

国外のナトリウム冷却高速炉のレベル 1 PRA で考慮された事故シーケンス等

1. 調査範囲

国外のナトリウム冷却高速炉のうち、米国の CRBRP 及び EBR-II、独国の SNR-300、仏国の Superphenix、露国の BN600 及び BN800、並びに中国の CEFR について、可能な範囲でレベル 1 PRA の実施状況を調査した。

2. 調査結果

米国の CRBRP 及び独国の SNR-300 については炉心損傷に至る事故シーケンスグループについて情報を抽出した。米国の EBR-II については、主要な事故シーケンスについて情報を抽出した。結果を第 1 表に示す。残りの高速炉については参照可能な情報は得られなかった。

3. 評価

調査した範囲では、「常陽」において選定した事象グループは国外のナトリウム冷却高速炉のレベル 1 PRA で考慮されている事故シーケンスグループ又は主要な事故シーケンスと比べて概ね共通性が認められる。

なお、一部、米国の CRBRP 及び EBR-II の PRA において「常陽」の事象グループに直接当てはまらない事故シーケンスグループ又は事故シーケンスがある。それらについては以下の通り。

- ▶ 米国の CRBRP における ULOS は地震によるものであり、地震による、「原子炉停止機能喪失の事象グループ」と「液位確保機能喪失の事象グループ」を重畳したものに相当する。「常陽」では多数存在する事故シーケンスを、起因事象、安全機能の作動状態、措置の共通点に着目して類型化しており、事象グループごとに、措置を講じている。また、各事故シーケンスは、異常事象の発生後、複数の設計基準事故対処設備の機能喪失を重畳させている事故であることからその発生頻度は十分に低いと考えられ、事象グループが重畳する頻度は極めて低く、事象グループの重畳は不要と考えている。さらに、「常陽」では設計基準地震動を一定程度超えた地震動までの範囲において制御棒が挿入されること及び主冷却系の自然循環による崩壊熱除去に必要なバウンダリ機能の維持を別途説明する予定である。なお、仮に、これらの重畳を考慮したとしても、原子炉停止機能の喪失に対しては ULOF 等に対する措置を活用でき、液位確保機能喪失に対しては LORL に対する措置を活用できる。
- ▶ 米国の EBR-II における地震起因の Primary tank のハンガーの損傷（直接損傷事象、構造の破損）については、「常陽」において原子炉容器の支持構造が地震によって損傷する事象に相当すると考えられる。このような事象に対しては、大規模損壊対策を講じるものとし、事象の進展に応じて、格納容器破損防止措置（コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による損傷炉心物質の安全容器内保持・冷却）を可能な限り活用する。
- ▶ 米国の EBR-II における地震起因のベアリング劣化によるポンプ 2 台の急速コストダウン（炉停止成功）については、炉停止する過程での炉心損傷と解釈される。「常陽」では 1 次主循環ポンプ軸固着を起因として急速に炉心流量が低下する事故シーケンスを ULOF の事象グループに含めており、ULOF の事象グループにおいて、相当する厳しさの事故シーケンスを対象

にしている。

- ▶ 米国の EBR-II における「過熱器での小規模漏洩の事象拡大」及び「過熱器での大規模漏洩、圧力放出失敗、assembly 伝播」については、水・蒸気系を有さない「常陽」には存在しない機器での異常であることから想定は不要である。
- ▶ 米国の EBR-II におけるアルゴン加圧による Primary tank の破裂（直接損傷事象、構造物の破損）については、ループ型の「常陽」には存在しない機器での異常であることから想定は不要である。仮に、原子炉カバーガス等のバウンダリにおいて、アルゴン加圧が生じたとしても安全板を通じた排気によって過圧が防止され、原子炉冷却材バウンダリの破損や破裂は生じない。

第 1 表 PRA で考慮された事故シーケンスグループ又は事故シーケンスの「常陽」との比較

日本「常陽」	米国 CRBRP[1]	米国 EBR-II[2]	独国 SNR-300[3]
ULOF	ULOF	ULOF	Group 1
UTOP	UTOP	UTOP	Group 3
ULOHS	ULHS※1	※6	Group 2
LORL	LOS※2	※6	Group 6
PLOHS	LHSE※3	PLOHS※7、※8、※9	Group 5
	LHSL※4		
SBO	なし	※6	なし
LF	なし	※6	Group 4
	※5	※10、※11、※12、※13、※14	

- ※1 Unprotected loss of heat sink
- ※2 Loss of sodium (protected)
- ※3 Loss of heat sink - early (protected)
- ※4 Loss of heat sink - late (protected)
- ※5 ULOS (Unprotected loss of sodium)
- ※6 支配的な事故シーケンスの中に記載なし
- ※7 短期と長期を含む。
- ※8 2 系統の Shutdown cooler のうち、1 系統における冷却材 NaK 火災によって、残りの 1 系統が損傷する。
- ※9 2 次 Na 火災により 1 系統の Shutdown cooler が機能喪失するとともに残り 1 系統が損傷する。
- ※10 地震起因の Primary tank のハンガーの損傷（直接損傷事象、構造物の破損）
- ※11 地震起因のベアリング劣化によるポンプ 2 台の急速コーストダウン(炉停止成功)
- ※12 過熱器での小規模漏洩の事象拡大（2 次系ダンプされず停止されない、または圧力放出されず停止されない）
- ※13 過熱器での大規模漏洩、圧力放出失敗、assembly 伝播
- ※14 アルゴン加圧による Primary tank の破裂（直接損傷事象、構造物の破損）

[1] J. G. Giitter and M. W. Akhtar, “An Assessment of the Clinch River Breeder Reactor Core and Containment Response to Core Disruptive Accidents,” Proc. Of the Int. Topical Mtg. on Fast Reactor Safety, Vol.1, pp.463-470, Knoxville, U.S.A., April 21-25, 1985.

[2] D. J. Hill, et. al, “The EBR-II Probabilistic Risk Assessment: lessons learned regarding passive safety,” Reliability Engineering and System Safety, 62, pp.43-50 (1998).

[3] A. Bayer and K. Koberlein, “Risk-Oriented Analysis on the German Prototype Fast Breeder Reactor SNR-300,” Nuclear Safety, Vol. 25, No.1, January-February, 1984.