzájuk tartozó fűtőelemekkel modellezni (pl. átlagos, forró fűtőelemköteg, forró szubcsatorna);
- d) a reaktorkinetikai viselkedést minimálisan pontkinetikai vagy egydimenziós modell írja le;
- e) azon védelmi és biztonsági osztályba sorolt rendszereket, amelyek a vizsgált üzemzavari folyamatban szerepet játszhatnak, teljes egészükben modellezik;
- f) a szabályozórendszereket nem szükséges modellezni, kivéve azokat az eseteket, ahol feltételezhető, hogy hatásuk kedvezőtlenül befolyásolná a vizsgált üzemzavari folyamatot, amely esetekben ezen rendszereket (legalább konzervatív megközelítéssel) is 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. gőzvezetéktrés) 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

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

elfogadási kritérium által meghatározott határértéktől, pl. a kőkeringtető szivattyú kiesése esetében), amennyiben az egyszerűsítések konzervatív volta bizonyítható.

A hűtőközegvesztéses 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 modellbizonytalanság, valamint 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 figyelembevétel céljából;
 - 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, valamint a primerköri vízzárak hatásának modellezésére.

A nodalizáció megfelelősége tekintetében alapvetően a kódleírásban található ajánlások az irányadóak (lásd 4.2. 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.

3a.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 pihentetőmedencében tárolt fűtőelemekből mind normál, mind üzemzavari körülmények között. Az elemzés történhet a folyamatokra validált rendszerkódokkal, vagy speciális kódokkal. Mindegyik esetben igazolják az

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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 fogalmazznak meg, amelyek teljesülését a biztonsági elemzések eredményeivel szükséges igazolni.

3a.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 rendelet kritériumok szerint - teljesüljenek.”

3a.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 szükséges mértékű folyamatos hőelvonást és a végső hőelnyelő-közegbe való eljuttatást.”

3a.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.”

3a.4.3.0400. „A gőzfejlesztőket úgy kell tervezni, hogy azok biztosítsák az atomreaktor megfelelő hűtését, a TA1-4 és TAK1 üzemállapotokban.”

3a.4.3.0500. „TA2-4 üzemállapotok során biztosítani kell a maradvány hő elvezetését a reaktorból, a pihentető medencéből és a konténmentből egy vagy több redundáns hőelvonó rendszer segítségével, úgy hogy együttesen akkor is képesek legyenek a hőelvonásra, ha az egyik rendszer vagy egy rendszer redundáns ága meghibásodás miatt kiesik és vele párhuzamosan egy másik rendszer vagy redundáns ág is karbantartás vagy próba miatt üzemképtelen. Amennyiben a hőelvonó rendszer vagy annak kiszolgáló rendszere passzív tervezési megoldásokat tartalmaz, amelyekre igazolható a rendkívül alacsony meghibásodási valószínűség az adott üzemállapotra, akkor a passzív rendszerelemeket elegendő egyszeres meghibásodás ellen védettre tervezni.”

3a.4.3.0600. „Elegendő, az energiaellátás tekintetében is független és diverz hőelviteli megoldást kell biztosítani a maradványhő eltávolítására a reaktorból és a pihentető medencéből. Legalább egy tervezési megoldásnak el kell látnia a funkcióját a külső veszélyeztető tényezők által okozott TAK események során is.”

3a.4.3.0800. „Igazolni kell, hogy a fűtőelemek TA1-4 és TAK1 üzemállapotra tervezett hűtési lehetőségének megszűnése esetén elegendő idő áll rendelkezésre a fűtőelemek alternatív hűtésének megkezdésére.”

3a.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:

3a.2.3.1400. „A TA1 üzemállapotban fellépő igénybevételekre, nyomáspróbákra, a TA2-4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményekre, valamint bármely, 10^{-6} /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, az ezekhez szükséges termohidraulikai elemzések általában ugyanazokkal a számítógépi programokkal történnek, mint amelyeket a szokásos kezdeti események után fellépő folyamatok elemzésére is használnak.

Különös figyelmet 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 figyelembevétele, 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.

7.3. Fűtőelem-viselkedés

3a.4.1.2300. „A fűtőelemkötegeknek - a maximális megengedett kiégést is figyelembe véve - az Üzemeltetési Feltételek és Korlátok 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 közel álló 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.

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

3a.4.1.2600. „Eltérő fűtőelemköteg esetén a fűtőelemkötegek tervezési követelményeinek meghatározását, betarthatóságát és a nukleáris üzemanyag viselkedését leíró modelleket kísérleti eredmények segítségével kell validálni.”

A kísérletek egy része hosszú idejű erőművi besugárzásokból származik, amelyek révén ésszerű megbízhatósággal igazolják, hogy a fűtőelempálcák 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 fűtőelempálcák legfeljebb inhermetikussá válnak, de az elfogadási kritériumokban (lásd 8. fejezet) leírt sérülésük nem következik be. A követelmény igazolására a fűtőelempálcák besugárzás utáni vizsgálatát is felhasználják.

