

設計基準外事象の設定に関する検討

区 分 変 更	
変更後資料番号	PNC SN9410 90-159
決裁年月日	平成 10 年 3 月 26 日

1990年11月

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター

この資料は、動燃事業団の開発業務を進めるため、限られた関係者だけに配布するものです。従って、その取扱いには十分注意を払って下さい。
なお、この資料の供覧、複製、転載、引用等には事業団の承認が必要です。



配 布 限 定

PNC SN9410 90-159

1 9 9 0 年 1 1 月

設計基準外事象の設定に関する検討

安全評価方針の検討

森山 正敏¹⁾, 前田 清彦¹⁾

可児 吉男²⁾

要 旨

原子炉の設置許可以降、いわゆる(5)項事象の取扱いについて議論がなされてきた。努力の重点は当然のことながら、評価不要とすることにおかれてきたのであるが、これまでの技術開発、研究開発の状況を踏まえ、ライセンサビリティというものに直面した場合、評価不要ということについて原子炉安全の専門家の間でのコンセンサスは得られていない。そこで現時点で(5)項事象の位置づけを検討することにし、規制側の基準という側面を強く意識しながら、原型炉における(5)項事象をレビューし、大型炉についての考え方を整理した。

経済合理性を追求しつつ大型化を図る場合、FBRのプラント設計が定まっていないこと、従って安全評価における設計基準事象が確立しないこと、が検討の制約条件としてあるが、そのような状況において安全評価の基準となるべき方針を設定するとなら、設計・評価の不確かさをカバーしてFBRプラント運転によるリスクのクリフェッジが設計基準事象を超えた領域に現れないことを確認することが必要であると考えられる。このような点を現行の規制指針の評価方法である決定論的手法に基づき評価する手段として、設計基準外事象を設定した。また、設計基準外事象の代表的事象として、ULOF、すなわち炉心流量減少異常時のスクラム失敗事象を起因事象として評価することを提案する。

* 1)大洗工学センター 技術開発部プラント工学室

2)大洗工学センター 技術開発部システム解析室

NOT FOR PUBLICATION

PNC SN9410 90-159

November, 1990

A Study on the Positioning of Beyond Design Basis Events

M. Moriyama¹⁾, K. Maeda¹⁾

Y. Kani²⁾

Abstract

Since the issuance of the reactor installation permit of the prototype reactor, necessity, meaning, method, etc. of the CDA assessment for the safety review of the next demonstration FBR have been discussed. The experience of the safety examination is reviewed in the first place from the point of licensing framework. Evaluation of the beyond design basis events including CDA potential events is unavoidable for the present. An effort to clarify the philosophical provision for safety review is expended. Beyond design basis event here draws a clear line of demarcation against what is called severe accident. A representative examples of the initiating event for the beyond design basis event are proposed.

1) Plant Engineering Office, Technology Development Division, OEC, PNC.

2) System Analysis Section, Technology Development Division, OEC, PNC.

目 次

要 旨

表一覧表

図一覧表

記号及び略号の説明

1. 緒言	1
2. (5)項事象について	2
2.1 (5)項が規定されるに至った背景、考え方	2
2.2 (5)項の規定が定められた理由及び規定の解釈	2
3. 原型炉における(5)項適用の実際について	7
4. (5)項事象の取扱いについて	13
5. 設計基準外事象について	17
5.1 用語概念	17
5.2 設計基準外事象の選定・評価	18
6. 立地評価について	27
6.1 立地評価の現状(原型炉における評価)	27
6.2 FBRの特徴とソーススターク	27
6.3 立地評価用事故	28
7. まとめ	31
8. 謝辞	33
9. 参考文献	34
添付資料	35

表 リ ス ト

表3-1	海外プラントにおける配管破損(LOPI)の取扱い	9
表3-2	HCDAに対する考え方の比較	10
表5-1	ATWS及びLOHS事象についての安全研究による知見	20
表5-2	CDAポテンシャル事象の安全評価上の取扱	24
表6-1	ソースタームについての安全研究による知見	30
表7-1	(5)項を指針案上解消(削除)するための考え方(例)	32

図 リ ス ト

図2-1	(5)項及び5項事象について	6
図3-1	原型炉における「評価の考え方」の適用	11
図3-2	(5)項適用の理解	12
図4-1	5項事象の考え方	26
図5-1	設計基準外事象の考え方(I)	25
図5-2	設計基準外事象の考え方(II)	26

略号の説明

FBR	:Fast Breeder Reactor	高速増殖炉
DBE	:Design Basis Accident	設計基準事象
LMFBR	:Liquid Metal cooling Fast Breeder Reactor	液体金属冷却高速増殖炉
BDBE	:Beyond Design Basis Accident	設計基準外事象
CDA	:Core Disruptive Accident	炉心崩壊事故

1. 緒 言

原型炉「もんじゅ」の設置許可以降、実証炉あるいは実用炉についてのいわゆる(5)項事象の取扱について議論がなされきた。設計の合理化をとことん追求するという立場から、(5)項事象を評価不要にすべきであるという主張もなされている。FBRの特徴を活かして格納施設を合理化すべきであるという主張もなされている。また、そのような主張を実現すべく研究開発の努力もなされてきたところである。

FBRプラントは現在実用化移行の段階にあり、実証炉プラントの基本設計が少しづつ輪郭を見せつつあるが、システムの基本構成、設備の設計概念等確固たるものにはなっていない。このような段階においてFBRの実用化をめざして、プラントの基本設計においてライセンサビリティを見据えた設計を実現して、実証炉建設が実現するまでのドライビングフォースとしなければならない。現時点あるいは今後数年の範囲で実証炉の設置許可申請を行うことを想定すると、(5)項事象を評価不要とすることについて原子炉安全の専門家のコンセンサスは得られていない。そこで現時点において、冷静かつ客観的立場に立って(5)項事象の位置付けを検討することとした。検討に当たっては、条文の解釈を通して(5)項事象を考えるとともに、それがどのように適用されたか、その結果からもアプローチすることとした。

FBRプラントの安全確保の目標は、軽水炉の目標と同等であり、現行の決定論的手法に基づき、次の目標を達成するものである。①通常運転時においては、発電所から放出される放射性廃棄物による発電所周辺における一般公衆及び従業員の放射線被曝を許容線量以下にし、さらに被曝線量を、合理的に達成できる限り低くすること。②各種事故時においては、「安全評価に関する審査指針」に定められている周辺公衆に対し著しい放射線被曝のリスクを与えないという判断基準を越える放射線被曝を与えないようとする。③立地評価に当たっては、「立地評価指針及びその適用に関する判断のめやすについて」及び「立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」に定めるめやす線量を越えないように、安全防護施設との関連において、十分公衆からの離隔を確保するものとする。

これらの目標を実現すべく、安全設計方針を確立し、また系統・設備の設計方針を決定していくわけである。FBRにおいては、実用化をめざした設計の過渡期という段階で、どういうシステムを設計すればこれらの目標が達成されるかという点について、原型炉以外例がない。したがって、経済合理性を追求しつつ大型化を図ることを自由に行うことを保証しつつ、安全確保の目標を達成するために、インプリシットに、「各種事故時を超える発生頻度の領域に被曝線量のクリフエッジが無いようにする」という目標を付け加えることとする。

2. (5)項事象について

(5)項事象とは、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」⁽¹⁾(以下「評価の考え方」という)の別紙、Ⅱ(5)において評価すべきと規定された事象をいう。その内容を図2-1に示す。以下本章に記す内容は原型炉の安全審査前の段階における推測である。

2.1 (5)項が規定されるに至った背景、考え方

①FBRでは軽水炉のような一貫した設計基準事象(DBE)が存在せず、当時の海外のFBR(FFTF、CRBRP、SNR-300、Phenix、Super-Phenix、PFR)の審査では、いずれの例でもDBEの範囲をある程度越えるとされる事象(DBBE)まで評価を拡げることにより、リスクの観点からクリフエッジがDBEの近傍にないことを確認することにより、各炉におけるDBEの安全裕度を確認する一助としていた。

②原型炉の審査においても、海外の例と同様にDBEの安全裕度を多面的に確認しておくべきであると考えられた。

③冷却材のサブクール度が大きいこと等により、DBEの範囲では事象のシナリオに大きなジャンプはないが、炉心中心付近でナトリウムボイド反応度が正であること、炉心体系の変動で正の反応度が入りうこと等により、DBEを逸脱する事象においては事象のシナリオが飛躍的に変化する(CDAに至る)可能性を持っている。このことは歴史的にみても、いずれのFBRの審査においてもなんらかの形で考慮されてきた。

④我が国の先行炉である実験炉でも、「再臨界事故」を仮想事故として評価している。

⑤CDAが発生するとした場合、放射性物質の放散量が大きくなるおそれがあるため、CDAがDBEの範囲に入るがないよう、設計等によりその発生防止対策が厳重になされているべきであると考えられた。

⑥当時の評価例で、事象経過の中で考えられるいわゆる再臨界事故における発生エネルギーは、CDA評価における発生エネルギーを下廻ることが示された。

⑦以上のような背景及び考え方に基づき、燃料集合体の流路閉塞率、配管破損の形態、炉停止系の機能喪失につき、DBEの妥当性を充分に確認すべきであると考えられた。

2.2 (5)項の規定が定められた理由及び規定の解釈

(1) 規定が定められた理由について

(5)項の規定は軽水炉に関する安全審査指針類にはみられないものである。「評価の考え方」では、このような規定を定めた理由を「LMFBRの運転実績が僅少であることに鑑み」としている。

ここで、「運転実績」とは、この指針が安全審査で使用されることを前提に作成されたことから、LMFBRの運転に先立つ安全審査も含めた一連の実績をさしていると考えられる。また、「僅少」としたのは、海外も含めたFBRの審査実績を歴史的にみるとDBEの範囲及び想定が流動的で、軽水炉におけるLOCAのような一貫した代表的DBEがなく、「もんじゅ」の審査においては、DBEによって示される安全性の裕度を慎重に確認すべきであると判断されたからであろう。

(2) (5)項事象の想定について

「評価の考え方」の(1)から(4)項では、FBRの安全審査においても軽水炉の安全審査指針類を参考にし、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」を想定し、評価することとしている。すなわち、FBRにおいても第一義的には軽水炉と同様の体系で審査すべきことを示している。したがって、「事故」時の解析結果により炉心の大きな損傷が十分防止されていることを示す必要がある。

「5項事象」は、「評価の考え方」では、「「事故」より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象」としている。

したがって、ここでいう「「事故」より更に発生頻度は低い」とは、軽水炉の審査でいう「事故」、すなわち設計の妥当性を確認するための事象としての想定範囲を逸脱して想定すべきことをいっていると判断された。また、「結果が重大であると想定される事象」とは、「事故」の判断基準からみて、炉心に大きな損傷を与える可能性がある事象をさしていると考えられた。

ただし、(5)項の規定が定められた理由から、(5)項事象の想定範囲は、DBEの安全裕度を確認する目的を達することができると判断されるものであれば良いものと考えられる。

(3) 評価の方法について

(5)項事象の評価については、「評価の考え方」では、「その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行」うこととしている。

この規定の意味するところは、つぎのように解釈される。すなわち、(5)項事象が「事故」の想定範囲を超えて発生蓋然性の極めて小さい事象であることから、その評価過程で更に発生頻度が低くなるような仮定(安全系の单一故障、パラメータの不確定巾等)を加えることは不要であること、及び(5)項事象が直接にある設備の設計の妥当性を確認するものではなく、クリフエッジの存在の有無の検討であり事象推移の解析において実際にどうなるかを評価できればよいことに鑑み、解析は最も確からしいモデル及びパラメータを用いるべきことを示していると考えられた。

(4) 判断の基準について

(5)項事象の解析結果の判断の基準について、「評価の考え方」では、「放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する」としている。

(5)項事象は、前述のとおり炉心の大きな損傷に至る可能性がある事象をその防止対策にもかかわらず想定していることから、その発生の蓋然性はその事象の発生防止対策の程度に依存する。リスクの概念からいえば、判断の基準である「適切に抑制」の程度は、想定された事象の発生の蓋然性に応じて決められるべきである。

「もんじゅ」の審査においては、設置許可申請書に記載した事象が技術的には起こることは考えられない事象であると判断されたことから、(5)項事象とは目的は異なるが、仮想事故の解析に際しての想定に相当する事象の発生蓋然性がほぼ相当するものと判断されたため、仮想事故の判断のめやすとして用いている「立地評価指針」に記載されている「めやす線量」を、(5)項事象の解析結果の判断に際しても参考にすることとされた。

(5) (6)項の規定について

「評価の考え方」では、(6)項としてFBRの立地評価の考え方を示しているが、そこでは、「立地の適否を評価する観点から」、「前項(5)までに考慮した事象の中から放射性物質の放出の拡大の可能性を考慮し、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定して重大事故の評価を行」い、「同様の観点から重大事故としてとりあげた事象を踏まえてより多くの放射性物質の放出量を仮想して」仮想事故の評価を行うこととしている。

すなわち、FBRの立地評価においても、「立地審査指針」に従い、軽水炉と同様に重大事故及び仮想事故を想定して評価すべきことを示している。この際、重大事故の想定において「事故」だけでなく(5)項事象も事象想定の検討対象として考慮すべきであるとしているが、その目的は「立地の適否を評価する」ことであり、想定すべき放射性物質の放出量は、「技術的に最大と考えられる」量としている。

したがって、重大事故の想定において必ずしも(5)項事象による放射性物質の放出量が含まれる必要はない解釈できる。

「もんじゅ」の審査においては、(5)項事象として想定した事象の発生の蓋然性の審査により、いずれの事象も技術的には起こることは考えられないと判断されたことから、仮想事故における放射性物質の放出量の想定において(5)項事象の解析結果を考慮することとされた。

2.3 原型炉の安全審査における(5)項事象の位置づけについて

(5)項の規定は、「もんじゅ」の安全審査を行うにあたり、LMFBRの運転実績が僅少であることから、安全性の評価の範囲及び想定の考え方が定着していないことに鑑み、安全性の評価に際し、事故より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象、すなわち炉心に大きな損傷を与える可能性がある事象を、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において評価すべきであることを定めたものである。

「(5)項事象」は、直接にいずれかの施設の設計の妥当性を評価するというものではなく、したがって、設計基準事象とは位置づけられない。

(5)項事象の評価方法は、運転時の異常な過渡変化及び事故の解析にあたって考慮すべき事項に係る保守的な規定を適用する必要はなく、また、その判断基準についても、事故時の判断基準を適用するものでもない。

評価の方法については、事象経過の解析に対し、モデル及びパラメータは最も確からしいものを用い、作動を要求される設備についても単一故障の仮定を要しない。

判断基準については、選定された事象の発生蓋然性を考慮して決めるべきものであり、「もんじゅ」の審査においては、設置許可申請書に記載した事象が技術的には起こるとは考えられないと判断されたため、「原子炉立地審査指針及びその適用に関するめやすについて」に示される仮想事故に対する「めやす線量」の値を、放射性物質の放散が適切に抑制されていることの判断に際しての参考とすることとされた。

なお、立地の適否を判断するための事象(重大事故及び仮想事故)を想定する際に、運転時の異常な過渡変化、事故及び「(5)項事象」を考慮することとされているが、(5)項事象は事故より更に発生頻度が低い事象を想定していることを踏まえ、立地評価の目的に応じた想定をすることが必要である。

「もんじゅ」の審査においては、設置許可申請書に記載した事象が技術的には起こるとは考えられないと判断されたことから、仮想事故としての放射性物質の放出量の想定において(5)項事象の解析結果を考慮することが適切であるとされた。

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」

[昭和55年11月6日原子力安全委員会決定]

(別紙) 液体金属冷却高速増殖炉(LMFBR)の安全設計と安全評価について II LMFBRの安全評価について

- (1) 「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の評価
- (2) 具体的事象例
- (3) 判断基準
- (4) 解析に当たっての考慮事項
- (5) 5項事象の評価
- (6) 立地評価



「事故」より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象については、LMFBRの運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。

図2-1 (5)項及び5項事象について

3. 原型炉における(5)項適用の実際について

原型炉の安全審査においては、歴史的経緯、海外の解析例等も参考とし、結果が重大と考えられる炉心が大きな損傷に至る恐れのある事象を選定することとして、工学的判断が加えられた。この際に設計上の対策、立地条件等から起因事象の発生を想定した場合軽水炉と同等の安全性が確保されていると考えられるか、あるいは起因事象の発生そのものが確実に無視しうるものは想定から除外された。(5)項事象として評価された事象には以下のものがある。⁽²⁾

(a) 局所的燃料破損事象

炉心内の局所的異常の拡大の可能性に関する観点からとりあげられた。起因事象として1燃料集合体の2/3の流路閉塞又は1燃料要素中の局部出力が設計値の2倍となる局所的過熱が想定された。

(b) 大口径配管破損事象

主冷却系配管の健全性喪失に伴う炉心冷却能力の低下に関する観点からとりあげられた。起因事象として、1次主冷却系配管の両端完全破断までを含めた大口径配管破損が想定された。

(c) 反応度抑制機能喪失事象

反応度の抑制機能喪失の観点からとりあげられた。起因事象として制御棒の異常な引抜きあるいは外部電源喪失が発生したときに何らかの原因で反応度抑制機能喪失が重なる事象が想定された。

また、重大事故は前記の「事故」及び(5)項事象のうち、放射性物質の放出の拡大の可能性を考慮し、技術的見地から見て最悪の場合には起こるかもしれないものの中から選定する必要があるが、重大事故として格納容器内放出に係る事故として「1次冷却材漏洩事故」を、格納容器外放出に係る事故として「1次アルゴンガス漏洩事故」が選定された。

(5)項事象としてとりあげた「局所的燃料破損事象」、「大口径配管破損事象」及び「反応度抑制機能喪失事象」については、発生頻度が極めて小さく、技術的見地から起こるとは考えられないでの、いずれも重大事故としてとりあげないものとされた。

仮想事故は、重大事故としてとりあげた事象等((5)項事象含む)を踏まえて、より多くの放射性物質の放出量を仮想することとされた。格納容器床上に希ガスが炉心内蓄積量の100%、よう素が10%、プルトニウムが1%放出されるとして仮想事故の評価が行われた。

「(5)項事象」としては、当時の国内外の知見の蓄積に照らしてみて、主としていわゆるHCDAに至る可能性のある事象を対象とすることが妥当であると考えられた。表3-1に海外プラントにおける配管破損の扱い、表3-2にHCDAに対する考え方の比較をまとめた。

以上の適用の実際をまとめたものが図3-1である。図の左半分に「評価の考え方」を示し、右半分に原型炉における適用の結果である評価事象を挙げた。

この(5)項事象適用の結果を理解するに、①原型炉においては、いわゆるHCDAに至る可能性のある事象を対象としていること、すなわちDBEを逸脱して事象を想定し、炉心に大きな損傷を与える可能性のある事象を対象としていること、②(5)項事象として評価された事象は発生頻度からみてDBEではない、したがって論理的つながりとして設備設計の妥当性を評価するものではないこと、③解析モデル、解析パラメータ、安全設備のクレジット等の評価方法に必ずしも保守性を要求していないこと、④技術的には起こらないという判断で重大事故としては取り上げず、放射性物質の放散が適切に抑制されていることのめやすに仮想事故についてのめやす線量を参考としていること、があげられる。これらの点を整理したものを図3-2に示す。

表3-1 海外プラントにおける配管破損(LOPI)の扱い

プラント	SNR300(西独)	FFTTF(米)	CRBRP(米)
LOPIに対する考え方	double-ended rupture を一応design baseとしている。(PSARに解析の記載があるという意味で) 原子炉容器外の配管系については最終的には、80mm ϕ (15cm 2)の漏洩が上限ということで規制側と合意。	pipe rupture はdesign basesに含めない。 (FSARによる)	コールドレグ配管のdouble-ended rupture はdesign basesに含めない。(ホットレグ配管についてでは結論出ていな い。)
LOPI対策	原子炉容器入口配管の上部流入方式採用	大破損対策なし LBB思想に立脚、その前提条件として (1) 供用前、供用中試験検査計画 (2) 材料監視計画 (3) リーク検出系性能確認	FFTTFと同じ なお、申請者は当初 double-ended rupture を design baseに含める場合と含めない場合の両方の設計を申請していた。そのときの大破損対策はスタンドパイプ(パイプスリーブ)方式。
LOPI解析	(1)PSARに記載の解析ポンプ出口、R/V入口、R/V内のコールドレグ配管でD.E.破断を解析。いずれのケースも沸騰せず。 (2)ペーパー(シアトル会議)の解析結果では、沸騰しているケースも出ている。KfKの実験によりドライアウトには至らないだろうとしている。	FSARのAppendixに破損位置と破損規模をパラメータにした解析結果あり。沸騰しないことをめやすにした許容最大破損面積が表にまとまっている。R/V入口付近でD.E.破断を考えると沸騰する。	(1)PSARの安全解析ではリーク検出性能から決めた30ガロン/分の漏洩について評価しており、もちろん炉心への影響はわずかであり沸騰しない。double-ended ruptureについてでは文献(3)にBNLの解析例あり。当然沸騰している。 (2)スタンドパイプ付きの場合は沸騰生じない。

表3-2 HCDAに対する考え方の比較

(注) * カバーガス体積までの膨張仕事量(他は1気圧まで)

国名	原子炉名	熱出力(MW)	着工年	HCDAの取扱い	解析条件	有効仕事エネルギー(最大値)(MWsec)	有効仕事エネルギー(MWsec)/熱出力(MW)
日本	JOYO	100	1970	格納容器等の設計のためのベースとしている。	全炉心燃料のスランピング (30\$/sec)	120 200(格納容器評価用)	1.2 (2.0)
アメリカ	EBR-I	1.2	1948	設計上考慮していない。			
	EBR-II	62.5	1957	格納容器等の設計のためのベースとしている。	全炉心燃料のスランピング (200\$/sec)	544 (構造評価用)	8.7
	Fermi	300	1956	格納容器等の設計のためのベースとしている。	全炉心燃料のスランピング (80\$/sec)	1900 (構造評価用)	6.3
	SEFOR	20	1965	格納容器等の設計のためのベースとしている。	炉心燃料の半径方向へのシーケンシャルなスランピング (50\$/sec)	20	1.0
	FFTF	400	1971	設計のベースとはしないが、評価を行っている。	制御棒連続引抜き +スクラム失敗(TOP) 外部電源喪失 +スクラム失敗(LOF) (50~100\$/sec)	150 350(格納容器評価用)	0.38 (0.88)
	CRBR	1120	-	設計基準事故とはしていない(=クラス9事故)。但し、設計余裕としての評価と設計対策を検討している。 10CFR100の適用は受けない。	制御棒連続引抜き +スクラム失敗(TOP) 外部電源喪失 +スクラム失敗(LOF) (30~100\$/sec)	661 1200(NRC要求) (半径方向非均質炉心 non-energetic)	0.59 (1.1)
西ドイツ	SNR-300	736	1973	評価条件として下記の項目を設定している。 ① 150MWsecに対して炉心冷却機能を維持 ② 370MWsecに対して格納容器の健全性を維持	ポンプコストダウン +スクラム失敗(LOF) 反応度挿入(原因を規定せず) +スクラム失敗(TOP) (18\$/sec)	150* 370(格納容器評価用)*	0.20 (0.50)
フランス	Phenix	560	1968	不明	不明	400(構造評価用)	0.71
	Super Phenix	3000	1976	設計基準外の事故と考えられるとしているが、HCDAを考慮した場合にも公衆に与える影響が十分に小さいことを確認している。	外部電源喪失 +スクラム失敗 (7~10\$/sec)	550 800(格納容器評価用) (SPX-II:150*, 270)	0.18 (0.27)