Fűtőelem-viselkedési számításokkal is szükséges kimutatni, hogy normál üzemben (TA1) és várható üzemi események során (TA2) a fűtőelempálcák épsége megőrződik, illetve hogy tervezési üzemzavarok következtében (TA3-4) legfeljebb inhermetikussá válnak, de nem sérülnek meg. A TA1 és TA2 folyamatok számítására kvázistacionárius, míg a TA3-4 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 hőmérsékletviszonyokat és a tablettaoszlop, 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 pálcá külső határán érvényes hőmérséklet axiális eloszlásának változatosságára utalnak. Az elemzések során ésszerű konzervativizmussal figyelembe veszik a technológiai paraméterek bizonytalanságait. A teljesítmény időbeli változását realisztikusan, 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 kiégésértékeknél célszerű elvégezni az üzemzavari folyamatra úgy, hogy a pálcá kezdeti állapota megfeleljen a vonatkozó

kvázistacionárius számítás adott kiégéshez tartozó állapotának. Az üzemzavari folyamat során fellépő teljesítményváltozást és a pálca határán érvényes hőmérséklet-eloszlás változását a forrócsatorna modell alapján szükséges meghatározni. A modellezés kiterjed az üzemzavar során fellépő pálcán belüli hőmérsékletviszonyokra és a tablettaszlop 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 és az alkalmazott modellek validációjának legfontosabb része a kísérleti eredményekkel való összehasonlítás. Ennek során felhasználják a részmodelleket megalapozó kísérleti eredményeket, valamint a pálcákra vagy pálca-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.

7.4. 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 üzemi állapotban az egyik alapvető biztonsági cél a fűtőelemek hermetikusságának megőrzése, kivéve ha nagy bizonyossággal belátható, hogy a TA2 kritériumok megsértése nem jár a pálca inhermetikussá válásával.

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

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

- a) a nodalizáció finomításának hatását (pl. kötegen belüli egyenlőtlenesség),
- 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,
- e) a burkolat és a 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, vagy
- b) a hőhordozó állapotának korlátozása a szubcsatornában vagy közvetlenül a hőhordozó hőmérsékletével, vagy a maximális pálcateljesítménnyel és az axiális teljesítményeloszlás konzervatív felvételével.

Az elemzések elvégzése előtt az is tisztázandó, hogy milyen konzervatív pálcánkénti teljesítményeloszlással végzendők az elemzések.

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

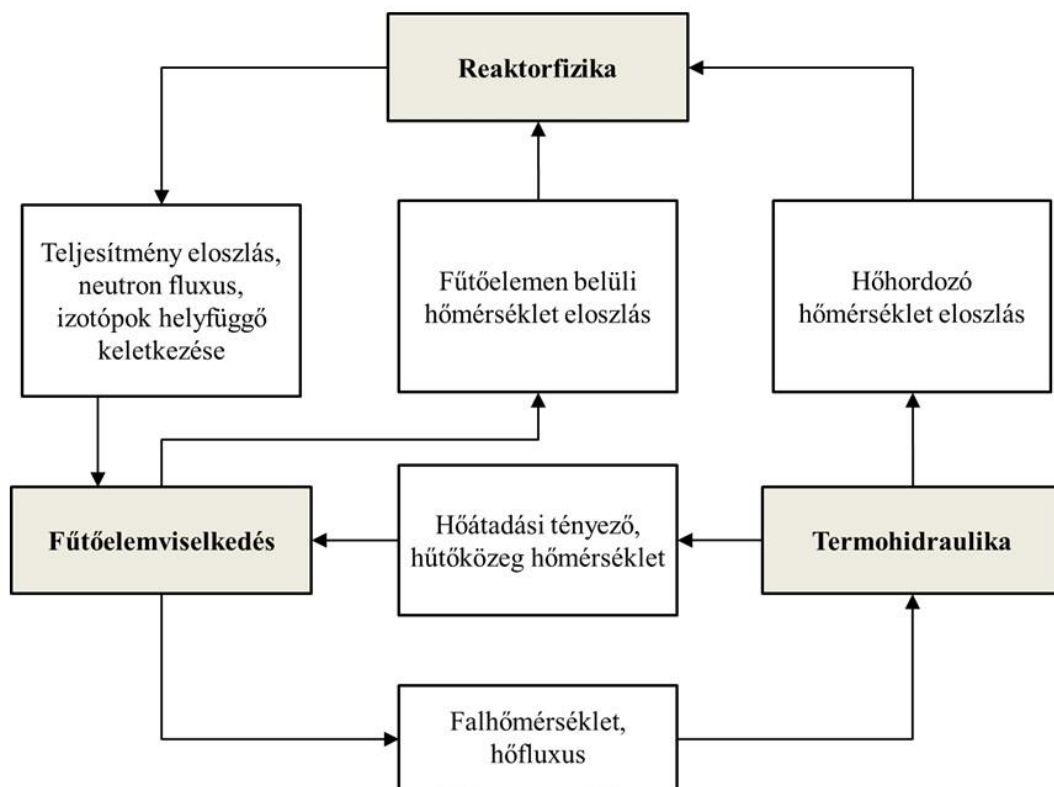
Az alkalmazandó számítási módszerek a következők:

- 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 szubcsatornára, illetve a párhuzamos szubcsatornák 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 aktív zónára végzett számításoként adódó nodális teljesítmények

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

és a forrócsatorna-faktor szorzata a forrócsatornára. A forrócsatorna-faktort még a tranziens modellezése előtt állítják be úgy, hogy a maximális megengedett lineáris hőteljesítmény (vagy a maximális pálcateljesítmény) éppen elérődjön, illetve legjobb becslésű elemzések esetén az a bizonytalan paraméterek egyike legyen.

A fenti modellek kapcsolatait mutatja az 1. ábra abban az esetben, amikor a termohidraulikai modellezést szubcsatornatípusú 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 pálcák kiégését konzervatív módon célszerű megválasztani, vagy arra vonatkozóan paramétervizsgálatot ajánlatos végezni. Ha a termomechanikai (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 termomechanikai modellek kapcsolatai

A hűtőközeg keveredését figyelembe veszik, ha az a gőzfejlődés következtében a forrócsatorna hidraulikai ellenállásának növekedésére vagy blokkolódására vezet. A kedvezőbb hűtést a hűtőközegnek a környező, kevésbé fűtött csatornákból történő bekeveredése és a turbulens hőátadás miatt akkor szabad figyelembe

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

venni, ha a jelenség leírására megfelelően validált modellt alkalmaznak. Amennyiben annak konzervativizmusa igazolható, akkor zárt forrócsatorna modellezése is elfogadható.

A fentiek arra az esetre vonatkoznak, amikor az elfogadási kritériumok szempontjából legkedvezőtlenebb pálcá egyértelműen kijelölhető, és az elfogadási kritériumok teljesülését kívánják igazolni. Ha a legkedvezőtlenebb tulajdonságú pálcá 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 forrócsatorna-számítások alkalmasak. Az engedélyes természetesen feltételezheti, hogy valamennyi pálcá 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 kiégettségének. 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 teljesítménynövekedési) értékkel rendelkező fűtőelemköteg története képezi ezután a forrócsatorna-számítások inputjának alapját. A burkolóelv alapján a legnagyobb teljesítménynövekedési értékkel rendelkező fűtőelemköteg története képezi a forrócsatorna-számítások alapját minden egyes csoportban.

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

- c) Minden egyes csoportra több forrócsatorna-számítás végzendő a tranziens lefolyását leginkább befolyásoló paraméter(ek) (pl. a kezdeti pálcatejeljesítmény és -kiegés) függvényében olyan részletességgel, hogy a kapott eredmények felhasználásával interpoláció révén kiszámítható 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 forrócsatorna 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.

7.5. Konténment

3a.4.6.0200. „A konténment radioaktív kibocsátásokat korlátozó vagy visszatartó, illetve ellenőrzött kibocsátási funkciójának megvalósításához:

a) a konténment szivárgását olyan értéken kell korlátozni, amely mellett a TA2-4 üzemállapot esetén a kibocsátások az ésszerűen elérhető legalacsonyabb szinten tarthatók, és biztosíthatóak a 3a.2.4.0100. – 3a.2.4.0500. előírásainak betartása,

(...)

d) a konténment fizikai integritásának megőrzése érdekében biztosítani kell a konténment normálüzemi klímájának megfelelőségét, és azt, hogy a konténment normálüzemi szellőzőrendszere alkalmas legyen a terv szerinti konténmenten belüli nyomás biztosítására,

(...)

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

(...)

i) a üzemanyag-olvadéknak a konténment szerkezeti integritására gyakorolt romboló hatását meg kell előzni vagy ésszerűen megvalósítható mértékben korlátozni kell.”

3a.4.6.1600. „A konténment hőelvonó rendszerének biztosítania kell a konténment nyomásának és hőmérsékletének gyors csökkentését egy hűtőközeg-vesztéssel járó

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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 elhatárolhatók, falakkal elválasztottak, különálló térrésszel szükségszerű modellezni, 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 szintén 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 időszoraival. A konténmentszámításnál meghatározzák az egyes térrészek termohidraulikai paramétereit, a nyomást, a hőmérsékletet, valamint a konténmentatmoszféra 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 figyelembevételével ajánlatos meghatározni. A szivárgási tömegáram, illetve a szivárgás integrált értéke a további aktivitásterjedési számítások egyik bemenő adatát képezi.

A konténmentben megjelenő hidrogén mennyiségét az összes keletkezési forrás (kiválás, radiolízis, korróziós folyamatok, valamint a hidrogéneltávolítás eszközeinek (hidrogénrekombinátorok) figyelembevételével célszerű meghatározni. A konténment-hidrogéneloszlás 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

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

vehessünk olyan lokális tényezőket (pl.: rekombinátorok térbeli elhelyezkedése), amelyek jelentősen befolyásolhatják a robbanóképes koncentráció kialakulását.

7.6. Az aktivitás kikerülésének és terjedésének modellezése, a dózisek becslése a létesítmény helyiségeiben és a környezetben

7.6.1. 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, 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 pihentetőmedence 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 dózisek meghatározásának folyamata két részre bontható: először szükséges meghatározni a kikerült aktivitás hígulását a dózispontig, majd a kialakuló aktivitáskoncentráció ismeretében elvégezhető a dózisek 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) figyelembevétele is.

3a.5.1.0700. „Minden dózisbecslésnek megfelelően konzervatívnak kell lennie, hogy a belső és külső sugárterhelés-számításokban meglévő bizonytalanságokat figyelembe vegyék. A számításokhoz fel kell használni a rendelkezésre álló mérési adatokat is.”

Az NBSZ 3a.5.1.0700. pontjával 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.

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

7.6.2. A forrástag

A determinisztikus elemzések kiterjednek a forrástag számítására. 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.

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

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

7.6.2.1. 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 illékonyasága szerint, de az elemzések során más, gyakorlati csoportosítások is elképzelhetők (pl. kationok, anionok, szerves és szervetlen vegyületek stb.). A környezeti terjedésszámítás

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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.

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 fűtőelempálca 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 számítása, és annak feltételezése, hogy a gáz a szemcsehatárról azonnal és akadálytalanul kijut a pálca szabad térfogatába,
- b) a szemcséből történő diffúziós kibocsátás számítása 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 kiegészi 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.

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

A kísérletek azt mutatják, hogy a 40 MWnap/kgU-nál nagyobb kiégésű pálcáknál egyre jelentősebb szerepet kapó peremeffektus jelentősen megnöveli a résbe kikerülő hányadot, így a kiégési szintek folyamatos emelkedése miatt a közelítés már nem biztosít akkora konzervativizmust, mint két évtizeddel ezelőtti bevezetésekor. A közelítés konzervativizmusáról ezért a megengedett kiégés 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 összetöredezéséből 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 számítani:

$$F = F_0 \lambda^{-\alpha},$$

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 kiégés növelésekor megfelelő számításokkal meggyőződnek. Ennek egyik eleme annak meghatározása, hogy a teljes zónaleltárban szereplő gáz halmazállapotú és illékony anyagok hány százaléka jutott ki a gázrésbe 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 gázrésbe az üzemzavar során, tekintetbe véve a gázkibocsátás hőmérséklet- és kiégés-függését. További vizsgálat tárgya lehet, hogy mely pálcákat kell inhermetikusként 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).

7.6.2.2. A primerköri hűtőközeg aktivitása

Ha az első mérnöki gátat jelentő üzemanyagmátrix és a fűtőelemek burkolata nem sérült meg, akkor a primerköri hűtőközeg aktivitása jelenti a forrástagot. A

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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 határértéket 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 izotóptípus 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.

7.6.2.3. 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 konténmentbéli 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. Az új építésű atomerőművek esetén a konténment típusának megfelelően konzervatív feltételezésekkel (például csökkentett konténmenttérfogattal) kell élni a szivárgás jellemzőinek meghatározása során, nem szükséges azonban ultrakonzervatív feltételezéseket tenni. 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 sprinklerek kimosóhatásának 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 megközelítéssel a belső és a külső konténment közötti térből történő elszívást nem lehet számításba venni tervezési üzemzavarok esetén.

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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 ÜFK-ja által előírt határértéknek megfelelően választják meg.

A pihentetőmedence üzemzavaraiból eredő kibocsátásokat önálló biztonsági elemzésekkel vizsgálják. A különböző üzemzavarokra jellemző forrástágot 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 pihentetőmedence 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 szellőztetőrendszer visszatartó hatását nem lehet figyelembe venni, hacsak nem alkalmaznak kísérletileg igazolt modelleket.

7.6.3. *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 figyelembevételével történhet. Minden esetben ajánlatos meghatározni a kibocsátási pontban a kibocsátott aktivitáskoncentrációk időbeli lefutását azokra az izotópokra, amelyek a dózisok meghatározása szempontjából lényegesek.

A dózisok meghatározását célszerű két részre bontani. A kibocsátási pontokat és a kibocsátott aktivitáskoncentrációk 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.

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

- a) a tényleges üzemzavari kibocsátások konzervatíván számolt mértéke nem haladja meg a határértékként használt aktivitáskoncentráció értékeit, és

- b) a határértékként használt aktivitáskoncentráció-értékekből számolt dózisok nem haladják meg a vonatkozó dózishatárértékeket.