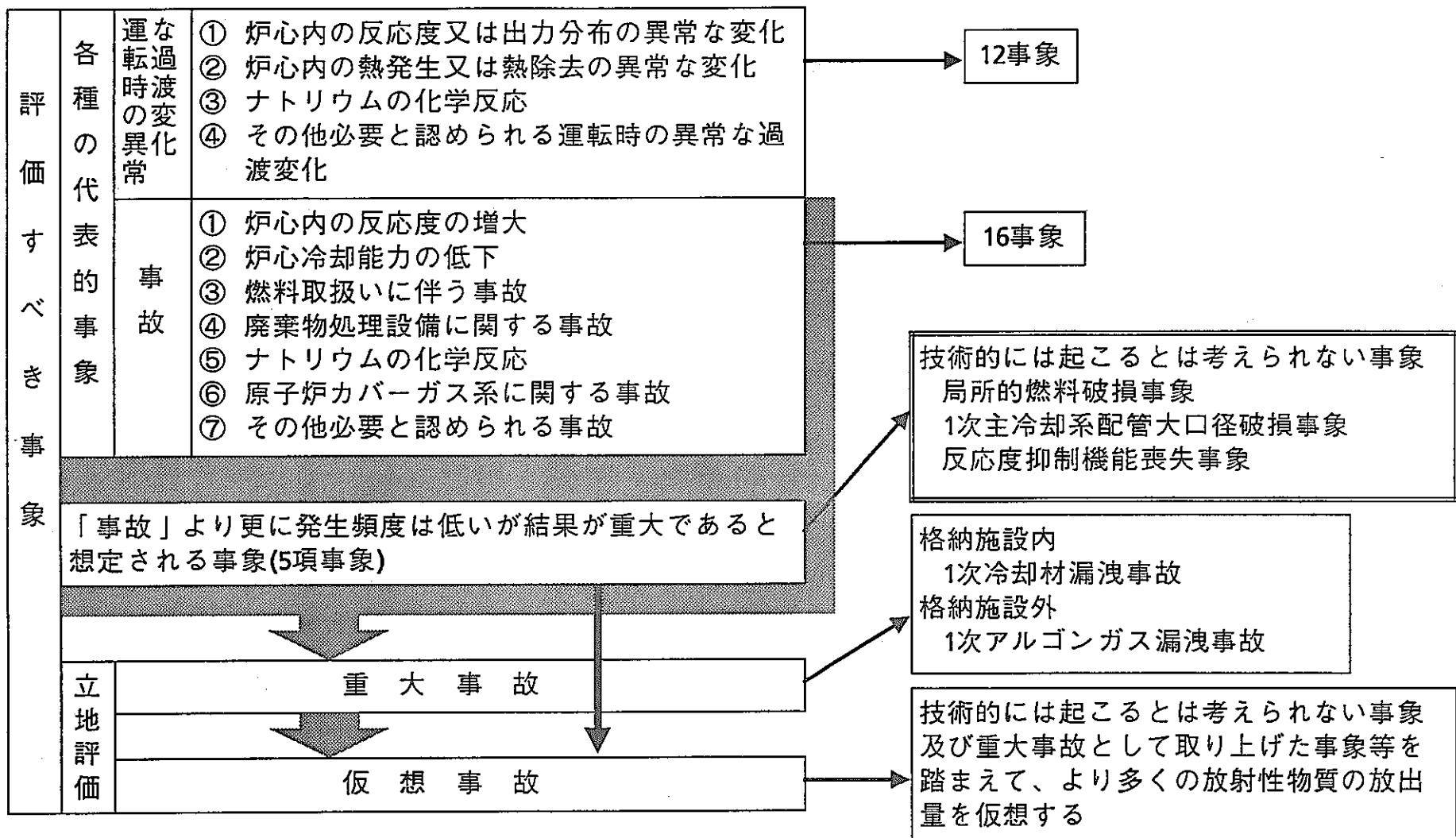


図3-1原型炉における「評価の考え方」の適用

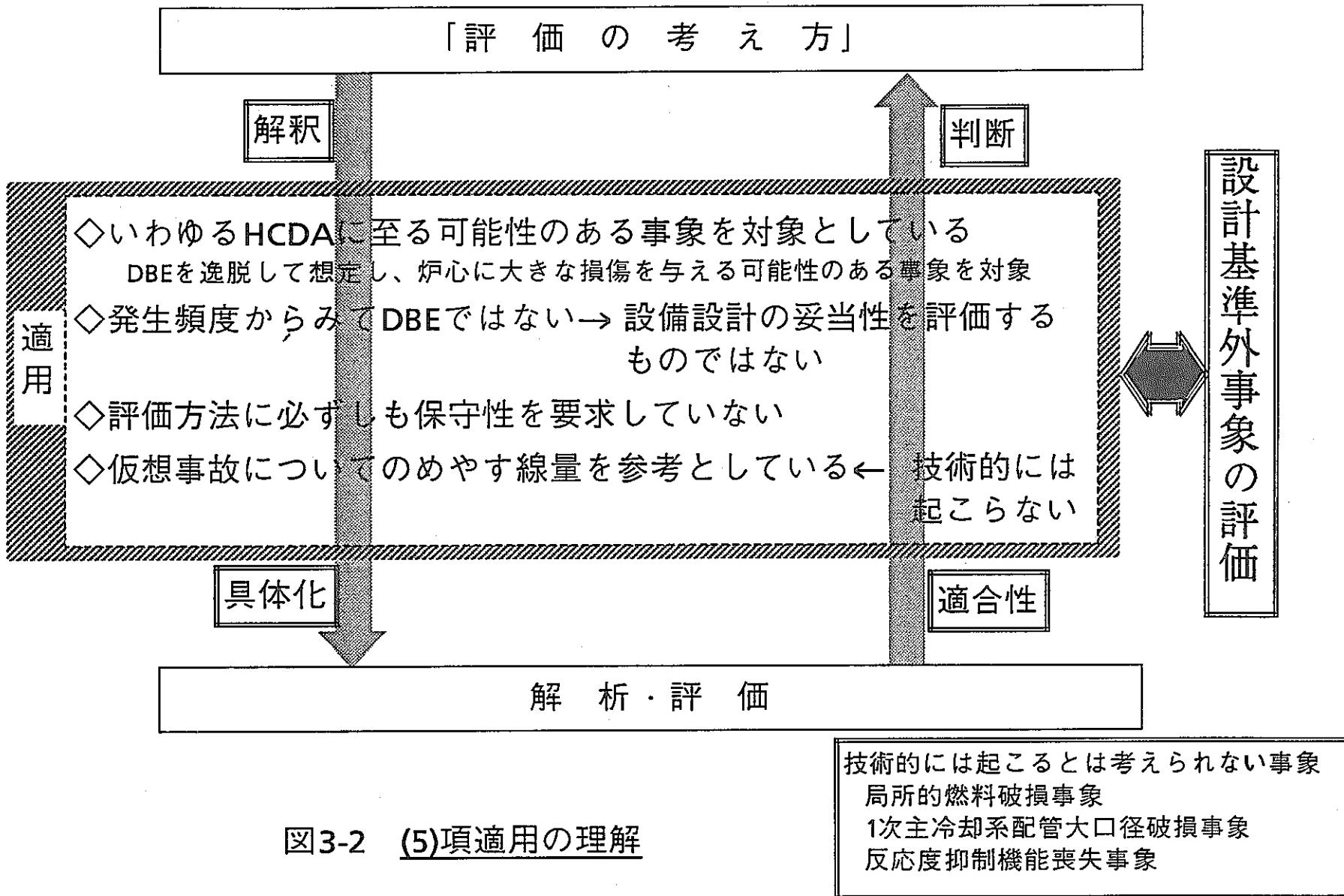


図3-2 (5)項適用の理解

4. (5)項事象の取扱いについて

原型炉の安全評価における(5)項事象は設計基準を超えたある限定された範囲の事象ということができる。これはいわゆる設計基準外事象(DBE)と考えられる。

「考え方」(5)項でいう運転実績とは、安全規制の立場で考えると安全審査の実績も含まれることになる。原型炉ではまさに研究開発段階の原子炉施設としての安全審査が行われ、規制基準も開発段階に相当するものであった。一般に実用化段階のシステムの特性が同じといえる原子炉の安全審査を積み重ねることによって安全性評価の実績が十分積まれたということができよう。実証炉については、大型化、技術開発要素の取り込み、原型炉とシステムが異なる等の要因を考慮すると、規制基準策定の面ではやはり開発段階的要素があることは否定できない。今の段階では規制の枠組みを再構成できるほど安全審査経験が成熟しているとは言えず、原型炉の延長上に考えておくことが必要であろう。従来のDBE評価に留まらず設計基準を超えた事象の評価が必要と考える所以である。

規制基準である安全評価指針の内容は、実証炉の設計及び評価を通して、技術的に判断して決定しなければならないが、判断に影響を与える外的要因として以下の事項が考えられる。

(1)FBRの特徴と国の安全規制

原型炉の設計及び実証炉の設計研究によれば、FBRの特徴の一つとして、プラント内部事象DBEの発生を想定しても格納施設の健全性に影響する事象がないことがあげられる。一方、発生頻度でDBEを超える起因事象の発生を想定した場合、重大な結果に至りうる可能性のあることも知られており、両者の発生頻度の近さあるいは遠さ、結果の重大性の度合いにも安全上の関心が払われている。「もんじゅ」の安全審査においては、『「事故」よりさらに発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象』(技術的には起こるとは考えられない事象)の評価が行われた。これは、上述のFBRの特徴ゆえにDBEを超えた事象も検討対象として、プラントの安全裕度を評価し、原子炉が持っている潜在的危険性が適切に抑制されていることを安全審査において確認したものであるといえる。FBRの特徴を認めた上でなおかつ重大な結果を引き起こす潜在的 possibility がしかるべき抑制されていることが必要である。もしもそうでなければ、DBEを超えたところで著しい放射線被曝の危険性を有する可能性があり、災害防止上支障がないとは言えなくなる。DBE近傍でのリスクプロファイルについての理解が十分あると認められるに至っていない(開発段階である)実証炉に対してもこの方法論を変える必然性は見あたらない。

(2)海外情勢

近年の世界の事故経験から、DBEに関する設計・評価に留まらず、DBEを超えた領域の評価について、原子炉設置者、規制当局とも大きな関心を払っている。特に新型炉については安全審査の経験も少ないことから、ヨーロッパ、米国とも、DBEを超えた領域の評価を行っているのが実情である。^{(4),(5)} 我が国の実証炉の安全審

査が近年中に行われるとなれば、おそらく世界で2番目の商用規模FBR発電所の安全審査となり、国際的にも注目されるところとなる。もとより国の安全審査は海外情勢に影響されることなく、我が国独自で判断しなければならないが、海外でオープンになされる議論にも十分対応でき、国際的レベルでの安全性も確保される必要がある。

(3)リスク評価の観点

リスク評価の目的は、リスクという定量的指標を用いて原子炉の安全性を評価しようとするものであり、一方我が国の安全審査は決定論を基礎になされているといえる。DBEについてはリスクは小さくなるよう設計されるので、DBEを超えた領域の評価が重要となる。DBEを超えてDBEに近いところのリスクが大きいと安全性が確保されているとは言いがたく、いわゆるリスクのクリフエッジがDBEの比較的近くに存在しないことが重要である。この点を決定論的に判断する手段として設計基準外事象の評価を行うことが考えられる。設計基準外事象の評価はDBEに基づき設計される施設の安全裕度を評価することにより、リスクのクリフエッジがDBEの近くに存在しないことを確認する手続である。

安全評価においては、DBEとして、軽水炉評価指針案解説に述べられている「発生する頻度はより低いが、原子炉施設及び周辺公衆により重大な影響を与えるおそれのある事象を包絡するもので、安全設計の妥当性の検討の観点から、評価するのが適当と判断されるもの」が選定される。DBE評価の目的は、周辺公衆に過度の放射線被曝のリスクを与えないことが、基本設計段階の安全施設で満足されていることを確認することである。この点が各種の代表的DBEについて事象毎に評価されて判断されている。評価手法として、決定論的手法と確率論的手法があるが、現在採用されているのは決定論的手法である。DBE評価の根底には、安全施設の設計の妥当性をDBEベースで評価すればトータルのリスクは小さいという判断があると考えられる。FBRについて発生頻度を考慮したDBEベースで基本設計がなされた設備でもって、そのトータルリスクが十分小さいと言えるか否かの判断はもう少し先まで待たなければならないであろう。なぜならば、FBRの特徴として、DBEが発生頻度の観点及び工学的判断からある範囲で抽出されたとき、耐圧機能を持った格納施設が必ずしも要求されない点があげられる。あるいは軽水炉とは多重防護の物理的障壁についての設計が異なるものになる。また、安全保護系として設けられる設備が、必ずしもDBEで作動を要求されない場合もあり、念のため設けられる設備である場合も考えられる。