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

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

8. A VONATKOZÓ ELFOGADÁSI KRITÉRIUMOK TELJESÜLÉSÉNEK ELLENŐRZÉSÉRE VONATKOZÓ AJÁNLÁSOK

A magas szintű elfogadási kritériumokat (lényegében a TA2-4 üzemiállapotokhoz tartozó maximális dózisokat) az NBSZ tartalmazza (3a.2.4.0100.). A tervezőnek kell azonban meghatározni 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.

3a.2.4.0100. „A TA2-4 üzemiállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatokra bizonyítani kell, hogy a lakosság vonatkoztatási csoportjának egy főre meghatározott dózisa nem haladja meg:

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

b) TA3 üzemiállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatnál az 1 mSv/esemény értékét, és

c) TA4 és TAK1 üzemiállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatnál az 5 mSv/esemény értékét.”

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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 7. fejezetének aktivitásterjedésre vonatkozó része tisztázza, hogy a követelményben szereplő értékekkel összevethető értékeket közvetlenül meghatározó biztonsági elemzéseket milyen mellékfeltételekkel szükséges elvégezni.

3a.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.”

A jelen útmutató 7. fejezetének aktivitásterjedésre vonatkozó része tisztázza, hogy a követelményben szereplő értékekkel összevethető értékeket közvetlenül meghatározó biztonsági elemzéseket milyen mellékfeltételekkel célszerű elvégezni.

3a.2.4.0300. „A TA3-4 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..”

A jelen útmutató 7. fejezetének aktivitásterjedésre vonatkozó része tisztázza, hogy a követelményben szereplő értékekkel összevethető értékeket közvetlenül meghatározó biztonsági elemzéseket milyen mellékfeltételekkel célszerű elvégezni.

3a.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.

3a.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.”

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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.

3a.2.4.0900. „A tervezésnek determinisztikus biztonsági elemzésekkel kell igazolni, hogy a TA2 üzemállapotot eredményező kezdeti események egyszeres meghibásodás 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 primerkörüi 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 7. 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 termohidraulikai számításokat célszerű alkalmazni.

Egyszeres hiba fennállása esetére is igazolják továbbá a 3a.2.4.1300 pontban a TA2 üzemállapotra vonatkozó követelmények teljesülését.

3a.2.4.1100. „TA2-4 és TAK1 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményeket követően a reaktivásra 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 reaktivásra ható szabályozó- és biztonságvédelmi szerkezetek tervezése során a tervező a szilárdsági elemzésekhez terhelési határértékeket rendel. A TA2-TA4 valamint TAK1 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.

3a.2.4.1200. „TA2-4 és TAK1 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.”

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

Az egyes szerkezetek tervezése során a tervező a szilárdsági elemzésekhez terhelési határértékeket rendel. A TA2-4 valamint a TAK1 üzemiállapotokra vezető üzemi zavar folyamatok elemzése során igazolandó, hogy a legkedvezőtlenebbnél talált terhelések (hőmérséklet- és nyomásviszonyok) nem haladják meg a terhelési határértékeket. Az üzemi zavar folyamatok elemzése során meghatározzák, hogy mely rendszerek és rendszer elemek 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.

3a.2.4.1300. „A TA2 üzemiállapotot 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 TA3-4 és TAK1 üzemiállapotokra a hosszú távú hűthetőség és kezelhetőség követelményének teljesítése érdekében meg kell határozni a fűtőelem-sérülés megengedhető maximális mértékét és jellegét.”

TA2 üzemiállapotban nem következhet be a hűtőrendszer krízise, a DNBR értéke nem csökkenhet a megfelelő bizonytalansági tényezők figyelembevételével meghatározott érték alá. Ennek igazolására az útmutató 7. fejezetében említett validált forrócsatorna-számításokat célszerű alkalmazni.

TA2 üzemiállapotban a pálcák entalpiája nem nőhet egy meghatározott érték fölé. Ennek igazolására az útmutató 7. fejezetében említett validált reaktorfizikai és/vagy forrócsatorna-számításokat célszerű alkalmazni.

TA3-4 valamint TAK1 üzemiállapotban 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 küszöbhőmérsékletet,
- b) a burkolat oxidációja meghalad egy olyan mértéket, hogy a ridegedés miatt a lehűtés során a burkolat tönkremenetele bekövetkezhet.

A sérülés e fajtái elkerülésének igazolására az útmutató 7. fejezetében említett validált forrócsatorna és tranziens fűtőelem-viselkedési számításokat célszerű alkalmazni.

Amennyiben nem látható be, hogy valamely meghatározott üzemi zavar során csak a zónában található fűtőelem pálcák egy része válik inhermetikussá, akkor valamennyit inhermetikusnak kell tekinteni. Ennek igazolására, hogy csak a

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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.

TA3-4 és TAK1 üzemállapotokban 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.