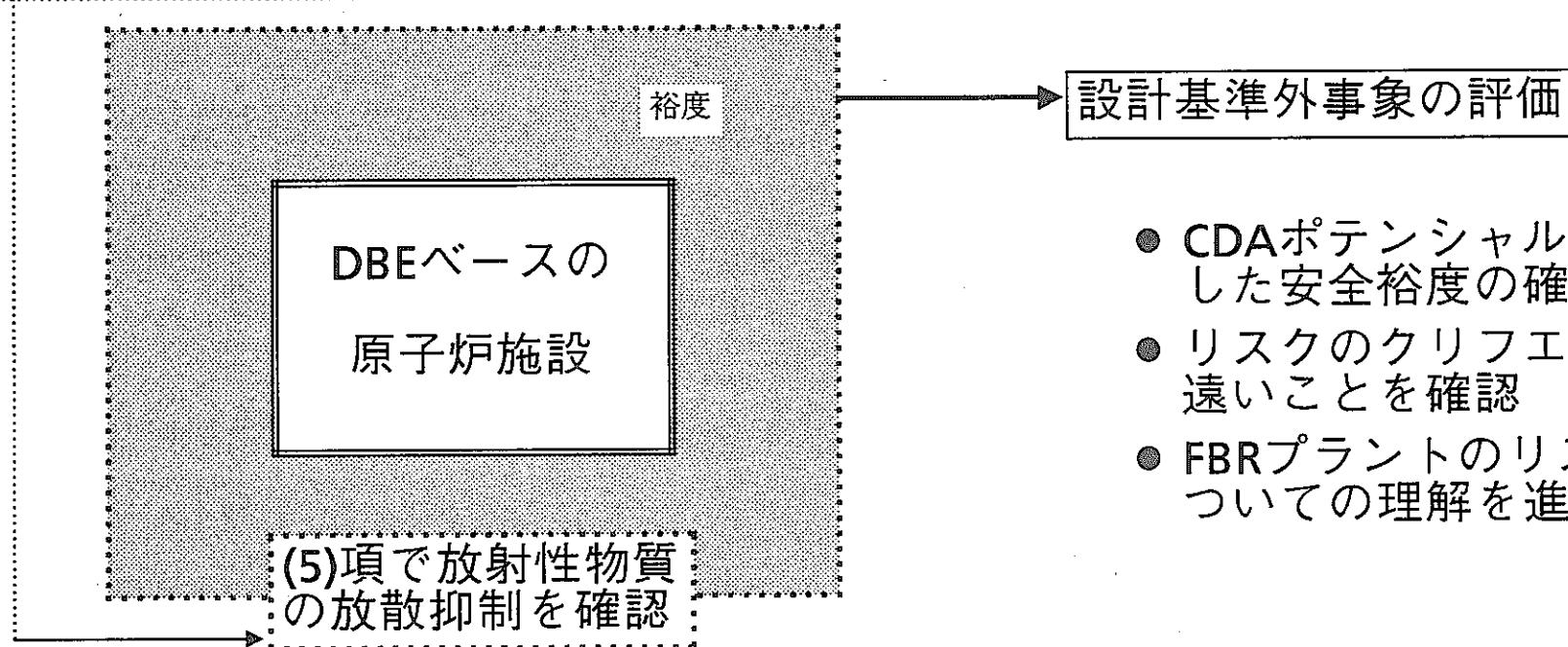
そのような設計において、DBEについてはリスクは小さくなるよう設計されるので、DBEを超えた領域の評価が重要となる。DBEを超えてDBEに近いところのリスクが大きいと安全性が確保されているとは言いがたく、いわゆるリスクのクリフエッジがDBEの比較的近くに存在しないことが重要である。したがってDBEを超えたところの事象の発生を想定しても安全裕度があることが必要であると考えられる。このような事象をDBEに取り込んで評価する考え方もあるが、FBRの特徴を生

かしてDBEをいたずらに厳しくすることをせず、BDBEとしての扱いの中で安全裕度を評価し、かつリスクのクリフェッジが遠いことをみるのが合理的考え方であろう。

この点を決定論的に判断する手段として設計基準外事象を評価するものとする。評価の目的はFBRの特徴であるCDAポテンシャルに着目した安全裕度の確認であり、決定論的評価のフレームの中でリスクのクリフェッジが遠いことを確認することであり、さらに、FBRプラントのリスクについての理解を進めるためのものである。(図4-1) それでは一体どこまで評価する必要があるのか、無限に確率の小さな事象又は限りなく結果の大きな事象まで評価しろというのでは評価基準としては不合格である。この点を次章で検討する。

FBRの特徴

- DBEを想定しても格納容器の健全性にほとんど影響しない
- 冷却系配管にLBBが認められ、大破損はDBEの範囲外である
- DBEの範囲外にCDAのポテンシャルがある



- CDAポテンシャルに着目した安全裕度の確認
- リスクのクリフィエッジが遠いことを確認
- FBRプラントのリスクについての理解を進める

図4-1 5項事象の考え方

5. 設計基準外事象について

5.1 用語概念

FBRの安全裕度を評価しようとするばあい、シビアコアダメージ、シビアアクシデント及び(H)CDAという概念が想起され、BDBEとしての評価事象を考えるうえで関係が深いと思われるるので、各用語概念との関係を明らかにしておきたい。

まず、シビアアクシデントについては、共通問題懇談会報告書では、「OECD/NEAの定義に基づき、以下のとおり定義する。『シビアアクシデントとは、設計基準事象を大幅に超える事故であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却又は反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象をいう。シビアアクシデントの重大さは、この損傷の程度や格納施設の健全性の喪失の程度による。』」⁽⁶⁾と定義している。また、「シビアアクシデントとは、ある起因事象の発生を仮定し、安全設計の評価上では期待される手段と機器の機能・性能の多重喪失が仮定され、その結果炉心の適切な冷却または反応度の制御ができない状態になり、炉心の重大な損傷に至り、著しい放射線・能の影響を環境に及ぼす恐れのある事故をいう。従って、シビアアクシデントは、設計基準事象を大幅に超える実質的には起こるとは考えられない事故であり、安全設計とその評価の対象とはされない。シビアアクシデントの重大さは、炉心の損傷の程度、格納容器の健全性の喪失の程度、その結果一般公衆に及ぼす放射線・能の影響の程度ならびにその発生の可能性(確率)によってその評価と対策が異なる。」⁽⁷⁾、という見解も出されている。

シビアアクシデントは設計基準を大幅に超える事象の内、炉心の大規模な損傷(severe core damage)に至る事象であって、事象の推移によっては、著しい放射線・放射能の影響を環境に及ぼす可能性がある事象である。したがって、シビアアクシデントは、シビアコアダメージを含みかつシビアコアダメージを経過して格納施設の健全性喪失にまで至りうる幅広い事象を含んでいる。

仮想的炉心崩壊事故(HCDA)は、高速炉の炉心体系が反応度最大の構成になっていないことから歴史的に想定されてきた潜在的危険性の評価用事象であり、いわゆるシビアコアダメージに相当するということができるが、原子炉容器損傷、格納施設への過負荷といったシビアアクシデントに至る事象経過の可能性が強く意識された事象である。CDAはHCDAからHをとりさつたものであり炉心が崩壊するという事象の結果をさして表現しているが、ここでは設備との関係及び発生の蓋然性をアприオリに無視するのではなく、起因事象から炉心損傷までの一連の事象シーケンスについて用いる。

シビアアクシデント及びHCDAの両方とも、シビアコアダメージを含み、シビアコアダメージを起因とするか必ず途中にシビアコアダメージを経過する事象である。シビアコアダメージは炉心の状態、CDAは事故の名前であるが、ほぼ同義であると考えられる。

DBBEは、発生頻度から見た場合文字通りには設計基準を超える事象全てが含まれ、コンシケンスの無視できるものから、大きなものまであるが、設計基準を超えてある範囲に限定された事象である。DBE近傍のリスクプロファイルの把握に必要な範囲を超える苛酷な事象を無条件に想定する必要はないと考えられる。したがって、DBBEとしては、シビアコアダメージに至る恐れのある事象を対象とするのが適当と考えられる。事象のコンシケンスに着目して以上の関係を整理したのが図5-1である。上記の限定された範囲を評価指針上の言葉で表して、「事故よりさらに発生頻度は低いが炉心が著しい損傷に至る可能性がある事象」とする。換言すれば発生頻度がDBEより小さく、コンシケンスが設計基準を超えるシビアコアダメージに至る恐れのある事象である。評価方針上のDBBEの想定すべき範囲を確率-コンシケンスの平面で説明したものを図5-2に示す。

DBBEの起因事象の発生を想定した場合、著しいコンシケンスをもたらす恐れのある原子炉容器の損傷ないしは原子炉格納施設の損傷に至る事象シーケンスは、設計に付与される安全裕度により、発生頻度を無視できるほど小さくすべきである。またそのような設計努力もしくは安全研究の努力によって安全評価指針の対象から除外できる。

5.2 設計基準外事象の選定・評価

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」において、LMFBRの「事故」を分類して、①炉心内の反応度の増大、②炉心冷却能力の低下、③燃料取扱いに伴う事故、④廃棄物処理設備に関する事故、⑤ナトリウムの化学反応、⑥原子炉カバーガス系に関する事故、⑦その他必要と認められる事故、とされている。これらの分類で「事故」よりもさらに発生頻度が小さい事象を想定した場合にCDAに至る恐れのある事象は、炉心に直接係わる①炉心内の反応度の増大、及び②炉心冷却能力の低下、であると考えられる。

DBBEは、起因事象の発生防止対策、発生頻度、事象経過に対する防止対策、CDAに至るポテンシャルなどを考慮して想定することが適切な事象が選ばれる必要があるが、現状の知見で一般的に検討すると、上記①②の分類から次の事象群が候補対象として考えられる。DBEを超える燃料集合体流路閉塞、DBEを超える原子炉冷却材バウンダリ等の破損、ATWS系事象、及びLOHRS系事象である。

このような評価を行う場合の基礎となる検討として、大型炉についてATWS及びLOHS事象を評価するとした場合の安全研究による知見をまとめたものが表5-1である。原型炉の外挿的システムのプラントについて、設計基準外事象を現時点で評価するとした場合と数年先の研究を見とおして評価するとした場合の、評価のレベル、結果等を推定したものである。また炉心出力規模の大型化に伴う要因もピックアップしてある。ATWS事象については、設計対応により原子炉容器内終息をめざし、LOHS事象は事象推移が緩慢なため、事象緩和措置により事象の終息をめざす、いずれの事象も何も対策をとらないと格納施設に負荷がかかることになる。

BDBEの評価の目標はFBRプラントの安全裕度の確認にあるので、その評価目的が達成される代表的事象が一つ選定できればそれが望ましい。この観点から上記事象群の特徴を整理したのが表5-2である。この表は原型炉と類似の型のループ型プラントを念頭において検討したものである。システム概念の異なるプラントについては、別途検討が必要である。

FBRの本質的特徴であるところの、反応度最大の炉心体系でないこと、ボイド反応度が正となることを評価できる代表的事象は影響が全炉心に及ぶULOFであろう。同程度の発生頻度で、コンシケンスがULOF以下のものは裕度を確認する上で問題ないであろう。設計対策上発生頻度が十分小さいと保証できるもの、事象進展が緩やかで、事故影響の緩和対策が容易に採れることを保証できるものも除外できよう。設備対策上は自己作動式反応度抑制設備(現状ではキュリー点磁石を利用した制御棒切り離し装置について技術開発の努力が注がれている)が、ULOFという速い事象にたいする緩和設備として重要である。この設備により、CDA評価の方法に融通性が増すものと考えられる。

評価にあたっては、DBE評価は安全系の妥当性を評価するために单一故障を仮定したり非安全系に期待しない等の保守的な仮定を置いて行うのに対し、BDBEの評価は保守的な仮定を置く必要はないものとする。設計基準外事象の評価目的は安全裕度確保の確認(リスクプロファイルの確認)にあるので、リアリスティックな評価が望ましく、解析に使用するモデル、パラメータ及び故障等の仮定に保守性を要しない。事象経過を検討する際、最も確からしい代表的シーケンスについて検討し、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認するものとする。この点を確認する上で「仮想事故」のめやす線量が判断の参考になる。

表5-1 ATWS及びLOHS事象についての安全研究による知見

安全研究による知見		大型化に伴う諸要因
現時点で策定する場合	数年先の研究を見通した場合	
<p>設計基準を超える事象のうち、コンシケンスの点から重要となる、CDAに至る潜在的 possibilityのある事象としてATWSとLOHSを想定する。なお、LORLについては、炉心損傷に至る場合はLOHSと同様の事象経過となる。</p> <p><u>I ATWS系事象を想定する場合</u></p> <p>1.事象発生頻度の低減(事故防止)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・深層防護の考え方による設計。 ・少なくとも原型炉と同程度の発生頻度が必要。 ・新型反応度抑制設備(SASS)の採用が見込まれる。 <p>2.事故拡大(炉心溶融)の防止</p> <ul style="list-style-type: none"> ・UTOP事象の一部は健全又は部分損傷で終息する可能性もある。 ・ULOFは全炉心損傷が不可避である。 <p>3.事故の炉容器内収納</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原型炉以上の合理的評価(起因過程/遷移過程事象推移の現実的解析によるエネルギー発生低減、炉心膨張過程の現実的解析による機械的エネルギー低減)。 ・評価の合理化と大型化要因の競合 ・熱的影響の収納については、「もんじゅ」の外挿では困難。また、事象推移の不確定性も大きい。 	<p>1.事象発生頻度の低減</p> <ul style="list-style-type: none"> ・システム解析による信頼度評価と設計への反映が見込まれる。 <p>2.事故拡大(炉心溶融)の防止</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ATWS緩和対策の追求(フローコーストダウン特性、制御棒相対伸び、炉心構造の径の膨張)。 ・部分損傷で終息させる方策の追求(インコヒーレンスを強める、破損先行集合体の設置、アニューラーピンの採用等)。 <p>3.事故の炉容器内収納</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価手法高度化(SAS4A,SIMMER-III)によるエネルギー発生源(事象推移)のさらに現実的解析が可能。また、評価の信頼性も向上する。 ・積極的影响低減対策の追求(低ボイド反応度炉心、燃料炉外分散経路の確保、再臨界防止対策等)。 ・事故後の炉心物質の移行・クエンチ挙動についての理解向上。 	<p>①核的特性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ボイド反応度増大。 ・インコヒーレンス大。 <p>②燃料インベントリ増大</p> <ul style="list-style-type: none"> ・再臨界性高い。 ・事故後保持・冷却性低い。 <p>③格納施設の容積減少</p> <ul style="list-style-type: none"> ・加圧事象に対する緩和小。 <p>④原子炉容器径・炉内構造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心膨張(エナジエテックな事象推移)に対する応答。 <p>⑤流量減少特性(1次系ポンプコーストダウン)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ULOF事象推移及び結果に影響が大きい(SPX-1との比較において)。 <p>⑥ガスプレナム位置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・正又は負の効果がある。 <p>⑦遮蔽プラグの構造・耐性</p>

安全研究による知見		大型化に伴う諸要因
現時点での策定する場合	数年先の研究を見通した場合	
<p>4.事故の格納系内収納</p> <ul style="list-style-type: none"> ・Naスプレーの防止・低減対策(遮蔽プラグの設計)の検討。 ・Naスプレーの収納対策(耐圧条件)の検討。 ・SNR300のinner containment(N2雰囲気)方式の検討。 ・CRBRのTMBDB(ex-vessel)の取扱の検討。 ・格納系の総合的解析手法の整備(CONTAINコード)により現実的な解析が可能になった。 ・Na又はデブリとコンクリートとの反応による水素ガス発生の影響が重要。 <p>5.見通し</p> <ul style="list-style-type: none"> ①エナジエティクスについては、低減効果を取り入れることにより、1次系の構造健全性の確保はできる可能性はある。 ②スラグインパクトに対するNaの床上噴出量は、遮蔽プラグの設計に強く依存し、現状では定量的予想は難しい。 ③原型炉の外挿で考えるならば、燃料インベントリ増大を考えた場合に、熱的影響の収納は極めて困難である。 	<p>炉内保持・冷却性の向上(コアキャッチャー、再臨界防止策)。</p> <p>4.事故の格納系内収納</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納施設の加圧防止対策(H2イグナイター、フィルタ・ペント、Na床上噴出量の抑制とスプレー防止)の検討。 ・メルトスルーに対する評価手法の高度化による裕度の合理化。 ・ソースタームの発生・移行・放出のより合理的評価手法の追求。 <p>5.見通し</p> <ul style="list-style-type: none"> ①上記1.及び2.の成果を十分活かし、炉心溶融に至る確率を十分小さくすることが基本的目標である。 ②炉内事象推移に関する高度化手法による現実的評価を行い、原子炉容器内の事故収納性向上を実証する。エナジエティクスについては、Naスプレーの防止・低減が適切に行われれば問題とはならない。事故後熱除去については、設計対応なしに炉内収納を実現することは難しいかもしれない。 	<p>・スラグインパクトに対する応答。</p> <p>・ナトリウム床上噴出量。</p> <p>⑧高燃焼度化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ソースタームの増加。 ・起因過程燃料挙動への影響。

安全研究による知見		大型化に伴う諸要因
現時点で策定する場合	数年先の研究を見通した場合	
	<p>③原子炉容器内収納の困難な場合は影響緩和のための設計対応に戻るか、その確率をさらに低減するための防止・緩和対策に戻るか、あるいはCRBRのようなex-vessel評価を合理化する必要がある。</p> <p>④格納施設損傷に至る可能性のある事象推移については、これを残留リスクとみなしえるまで、その確率を小さくする必要がある。</p>	
<u>II. LOHS系事象を想定する場合</u> <ul style="list-style-type: none"> 1.事象発生頻度の低減(事故防止) <ul style="list-style-type: none"> ・深層防護の考え方による設計(特に崩壊熱除去系)。 ・プラント系統(特に冷却系)設計に依存するが、原型炉と同程度の発生頻度又はその後の設計研究を反映して改善がなされる。 2.事故拡大(炉心損傷)の防止 <ul style="list-style-type: none"> ・事象推移が非常に緩慢であるため、修復操作等の事故管理が可能である。 ・自然循環による崩壊熱除去が期待できる。 ・プラント動特性解析のための汎用的総合コード(SSC,LEDHER)により、自然循環を含む合理的評価が可能となった。 	<p>1.事象発生頻度の低減(事故防止)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・システム解析による信頼性評価と設計への反映 ・高信頼度崩壊熱除去系の採用 <p>2.事故拡大(炉心損傷)の防止</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然循環を積極的に考慮した設計の採用により、崩壊熱除去の信頼度を向上する。 ・プラント動特性解析による結果の設計・運転・保守への反映。 ・事故管理の明確化(異常時運転マニュアル、修復操作等) 	<p>①冷却系設計</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ループ型/タンク型。 ・冷却系の熱慣性。 ・自然循環能力。 <p>②炉心熱設計</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料ピン束内における再循環流の発生に伴うホットスポット。 ・流量振動の可能性。 ・除熱すべき熱量の増大。 <p>③燃料インベントリ増大</p> <ul style="list-style-type: none"> ・再臨界性の増加。

安全研究による知見		大型化に伴う諸要因
現時点で策定する場合	数年先の研究を見通した場合	
<p>3.原子炉容器内事象進展と影響緩和</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷に至った場合は必ずメルトスルーに至り、格納系事象推移につながる。 ・1次系全体が高温になるため、バウンダリの破損の可能性もある。 ・炉心の熱的崩壊・燃料落下により再臨界に至る可能性が高いが、機械的影響は重要とはならない。 <p>4.事故の格納系内収納</p> <ul style="list-style-type: none"> ・Na又はデブリとコンクリートとの反応による水素ガスの発生の影響が重要である。水素の燃焼による格納容器破損の可能性も考え得る。 ・格納系の総合的解析手法の整備(CONTAINコード)により、現実的な解析が可能となった。 <p>5.見通し</p> <ul style="list-style-type: none"> ①1.及び2.の結果、炉心損傷に至る確率は低く抑えられる。 ②炉内事象推移と格納系の総合的解析により、現実的な解析が可能である。 ③原型炉の外挿で考えると、炉心損傷に至った際の格納系の破損に至るポテンシャルがある。 	<p>3.原子炉容器内事象進展と影響緩和</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の熱的崩壊過程及び再臨界事象に対する評価手法が改善され、事象推移の解析精度は向上するが、炉内保持は期待できない。 ・この段階では事故管理に期待する。 <p>4.事故の格納系内収納</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納系評価手法の高度化による裕度の合理化。 ・特にソースタームに関する発生・移行・放出のより合理的評価の追求。 ・水素発生防止対策(ライナー健全性維持、コンクリート含水率低下)。 ・格納施設の加圧防止対策(水素イグナイター、フィルタ・ベント)。 <p>5.見通し</p> <ul style="list-style-type: none"> ①炉心損傷に至る確率はさらに低く抑えられる。 ②格納系評価手法の高度化とソースタームの合理的評価により、コンシケンスは小さく抑えられる。 ③格納施設の加圧防止対策が講じられれば、格納系破損の可能性も無視できる。 	<p>④格納施設の体積</p> <ul style="list-style-type: none"> ・加圧事象に対する応答。 ・水素濃度。 <p>⑤高燃焼度化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ソースターム増大。

表5-2 CDAポテンシャル事象の安全評価上の取扱

ポテンシャル事象 カテゴリ		特徴	設計対応	評価上の取扱
ATWS系	ULOF	炉心流量減少時に原子炉のトリップに失敗。冷却材が沸騰し、全炉心損傷に至る。	自己作動式反応度抑制設備(SASS)。 → <u>安全設計方針へ取り入れ</u>	SASSが一定の機能を果たすことを評価。 CDA評価(SASSが作動するにも拘わらず評価するとして特定の条件を設定、もしくは最確評価)。 目標は原子炉容器内終息。
	UTOP	正の反応度が挿入され原子炉出力が上昇した時に原子炉トリップに失敗。定格出力時は事象進展が遅く、炉心の部分損傷に留まる。部分負荷時はULOF型の事象推移。	同上	コンシケンスからみてULOFへ包含させる。
	ULOHS	タービンによる除熱源喪失時に原子炉トリップに失敗。ポンプの熱的損傷又はインターロックによりLOF型の事象推移、もしくは炉心温度上昇による炉心損傷。	同上 主循環ポンプトリップ信号の発信は、原子炉トリップ信号の下流側から発信させる。	同上
LOHRS 系	PLOHS	原子炉トリップ時に、除熱源が喪失し、崩壊熱除去に失敗。	炉心損傷まで時間的余裕がある。崩壊熱除去系の自然循環機能を確保するため必要な動的機器は手動操作可能な設計方針とする。→ <u>安全設計方針へ取り入れ</u>	全動力電源喪失事象よりも発生頻度は小さいと考えられ、設計方針の確認のみ。
	LORL	1次冷却材漏洩事象時に、原子炉はトリップするが、崩壊熱除去のための液位確保に失敗。PLOHSと同様の事象推移。	1次冷却系からサイフォン現象を起こす系統を設けない。 ガードベッセルの信頼性確保。 → <u>安全設計方針へ取り入れ</u>	設計方針の確認のみ。
LOPI		1次冷却系配管の大破損により、炉心冷却に支障をきたす。	DBEとして対応すべきものは対応する。	DBEを超える事象については設計方針の確認のみ。スクラムに成功の場合はLORL、失敗の場合はULOFへ包含させる。
LF		燃料集合体内の流路閉塞等により燃料が損傷し、損傷が伝播する可能性がある。	FFDを設ける。	設計基準事象として燃料ビンの破損を想定し、FFDの妥当性を評価する。 設計基準を超え損傷が伝播する事象はコンシケンスからみてULOFへ包含させる。

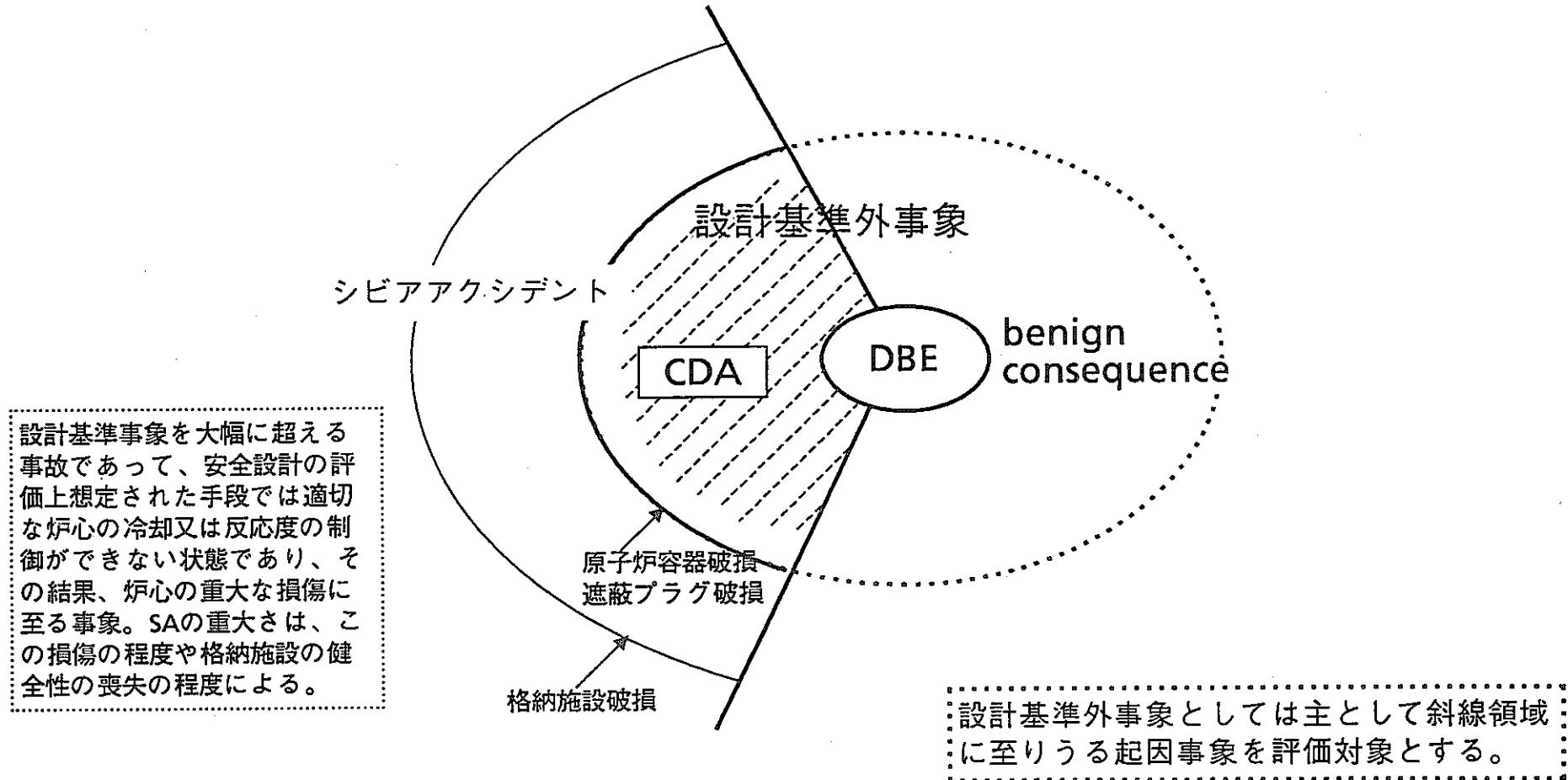


図5-1 設計基準外事象の考え方(I)