TA3-4 és TAK1 üzemállapotokban a primerkör nyomása nem nőhet a tervezési értékhez viszonyított meghatározott érték fölé. Ennek igazolására az útmutató 6. fejezetében említett validált termohidraulikai számításokat célszerű alkalmazni.

3a.2.4.1400. „A radioaktív kibocsátásokat visszatartó vagy rendszerek és szerelemek a biztonsági funkciójuk 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

3a.2.4.1600. „A nukleáris biztonsági követelmények kielégítése érdekében a konténment teljes élettartama 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 kielégíthetők. A kritériumok teljesülését a biztonsági elemzések maradéktalanul igazolják.

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 pihentetőmedence, 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 nyomon kövesse 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.

3a.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 anyagok felhalmozódására.”

Az NBSZ 3a.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 3a.4.7.0200. pontjának való megfelelést.

3a.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 rendszerek, rendszerelemek számára szükséges, a minősített állapot fenntartását szolgáló klímaviszonyokat.”

3a.5.1.0300. „Az atomerőművi blokk minden olyan részén, ahol az üzemeltető személyzet rendeltetészerűen tartózkodik vagy tartózkodhat, a TA1-4 és TAK1

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

üzemállapotokban olyan munkakörnyezetet kell biztosítani, amely megfelel annak az elvnek, hogy a személyzet sugárterhelését az ésszerűen megvalósítható legalacsonyabb szinten kell tartani.”

Az NBSZ 3a.5.1.0300. pontját elsősorban a megfelelő tervezéssel célszerű biztosítani, ugyanakkor annak teljesülése számításokkal igazolható, az NBSZ 3a.5.1.0600. pontjának megfelelően.

3a.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 érő dózisek megbecsülhetők legyenek.”

Ugyancsak számításokkal igazolható az NBSZ 3a.5.1.0900. pontjának teljesülése.

3a.5.1.0900. „A telephelyen nem sugárveszélyes munkakörben foglalkoztatott személyek sugárterhelését a telephely sugárzási jellemzőiből várható dózis maximális értékének becslésével kell meghatározni.”

3a.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.”

Az NBSZ 3a.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 dózisek 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 kiszámítható a recirkulációs zónában várható aktivitáskoncentráció, melyből a dóziskonverziós tényezők segítségével meghatározhatók a dózisteljesítmény-értékek.

A sugárterhelés számításakor a következő komponenseket veszik figyelembe: a légkörbe kibocsátott aktivitás gamma-sugárzása (a béta-sugárzásból eredő dózis

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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 konténmentkibocsátás, 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 pihentetőmedence, 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 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 dózisok 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.

3a.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.

Azt javasoljuk, hogy az elemzéseket az NBSZ 3a.5.1.1000. pontja szerint reprezentatív személyek csoportjára végezzék el, azaz azokra a fiktív személyekre, akik egységnyi kibocsátásból a legnagyobb sugárterhelésnek kitett személyek közül reprezentatív effektív dózist szenvednek el. A reprezentatív személyek csoportjának meghatározása külön figyelmet igényel.

Az elvégzett számítások alapján lehet igazolni az NBSZ 3a.2.4.0100., 3a.2.4.0200. és 3.2.4.0300. pontjaiban szereplő kritériumokat.

3a.2.4.0100. „A TA2-4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatokra bizonyítani kell, hogy a lakosság vonatkoztatási csoportjának egy főre meghatározott dózisa nem haladja meg:

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

b) TA3 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatnál az 1 mSv/esemény értéket, és

c) TA4 és TAK1 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményből kiinduló folyamatnál az 5 mSv/esemény értéket.”

3a.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.”

3a.2.4.0300. „A TA3-4 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 kilométert meghaladó, regionális skálájú modellezés során figyelembe veszik a radiokémiai átalakulásokat, a domborzat áramlásmódosító szerepét, valamint a szárazföld és

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

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 dózisokat. Az eredmények akkor elfogadhatók, ha az így kapott dózisok 95 %-a nem haladja meg a kritériumként megadott értéket.

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

A számításokkal igazolható az NBSZ 3a.5.1.0600. pontjának és 3a.5.1.0900. pontjának teljesülése.

3a.5.1.0600. „Elemezni kell a normál és a potenciális sugárterhelést az atomerőmű teljes területén, figyelembe véve a TA1-4 és TAK1-2 üzemi állapotokat, annak érdekében, hogy az atomerőmű területén tartózkodó személyeket és a lakosságot rendszeresen vagy potenciálisan érő sugárterhelés megbecsülhető legyen.”

3a.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,
- 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.

M3 MELLÉKLET

Verifikációs eljárásrendre vonatkozó ajánlások

A jelen ajánlás az IEC 60880-2010 és az IEC 62138-2009 európai szabványokon alapszik, de az útmutató jellegének megfelelően ezekkel egyenértékű egyéb szabványok is követhetők.