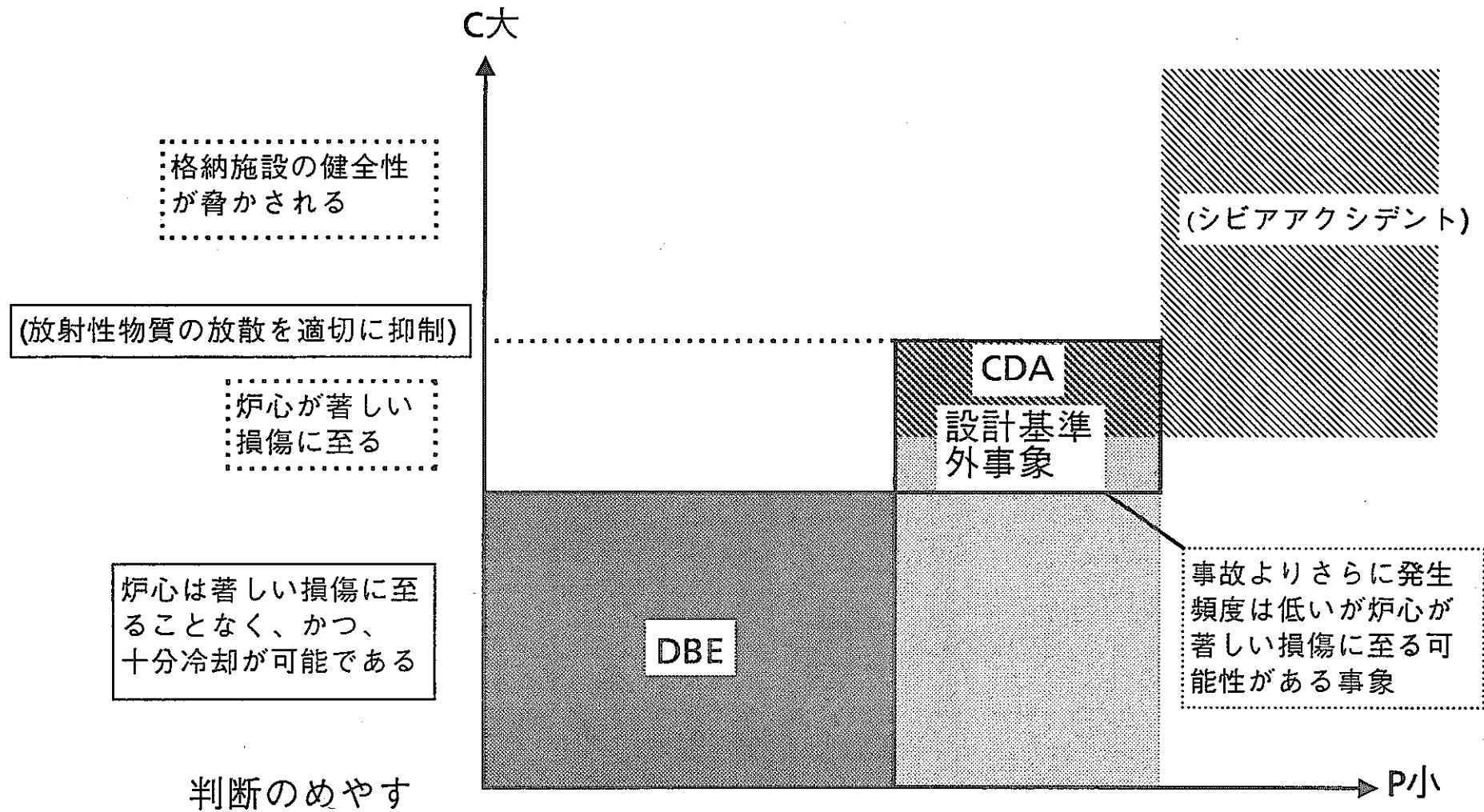


図5-2 設計基準外事象の考え方(II)

6. 立地評価について

6.1 立地評価の現状(原型炉における評価)

立地評価は、原子炉の安全審査の際、万一の事故に関連して、その立地条件の適否を判断するためのものである。すなわち、万一の事故に関連して、原子炉と周辺の公衆との離隔が安全防護施設との関連において、十分に確保されていることを評価するために実施されるものである。⁽⁸⁾

軽水炉における立地評価は、「運転時の異常な過渡変化」や「事故」における安全評価と異なり、事故のシーケンスを具体的に解析する方法は取らずに、ある線源の種類と量(ソースターム)を特定の場所に仮定して、そこから敷地境界外に及ぼす放射線の影響を解析・評価する手法が用いられている。⁽⁹⁾

高速炉に対しては同様な評価指針は特に定められていないが、原型炉の場合には、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」に基づいて、いわゆる(5)項事象まで考慮した事象の中から、放射性物質の放出の拡大の可能性を考慮し技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定して重大事故の評価を行い、更に仮想事故についても同様の観点から重大事故としてとりあげた事象等を踏まえてより多くの放射性物質の放出量を仮想して評価を行うこととなっており、具体的には、「仮想事故」としては、技術的には起こるとは考えられない事象及び重大事故としてとりあげた事象等を踏まえて、より多くの放射性物質の放出量を仮想して評価を行うとして、希ガス100%、よう素10%、プルトニウム1%が原子炉格納容器内(床上)に放出されると仮定された。仮想事故として特定の事象名は上げられていない。このうち希ガスは全身被曝をもたらす外部ガンマ線源、よう素は甲状腺被曝線源、プルトニウムは体内被曝線源となる。

原型炉においては、(i)格納容器へ放出されたヨウ素のうち90%はエアロゾルの形態をとりプレートアウト等による減衰が考慮された、(ii)(原子炉格納容器は健全で)格納容器から環境への漏洩率は設計漏洩率1%/dとする、等の仮定に基づき大気中へ放出される放射性物質量は、希ガス約470,000Ci、よう素約2,300Ci、プルトニウム約51Ciと計算された。これらによる敷地境界外における最大被曝線量は全身約1.4rem、甲状腺約4.5rem、骨表面約0.99rad等であり、立地評価上定められためやす線量と比べ、希ガスは5.6%、ヨウ素3.0%、プルトニウムは8.3%であった。

6.2 FBRの特徴とソースターム

立地評価用事故、特に仮想事故の想定を行う上で、ソースタームの設定が重要となる。ソースタームとしては、放射性物質の種類、量、位置が規定されなければならない。ソースタームについての安全研究による知見を表6-1にまとめた。

想定する線源の種類は、全身被曝に対する指標として希ガス、甲状腺被曝に対する指標としてよう素で代表させる。また、高速増殖炉の場合には、指針「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量につ

いて」を考慮して「仮想事故」の評価においてはプルトニウムも評価しなければならない。

想定する線源の量は、ソーススタークを設定する位置に依存する。「重大事故」の場合には、原子炉冷却材バウンダリ破損かつ燃料被覆管の破損、又は冷却材バウンダリは健全で燃料の一部溶融が考えられるが、冷却材バウンダリが健全であれば、周辺環境への影響はないので、冷却材バウンダリ破損時を想定するのが適当である。

「重大事故」の場合には、「事故」の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を調査した上で技術的に最大と考えられる放射性物質量を炉心に設定し、放射性物質の移行経路、時間変化を考慮して解析することが可能であろうし、また、移行経路・時間を総合的に扱って、格納容器床上に炉心インベントリのある割合を設定することも可能であると考えられる。

「仮想事故」の場合は、原子炉冷却材バウンダリの健全性を前提にする場合としない場合に分けられる。冷却材バウンダリの健全性を前提にする場合は、原子炉カバーガス系を通した放射性物質の移行を検討することになるが、「重大事故」で冷却材バウンダリの健全性が失われる場合があること、DBBEで冷却材バウンダリの健全性が喪失する事象が想定しうることを考えると、冷却材バウンダリの健全性を前提にするのは難しいであろう。設備設計との関係で、確率論的に判断して「仮想事故」の範囲に冷却材バウンダリの健全性喪失がないことを証明できれば、冷却材バウンダリの健全性を前提にできる時期がくるかもしれないが、現在のところ、データの豊富な軽水炉においても確率を考慮した仮想事故の取扱は行われていない。

FBRの特徴として、冷却系の圧力がたかだか数kg/cm²で、冷却材が大気圧沸点以下で運転されるため、冷却材が減圧沸騰するおそれがない。したがって、高速増殖炉では、燃料と冷却材が混在する限り、評価対象となる放射性物質のうちの希ガス以外に対して冷却材ナトリウムによる強いトラップ効果が存在することからこれを考慮することが可能である。よう素はナトリウムとの化学的親和力が強く、ナトリウムにトラップされる。プルトニウムはガス中にほとんど移行しない。ただし、ナトリウム中の気泡に同伴されて移行する挙動について考慮する必要がある。

気相中へ移行したよう素及びプルトニウムについては、Naエアロゾルと同伴した沈降を考慮できる。ただし、ガス状挙動をするよう素について考慮する必要がある。

6.3 立地評価用事故

「重大事故」については、軽水炉と同様、「事故」の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定し、原子炉格納容器内放出に係る事故と原子炉格納容器外放出に係る事故を

それぞれ想定する。「仮想事故」については、重大事故及び設計基準外事象を考慮して、より多くの放射性物質の放出量を仮想して行う。原子炉冷却材バウンダリの健全性を前提とすることなく、原子炉格納容器の健全性を前提として、格納容器床上に炉心インベントリのある割合のソースタームを設定することが現実的であろう。

立地評価用事故は周辺公衆との離隔を判断することが目的であり、特定のシナリオに強く依存されることなく包絡的ソースターム及び移行経路等の評価条件を保守的に設定することが望ましい。設定の保守性ないし包絡性を示すためにいくつかの事故シナリオに基づいたリアリスティックな評価も検討しておく必要がある。これらの検討にあたり、BDBE評価の結果もシナリオの一つとして考慮することが考えられる。

表6-1 ソースタームについての安全研究による知見

安全研究による知見		大型化に伴う諸要因
現時点で策定する場合	数年先の研究を見通した場合	
<p>(1)ソースタームの設定</p> <p>①線源を想定する場所 炉心近傍の冷却材ナトリウム中 ・よう素については高い化学的親和力があり、NaIを形成する。 ・燃料物質及び不揮発性FPの溶解度と化学反応性は低いため、気泡に同伴されない限り放出されない。</p> <p>②想定する線源の種類 希ガス、よう素、プルトニウム</p> <p>③想定する線源の量 炉心全インベントリ FBR条件における燃料からの揮発性FP(よう素)の放出温度と放出割合について、実験的に明らかにできる。</p> <p>(2)FP移行経路</p> <p>① ナトリウムのよう素に対する保持係数(すなわち液相中のモル分率/気相中のモル分率)は最も小さくても1である。(気相中と液相中のよう素の比は$1:10^5 \sim 10^7$に相当する。) よう素が気泡に同伴し気相に移動する場合は、この値が小さくなる可能性があり、別途考慮する必要がある。これについては実験値が得られる見込みである。</p> <p>② NaのPuに対する保持係数 Puは揮発しないので気相には殆ど移行しない。気泡に同伴され移行する場合でも保持係数として10^9以上見こめる。</p> <p>③ よう素、PuとNaとの混合エアロゾルは沈降等により減衰する。</p> <p>④ ガス状よう素の割合 原型炉と同じ10%とする。ガス状挙動をするよう素の生成割合を測定する実験を実施中。10%の値を小さくできる可能性がある。</p>	<p>・線源の種類についてより現実的検討が加えられる。</p> <p>・揮発性FPの放出割合の削減は難しい。</p>	<p>・冷却材Naインベントリ</p> <p>・炉心からカバーガスまでの冷却材ナトリウムの深さ</p> <p>・炉心の大型化と燃料の高燃焼度化に伴う炉内インベントリの増大</p>

7. まとめ

高速増殖炉の安全性を確保する上で重要な評価項目である、いわゆる(5)項事象について、原型炉への適用結果を通して、大型炉に対する適用の考え方(適用しない場合も含めて)を検討した。その結果、高速増殖炉発電所のプラントシステムの設計が定着する見通しが得られるまでは、FBRの危険性のポテンシャルの特徴を押さえることが必要であり、この点を決定論的に評価するために、設計基準外事象を設定して評価することを提案した。FBRの設備設計の特徴を考慮すると、設計基準外事象の代表としてULOFを挙げることができる。立地評価にあたっては、設計基準外事象の設定と同様FBRのリスクについての理解が十分に進むまでは推測に基づく合理化は避けるべきである。この点から格納容器の健全性を前提としてはいるが、格納容器床上に相当の炉心インベントリ割合のソースタームを設定することを提案している。

他方、原型炉の考え方から進んでいいのではないかという意見が出されるが、原型炉と同様のシステムであれば、出力の増大にも拘わらず設計基準外事象を免除できる可能性が大きい。しかし、炉心の高性能化、物量の削減による合理化が図られ、系統・システムが異なる可能性の大きな原子炉施設に対し設計基準事象のみを一般化することは難しい。原型炉と同様な考え方で、設計、建設、運転と一連の経験を積むことが重要であると考えられる。

FBRが実用化のあかつきには除外されることも考えられようが、その時期には基本設計が定着しているので、問題とならなくなるであろう。検討の始めの段階で(5)項事象を指針から削除する方法についても検討したが(表7-1)、現状の安全審査のプロセスなり考え方と整合をとつて実現するのは難しいものであった。

表7-1 (5)項を指針案上解消(削除)するための考え方(例)

(5)項事象を安全評価指針案で記載しないために	'事故'より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象を解消する。	結果はもはや重大でない。	結果として立地評価用事象に含まれる	無担保	<ul style="list-style-type: none"> LMFBRの特徴として技術的に明白であり、指針上取り上げる必要のないことを説明する必要あり。設備対策が必要な場合、評価する必要性は生じる。
		'事故' and/or立地評価に包含させる。	発生頻度を保守的にみて「事故」の範囲を広げる	指針上担保を取る	<ul style="list-style-type: none"> 発生頻度との整合性は将来の課題。
			立地評価上ソースタームとして包含させる		<ul style="list-style-type: none"> (5)項事象がどの程度カバーされるか感触をつかむ必要がある。 LF~集合体数体、LOPI~被覆管破損、ATWS~100% 立地評価用事象の選定と整合をとる必要がある。
			立地評価上シナリオオリエンティッドにする		<ul style="list-style-type: none"> 立地評価用事故は離隔のための距離を判断するための評価用事故として、軽水炉ではDBEのシナリオに保守性をもたせたものを使用している。現行の軽水炉指針の実際とは異なる。
		PRAを実施する。	PRAを要求する。	指針上無担保	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計段階で、クリフエッジ効果がないことを見る、事象選定の妥当性を見る。 指針化には耐えられない。 自主的に実施するも、結局は要求されるに等しい。
			自主的に実施。		<ul style="list-style-type: none"> 残留リスクであるという説明が必要。結局PRAが必要になる。
		残留リスクとみなす。		指針上無担保	<ul style="list-style-type: none"> 何故指針上の整合が取られなければならないか。(同等の安全性) (5)項はFBRに過大な安全性を要求しているのか。形だけでは無意味。
		軽水炉指針との整合をとる。			<ul style="list-style-type: none"> 安全研究を実施している、又は実施することを理由に外すのは難しい(安全研究を担保にできない)。
		安全研究事項である。		指針上担保を取る	<ul style="list-style-type: none"> 安全研究事項であることには異存はないが、安全研究はそもそも基準作成のための研究であり(特に(5)項に関する研究はそう見なされるであろう)、研究成果を受けて基準を作成するか、研究を見越した基準を作成しなければならない。 安全委員会の基準作成段階で、PRAを行い、指針案と矛盾しなければそれを見越した基準案が作成できる可能性はある。
		上記事象は想定されるが、	LMFBRの運転実績が僅少であるが、		(上記PRAと同様)
		LMFBRの運転実績が豊富であると立証する	運転実績、事故・故障経験を示し説明する。	無担保	<ul style="list-style-type: none"> 指針策定時(昭和55年11月)以降、FFTF、PFR、フェニックス、SPXが運転中(除ソ連邦)。原型炉はまだ運開せず。当分証明不十分。 TMI-2事故は軽水炉2000炉・年(?)程で発生した。

8. 謝 辞

本研究の過程で、技術開発部・プラント工学室・システム解析室、安全工学部・原子炉工学室・高速炉安全工学室・プラント安全工学室の諸兄と折にふれ議論していただいた。特に安全研究による知見のまとめは安全工学部3室の協力のもとにまとめたものです。ここに謝意を表します。

9. 参考文献

- (1) 原子力安全委員会、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」、昭和55年11月6日
- (2) 高速増殖炉もんじゅ発電所原子炉設置許可申請書、添付書類十
- (3) D.C.Albright and R.A.Bari, "Primary Pipe Rupture Accident Analysis for the Clinch River Breeder Reactor", Nucl. Tech., Vol.39, No.3 (1978)
- (4) 「国内外の高速炉安全研究及び規制の動向に関する調査(Ⅱ)」原子力安全研究協会、1989年3月
- (5) U.S.NRC 、「Development and Utilization of the NRC Policy Statement on the Regulation of Advanced Nuclear Power Plants」、NUREG-1226、June,1988
- (6) Report by an NEA Group of Experts 、「Severe Accident in Nuclear Power Plant」、OECD/NEA、May 1986
- (7) 内田 秀雄、「原子炉施設の安全確保の基本方針」、The Second NEA Seminar on Interface Questions in Nuclear Health and Safety、Paris、12-13 Sep. 1990
- (8) 原子力委員会、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」、昭和39年5月27日
- (9) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成2年8月30日

添付資料

BEYOND DESIGN BASIS EVENTS
IN THE PHILOSOPHY OF THE SAFETY CRITERIA
—TOWARD THE COMPLETENESS OF THE SAFETY CRITERIA—

M. Moriyama, K. Maeda and Y. Kani

Technology Development Division, O-arai Engineering Center
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

ABSTRACT

Since the issuance of the reactor installation permit of the prototype reactor, necessity, meaning, method, etc. of the CDA assessment for the safety review of the next demonstration FBR have been discussed. The experience of the safety examination is reviewed in the first place from the point of licensing framework. Evaluation of the beyond design basis events including CDA potential events is unavoidable for the present. An effort to clarify the philosophical provision for safety review is expended. Beyond design basis event here draws a line of demarcation against what is called severe accident. A representative examples of the initiating event for the beyond design basis event are proposed.

“ARTICLE 5” EVENTS

In the appendix to “Safety Evaluation Principle for LMFBR”⁽¹⁾, the following paragraph is provided as a article 5 of section II “Safety Evaluation of LMFBR”.

“Since the operational experience of LMFBR are limited, safety evaluation should be made for the postulated events whose occurrence frequency is negligibly small but whose consequence might be severe. Assessment should be made in terms of the initiating events and preventive measures against their progression to ascertain that the release of radioactive materials to the environment is limited to a reasonably low level.”

The contents of the section II of the appendix are shown in Fig.1. The criteria was issued just before the application for the plant establish permit of the prototype reactor. The criteria was decided with the prototype reactor in mind, however, this is the only existing criteria for FBR.

In article 1, anticipated operational occurrences(AOO) and accidents are required to be evaluated. The examples of these events are listed in article 2. In article 3, the safety criteria of the AOO and accidents are shown, and in article 4, matters that should be accounted for in the safety analysis. In article 5, some events are specified to be evaluated. Site suitability evaluation is explained in article 6.

The events which should be postulated according to the article 5 are called "article 5 events" for convenience. The results of the application to the prototype reactor rather than the interpretation of the text is examined for the approach to article 5 events.

Practice of the Application of the Article 5 Events to the Safety Analysis of the Prototype Reactor

In the safety review of the prototype reactor⁽²⁾, whole events to be evaluated are shown in Fig.2. The left half of the figure indicated the event category specified in the Safety Evaluation Principle.

The events which have potential danger of major core damage and which are thought to bring serious consequence are selected with regard to historical circumstances and analytical results of foreign countries. Furthermore, engineering judgment is included. If the same rank of the plant safety level as LWRs is considered to be ensured due to the design measure, site conditions, etc. in case of occurrence of initiating events, events like that are excluded. Those events whose initiation is able to be neglected to occur are also excluded. Following events are evaluated as article 5 events.

(a) Local fuel failure event

This event was adopted from the point of view concerning the possibility of expansion of the local abnormality in the core. Those initiating events were postulated that two thirds of flow in one fuel subassembly was blocked and local design power in one fuel pin was doubled.

(b) Large break of the primary main cooling piping

This event was adopted from the point of view concerning the decrease of core cooling capability following the loss of integrity of the main cooling

piping. Large piping break up to the double-ended-guillotin of the primary main cooling piping was postulated.

(c) Loss of reactivity suppressing function

This event was adopted from the point of view concerning the loss of reactivity suppressing function. When abnormal withdrawal of a control rod or loss of off-site power occurred, a superposing event of reactivity suppressing function was postulated as a initiating event.

Since these events proposed in the safety analysis report of prototype reactor are judged not to occur technologically through the safety review, they are not adopted as "major accident", and the site suitability reference dose for hypothetical accidents is referred in case of judgment that the release of radioactive materials to the environment is sufficiently suppressed.

It is necessary that the major accident should be selected out from the events which are in the category of events of accident or Article 5 and which might possibly occur in the worst case from the technological viewpoint, taking account for the possibility of the expansion of radioactivity release. Primary coolant leak accident was selected as a major accident concerning the radioactivity release inside the containment vessel, and primary argon gas leak accident was selected as a major accident concerning the radioactivity release outside the containment vessel.

As for hypothetical accident, more of the radioactivity release amount was postulated. This selection was based on the event that were considered in major accident (including article 5 event). The hypothetical accident was evaluated under the condition that radioactivities were released inside the containment vessel with the fraction to the core inventory, 100% of noble gas, 10% of iodine and 1% of plutonium.

It is appropriate that the events which have possibility to result in what is called HCDA were targeted for article 5 events in the light of the accumulation of the worldwide knowledge at that time.

Positioning the Article 5 Events in the Safety Review of the Prototype FBR

Interpretation and positioning of the article 5 events in the safety evaluation of the prototype reactor are conjectured as follows, and are summarized in Fig.3.

At the start of the safety evaluation for the prototype reactor, the range of safety evaluation and the supposition of events is not taken root since the operational experience of LMFBR are scarce. Then, such a rule is laid down

that events supposed to be in lower probability and higher consequence than design basis accidents, that is, events that have possibility to damage the core severely, should be evaluated in relation to initiating event and protective measures in the event sequence

Events which are postulated according to the article 5, are not aimed at evaluating directly the propriety of the design of certain equipments. Consequently the events are not regarded as design basis accidents.

In the evaluation method of the article 5 events, conservative rule that is taken account of in the analysis of anticipated operational occurrences and accidents is not requisite to apply. Criteria for accidents are not applicable to such events as well. To put it concretely, most probable models and parameters can be used in the analysis, and single failure criterion for the safety grade equipment does not necessarily have to be applied. Criteria for judgment should be determined taking the probability of occurrence of the selected events into consideration.

The safety principle provides that accidents and article 5 events are considered when postulating the events for the site suitability (that is, major accidents and hypothetical accidents). It is necessary to postulate the proper events in the light of the purpose of the site suitability evaluation. Since the events with lower probability than the accidents are postulated as article 5 events, these events must not be regarded as site suitability events by rote.

In the safety review of the prototype reactor, because the events proposed as article 5 events in the safety analysis report was concluded not to occur technologically, it is appropriate to take analytical result of the article 5 events into consideration in postulating the release amount of radioactive materials for hypothetical accident.

AN APPROACH TO THE ARTICLE 5 EVENTS AFTER THE PROTOTYPE REACTOR

The article 5 events in the safety review of the prototype reactor are considered to be the events that are restricted to the certain range beyond design basis.