A kód verifikációjának folyamata az alábbi főbb lépésekre osztható:

- A verifikációs csoport kiválasztása
- A verifikációs terv elkészítése
- A verifikáció végrehajtása
- A verifikációs (vagy „Kódteszt”) jelentés készítése

A verifikációs folyamatot kódonként dokumentálni kell, amely lehet egy jelentésben is. A kódonkénti dokumentációnak tartalmaznia kell a kijelölt verifikációs csoporttal, a verifikációs tervvel és a teszteredményekkel kapcsolatos információkat.

M3.1 A verifikációs csoporttal szemben támasztott elvárások

A kódfejlesztés részekén végzett verifikációs tevékenységet a kód fejlesztőitől független személyeknek is el kell végezni. Természetesen a kódfejlesztő csoport is végez verifikációs tevékenységet a kapcsolódó minőségügyi terv részeként, de a verifikációt tőlük független csoportnak is végre kell hajtani. Ennek a legmegfelelőbb módja egy verifikációs csoport kijelölése, amely megfelelő kompetenciákkal és tudással bír. A kódot fejlesztők és a verifikációt végrehajtók, bár külön személyek, lehetnek ugyanazon cég alkalmazottai is. A fő hangsúly azon van, hogy e két tevékenységet különböző személyek végezzék. Harmadik fél is felkérhető a verifikációs tevékenység végrehajtására a kód célkitűzéseinek garantálására.

M3.2 A verifikációs tervvel szemben támasztott elvárások

A verifikációs tervnek, amely vagy maga a Minőségügyi Terv, vagy annak egy része, meg kell határoznia a kód verifikációjának terjedelmét és a tesztelési lépéseket.

1. A verifikációs tervet még azelőtt fel kell állítani, hogy a kód verifikációját megkezdzenék.

2. A verifikációs terv a Minőségügyi Terv része kell, hogy legyen, amelyet a verifikációra kijelölt csoport jóváhagyott.
3. A terv alapjául a kód specifikációját és a vele szemben támasztott elvárásokat kell venni.
4. A terv része kell, hogy legyen minden olyan kritérium, módszer és eszköz, amelyet alkalmazni kell a terv végrehajtása során.
 - a. A verifikáció stratégiájának, lépéseinek és módszerének kiválasztása és dokumentálása
 - b. A tesztelési környezet kiválasztása
 - c. A tesztelési eszközök kiválasztása és alkalmazásának módja (tesztelőkód, input/output szimuláció stb.)
 - d. Elfogadási kritériumok definiálása, pontosabban olyan feltételek pontos meghatározása, amelyeknek a tesztelés során a kód különböző szintjein (modul, szubrutin, globális szint) teljesülniük kell
 - e. A hibakeresés és a hibák/javítások nyilvántartása algoritmusának meghatározása
5. A tervnek ki kell térnie a kód valamennyi elemét érintő tesztelési lépésre, hogy igazolni lehessen, hogy a kóddal szemben támasztott minden követelmény teljesül. A megfelelő módszerek ismertetése az M3.3 részben kerül bővebben kifejtésre (A verifikációs terv végrehajtása).
6. Olyan részletességgel kell megadni a tervet, hogy a verifikációs csoport végre tudja azt hajtani, és megítélni, hogy a kód teljesíti-e a vele szemben támasztott követelményeket.
7. Megoldási javaslatokat kell tenni a tesztelési folyamat során feltárt, a műszaki specifikációtól való eltérések kezelésére.

M3.3 A verifikációs terv végrehajtása

A verifikációs terv végrehajtása során kézi és automatizált tesztelési eljárások egyaránt alkalmazhatóak.

M3.3.1 Modulok tesztelése

A verifikációt a modulok forráskódjának elemzésével kell kezdeni, amelyet a modulok tesztelése követ.

1. A megfelelő implementációt forráskód-elemzéssel kell kezdeni.

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

2. Minden egyes modult szisztematikusan ellenőrizni kell a tervezési specifikációnak, illetve a verifikációs tervnek megfelelően.
3. A szisztematikus ellenőrzésnek a következő részekből kell állnia:
 - a. A modul minden bemenő és kimenő adatának meghatározása
 - b. Az adatállományok határainak ellenőrzése a szubrutinokban és a függvényekben.
 - c. Matematikai eljárások megfelelőségének ellenőrzése, például: mátrix- és vektorműveletek
 - d. Beépített függvények megfelelő alkalmazásának ellenőrzése
 - e. A modulban alkalmazott iterációs eljárások konvergenciájának ellenőrzése.
 - f. A tesztelési folyamat során a modulba épített minden egyes műveletet vagy feltételvizsgálatot legalább egyszer le kell futtatni.
 - g. Minden iterációs utasításnál ellenőrizni kell, hogy az általa adott eredmény megfelel-e a specifikációban vagy a verifikációs tervben meghatározott értéknek.
4. Minden modult futtatni kell a bemenő paraméterek megengedett minimum, maximum és legalább egy köztes értéke mellett. A kombinatorikai robbanás elkerülése érdekében a verifikációs csapatnak kell meghatároznia a szükséges inputsorozatot.
5. A modul tesztelési eredményeit össze kell vetni a tervezési specifikációban meghatározott értékekkel.
6. A modulok tesztelésével igazolni kell, hogy az elvárt funkciókat teljesíti, ugyanakkor nem hajt végre szándékolatlan működést.

M3.3.2 A modulok alrendszerbe történő integrációjának ellenőrzése

Az alrendszer szintű elemzések azt mutatják meg, hogy a modulok integrációja megfelelő volt-e.

1. A modulintegrációs ellenőrzés azt mutatja meg, hogy a kívánt funkció elérését a modulok megfelelő kommunikációja biztosítja.
2. Ugyanazon tesztadatsort kell alkalmazni, amelyet modulszinten használtak.
3. Amennyiben lehetséges, az alrendszer eredményeit össze kell vetni előzetesen számított értékekkel.
4. Minden egyes modulintegrációt szisztematikusan ellenőrizni kell a tervezési specifikációnak, illetve a verifikációs tervnek megfelelően.

Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések

5. A szisztematikus ellenőrzés a következő részekből kell, hogy álljon:
 - a. az alrendszerben lehetséges valamennyi utat be kell járni legalább egyszer,
 - b. minden szál minden kimenetét legalább egyszer le kell futtatni,
 - c. Amennyiben a modulok között függő adatforgalom lehetséges, úgy azok megfelelőségét ellenőrizni kell.
 - d. Amennyiben a kapcsolódó szálak teljes körű tesztelésére nincs lehetőség az inputsorozatok természetéből adódóan, akkor tipikus helyzeteket kell definiálni.
6. A modulok kapcsolódásait és kommunikációjukat ellenőrizni kell.
7. Tesztekkel kell igazolni, hogy az alrendszer minden egyes független futási szála megfelelően végigmegy.

M3.3.3 Külső és belső adatok ellenőrzése

Az adatstruktúrákat verifikálni kell. Az alkalmazott adatok verifikációját a következő szempontok szerint kell elvégezni:

- Az alkalmazott adatstruktúrákkal való konzisztencia
- A tervezési specifikációban szereplő követelmények szerinti teljeskörűség,
- Az értékek megfelelősége.

Külső adatforrások alkalmazása esetén azok megfelelőségét külön ellenőrizni kell. Például ilyen külső adatok a következők lehetnek (a lista természetesen eltérhet a kód felhasználási területétől függően):

- Neutronhatás-keresztmetszetek,
- A vizsgált anyag izotópösszetétele,
- A modellezett objektum geometriai leírása,
- A vizsgált anyag termomechanikai tulajdonságai.

M3.3.4 A teljes rendszer felső szintű vizsgálata

Rendszer szinten minden alkotóelemnek integrálva kell lennie, tehát a felső szintű vizsgálatnak az alrendszerek megfelelő integrációjára kell vonatkoznia. Az integrációs vizsgálatokat olyan architektúrán kell végrehajtani, amelyet a kód műszaki specifikációja előír.

A tesztelést vagy egy valós körülményeket alkalmazó szimulátorprogrammal vagy valós inputadatbázison kell végrehajtani. Ezeket a tesztek a kód műszaki

specifikációjában meghatározott követelményeknek megfelelő szinten kell végrehajtani.

M3.4. A verifikációs jelentéssel szemben támasztott elvárások

A verifikációs jelentésnek az M3.2 (*A verifikációs tervvel szemben támasztott elvárások*) és az M3.3 (*A verifikációs terv végrehajtása*) alfejezetekben leírt tesztelési folyamat eredményeit kell tartalmaznia.

- A jelentésben ki kell jelenteni, hogy a kód teljesíti-e a tervezési specifikáció szerinti műszaki követelményeket.
- A tesztek során tapasztalt minden tervezési specifikációtól való eltérést listázni kell.

A jelentésnek a következő elemeket kell tartalmaznia mind modul, mind rendszer szinten:

1. A tesztek során alkalmazott hardver- és szoftverkonfiguráció
2. Tesztelési inputadatok,
3. Elvárt és kapott kimeneti értékek,
4. Minden egyes tesztelési lépés után annak meghatározása, hogy milyen következő elemeket fognak tesztelni,
5. A referencia azonosítása, amelyre a verifikáció történt,
6. A verifikációs tervben meghatározott elfogadási kritériumoknak való megfelelés.
7. Adatfájlok és dokumentumok, amelyek leírják a talált hibák jellemzőit.

A verifikációs jelentést a verifikációs csoportnak alá kell írnia. Csak olyan kódverzióval lehet számításokat végezni, amely szerepel az aláírt verifikációs jelentésben.