The operational experience stated in the article 5 includes performance of safety reviews from the standpoint of safety regulation. Safety review for the reactor facility under R&D stage was really performed at the prototype reactor. Safety criteria were also proper as R&D stage. It is generally said that

the result of safety review is accumulated sufficiently when the safety review for the reactor which are alike in the system character under the commercial stage. It is undeniable that there is yet developmental factor in framing the regulatory criteria for the demonstration reactor taking account of power increase, technical developmental factor, and difference in system from prototype reactor. It can not be said that the result of safety review comes to maturity to be able to restructure the framework of the regulation. It is necessary to think on the basis of an extension of prototype reactor.

The design of prototype reactor and the design study for the demonstration reactor point out, as one of the characteristics of FBR, that there is no event which affects the integrity of containment even if design basis accidents due to plant internal event were postulated. On the other hand, when the initiating events whose frequency of occurrence is beyond DBE are postulated, it is known that the probability which could lead to the serious result exist. Closeness or remoteness of the frequency of occurrence between DBE and beyond DBE, and the degree of seriousness of the result are concerned. On recognizing the characteristics of FBR, it is necessary that the potentiality causing the serious result is duly suppressed.

The purpose of DBE evaluation is to confirm that the safety facilities at the basic design stage satisfies not to cause the public around the site extreme radiological risk. This point is judged with every event in evaluating representative DBEs of all sorts. There are deterministic and probabilistic ways in evaluating method. The deterministic method is adopted now. Judgment that the total risk will be minute when the appropriateness of the safety design is evaluated in terms of DBE lies at the root of DBE evaluation. It needs some time before the judgment that the total risk is minute using the facility designed with DBE basis of frequency consideration will be passed.

As the FBR plant is designed to reduce risk for DBE, it is important to evaluate the event category beyond DBE. If the risk slightly beyond DBE becomes large, it can not be said that the safety of the plant is ensured. It is important that what is called the cliff-edge of risk does not exist near DBE. Beyond design basis events are evaluated in order to judge such a point deterministically. It is the procedure to confirm that the cliff-edge of risk does not exist near DBE through evaluation of safety margin of the plant based on DBE. There is a thought of evaluating beyond DBE within DBE basis of evaluating method, however. It is reasonable that the region of DBE does not be extended excessively, safety margin is evaluated in the treatment of

beyond DBE, and the remoteness of risk cliff-edge is judged. These essentials are summarized in Fig.4.

Both owner of the reactor and regulatory authority are concerned about evaluating events beyond DBE region as well as DBE, due to the world experience of accidents in recent years. Especially since experience of safety review for the new type of reactors is poor, the actual situation is that the evaluation beyond DBE is performed in Europe and United States.^{(3),(4)} If safety review of the demonstration reactor of our country will be done in near future, it become the second safety review of the commercial size FBR in the world and it is watched by foreign countries. The safety review should not be affected by foreign situation and the judgment about safety must be formed independently. however, it is necessary to cope with the foreign open discussion, and the safety of international level is assured.

BEYOND DESIGN BASIS EVENTS

When evaluating the safety margin of FBR beyond DBE, concepts of a core disruptive accident and a severe accident are recalled.

The hypothetical core disruptive accident is the historically postulated event for evaluating the potential risk of FBR due to the fact that core configuration of FBR is not constructed in maximum reactivity. In this event, "hypothetical" seems to mean that the event commences under some hypothetical initial condition. Since it seems reasonable to pursue the event sequence from a plant internal event, the modifier "hypothetical" is taken away.

What is called severe accident is the event which is beyond design basis and is caused by the severe core damage. This event has probability of radiological impact on the environment depending on the event sequence. Hence the severe accident includes the core disruptive accident and wide-ranging event that has potential of leading to the loss of integrity of containment through core disruptive accident.

Generally the severe accident goes by way of the core disruptive accident (CDA). Therefore it is appropriate that the object of beyond DBE (BDBE) is the event which has a possibility of leading to the core disruptive accident.

The BDBE is interpreted literally as the whole event beyond design basis, however, it is restricted to the event of some range. It is not necessary that such a severe accident that exceeds the range needed to grasp the risk profile

near by DBE is postulated unconditionally. The restricted range is expressed in terms of the word using in the safety evaluation policy, "the events that have lower probability than the accidents and have possibility of leading to the severe core damage". In other words, it is the event that has lower probability than the DBE and that has the possibility of leading the core disruptive accidents whose consequence exceeds design basis. Such a objective category of the BDBE is expressed in Fig.5. In this figure, event space is expressed set theoretically. A element, that is a event, includes consequence. A subset of beyond DBE is a complementary set of the subset DBE. Events to be evaluated in the category of BDBE is restricted to a intersection of a subset CDA and a subset of in-vessel- ending consequence.

When postulating the occurrence of the initiating event of BDBE, event sequences that lead to the failure of the reactor vessel or the reactor containment vessel and have the possibility of causing severe consequence should be small enough to set aside the frequency of occurrence due to the design safety margin.

SELECTION OF THE BDBE

Accidents of LMFBR are summarized in 7 categories in the safety evaluation principle (see Fig. 2). In postulating the events with less frequency of occurrence than the accidents, categories of "reactivity increase in the core" and "reduction of cooling capability of the core" have potential to lead to CDA.

It is necessary that the appropriate events should be selected taking account of the preventive measure of initiating events, frequency of occurrence, protective measures against accident progression and the potential to lead core disruptive accident. The following events are considered BDBE candidates according to the grouping of the reactivity increase in the core and the reduction of cooling capability of the core.

- flow blockage beyond DBE of the fuel subassembly
- failure beyond DBE of the reactor coolant boundary
- event belong to ATWS family
- event belong to loss of heat removal system

Purpose of the BDBE evaluation is to confirm the safety margin of the FBR plant. It is desirable that the representative event could be selected to attain the purpose. From this point of view, characteristics of above events

groups are studied and summarized in Table 1. This table was studied keeping the loop type reactor similar to the prototype reactor in mind.

The representative event by which can evaluate the essential characteristics of the FBR, that is core geometry of non maximum reactivity and positive void reactivity, is ULOF that affects whole core. Events with the same level of the frequency of occurrence and less consequence than ULOF can be excluded. The event that the frequency of occurrence is assured on the ground of design measure, and the event that the progression is slow and accident mitigation countermeasure is assured to take easily, can be also excluded.

While the single failure criterion and credit on safety grade system are assured in the evaluation of the DBE in order to evaluate the appropriateness of safety system, it is not considered that the conservative assumption should be adopted in the BDBE evaluation. Because the object of evaluation of BDEB is to confirm ensuring safety margin or risk profile, realistic evaluation is desirable. Conservatism is not necessary in the assumption of analytical model, parameters and failure. Event sequence is examined along the most probable representative sequence. It is confirmed that the release of radioactive materials is suppressed properly. Reference dose of "hypothetical accident" is referred in the judgment of above confirmation.

RELATION TO SITE SUITABILITY EVALUATION

In the safety review of reactor facilities, the appropriateness of siting condition is judged by site suitability evaluation in relation to the worst accident. Site suitability evaluation is performed in order to examine the sufficient assurance of remoteness between reactor and surrounding public in relation to the worst accident. Unlike the safety review of "anticipated operational occurrences" and "accidents", a method that radiological effect outside of the site boundary is analyzed and evaluated assuming the sort and quantity of certain radiological source term at specific place is adopted. It is different from the method of analyzing the event sequences concretely.⁽⁶⁾

Definite safety guideline is not decided for FBR. In case of the prototype reactor, safety was reviewed based on the Safety Evaluation Policy for LMFBR, as mentioned early. Primary coolant leak accident was postulating as "major accident" relating to radiological release inside of the containment. Release amount of 10% noble gas, 1% iodine was assumed. The source term of

100% of noble gas, 10% of iodine and 1% plutonium of core inventory was postulated inside the containment for the "hypothetical accident". No specific name of accident was accepted as "hypothetical accident" of the prototype reactor.

In the method that is considered to be maintained in near future, the barrier in the FP release path is made clear and the source term is set inside that barrier. In that case, postulation of the source term is important. In evaluating of "major accident", accident that has possibility of expanding radioactivity release is selected within DBE according to the technological viewpoint. The events postulated as BDBE may be taken into consideration for "hypothetical accident". In view of the aim of site suitability accidents, i.e. the judgment of remoteness between the reactor and public, it is desirable that bounding source term and evaluating condition of FP release path are set conservatively without depending firmly on a specific accident scenario.

It is necessary that the realistic evaluation based on the several accident scenario is examined in order to show sufficiency of boundary and conservative of condition. At the study of these scenarios, the result of BDBE evaluation is taken account of as one of these scenarios.

CONCLUDING REMARKS

The important safety evaluation items for assuring the safety of the FBR, that is article 5 event, is studied through the results of the application to the prototype reactor. It is necessary to evaluate the characteristics of potential risk by the day when the plant design will seem to be fixed. For the deterministic evaluation of this point of view, beyond design basis event is proposed to be evaluated in the safety review. The representative of the BDBE is considered ULOF event taking account of the characteristics of the design of systems and components.

There are comments that the review philosophy is not developed from the stage of the prototype reactor. If the plant to be reviewed is similar to the prototype reactor, the evaluation of the BDBE may be excluded. It is difficult however, to obtain general acceptance for the design basis accident as to reactor facility dissimilar to the prototype reactor in system and components. It is important to enrich successive experience of design, construction and operation in the same level of safety philosophy as the prototype reactor.

REFERENCES

- (1) "Safety Evaluation Policy for LMFBRs", Nuclear Safety Commission of Japan, Nov. 1980.
- (2) "Application for Reactor Installation Permit of the Prototype FBR", Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, Dec. 1980.
- (3) F.Justin and P. Tanguy, "LA PHILOSOPHIE FRANCAISE DE PRISE EN COMPTE DES ACCIDENTS DANS LES REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES", IPAN CEA, Fevrier, 1984.
- (4) "Development and Utilization of the NRC Policy Statement on the Regulation of Advanced Nuclear Power Plants", NUREG-1226, USNRC, June 1988
- (5) "Examination Guide of Reactor Siting and Guidelines for Interpretation in their Application", AEC of Japan, July 1981.

Table 1 BDBE TREATMENT OF THE CDA POTENTIAL EVENTS

Potential event	Characteristics of the events		Design Measure	Treatment in Evaluation
	Category			
ATWS Family	ULOF	Fail to reactor trip when core flow decreases. Coolant boils, whole core is led to damage.	Self actuated delatch mechanism will be equipped.	Evaluate the function of the delatch mechanism. Evaluate CDA in spite of actuation of the delatch mechanism. (Most probable condition)
	UTOP	Fail to reactor trip when positive reactivity is inserted and reactor power increases. Event progression is relatively slow. Result in partial core damage.	ditto.	Included in ULOF as for the consequence.
	ULOHS	Fail to reactor trip when heat sink of the turbine is lost. Thermo-mechanical damage of the pump or pump trip by interlock lead to ULOF-like event progression. Or, core damage due to core temperature increase	ditto. Signal to trip the main circulation pump has to be transmitted from downstream of the reactor trip signals.	ditto.
LOHRS Family	PLOHS	Fail to remove decay heat when reactor trips and heat sink is lost.	There is time margin to core damage. Active components necessary to assure the natural circulation function of the decay heat removal system have to be able to manual operation.	Frequency of occurrence is less than that of loss of whole alternating power supply. Confirm design policy.
	LORL	Fail to maintain sodium inventory to remove decay heat when primary-coolant-leak-accident occurs. Event sequence is similar to PLOHS.	System having danger of siphonage from the primary cooling circuit should be avoided.	Confirm design policy.
LOPI		Large break of the primary cooling piping interfere with core cooling.	DBE is determined in relation to LBB philosophy.	The cases of scram success and failure are included in LORL and ULOF respectively. Confirm design policy.
LF		Fuel is damaged due to flow blockage in the fuel subassembly. There may be a chance of fuel damage propagation.	Install FFD.	Evaluate the design adequacy of FFD based on the DBE as to fuel failure. Fuel damage propagation beyond DBE is included in ULOF as for the consequence.

Fig.1 "ARTICLE 5" or "ARTICLE 5 EVENTS"

"Safety Evaluation Principle for LMFBR"

[Nuclear Safety Commission, Nov.6,1980]

(APPENDIX) On the Safety Design and Safety Evaluation for LMFBR II On the Safety Evaluation for LMFBR

- Article 1 Evaluation of AOOs and Accidents
- Article 2 Concrete Example of the Events
- Article 3 Criteria of Judgment
- Article 4 Matter of Consideration for Analysis
- Article 5 Evaluation of the Specific EVENTS
- Article 6 Site Suitability Evaluation

Since the operational experience of LMFBR are limited, safety evaluation should be made for the postulated events whose occurrence frequency is negligibly small but whose consequence might be severe. Assessment should be made in terms of the initiating events and preventive measures against their progression to ascertain that the release of radioactive materials to the environment is limited to a reasonably low level.

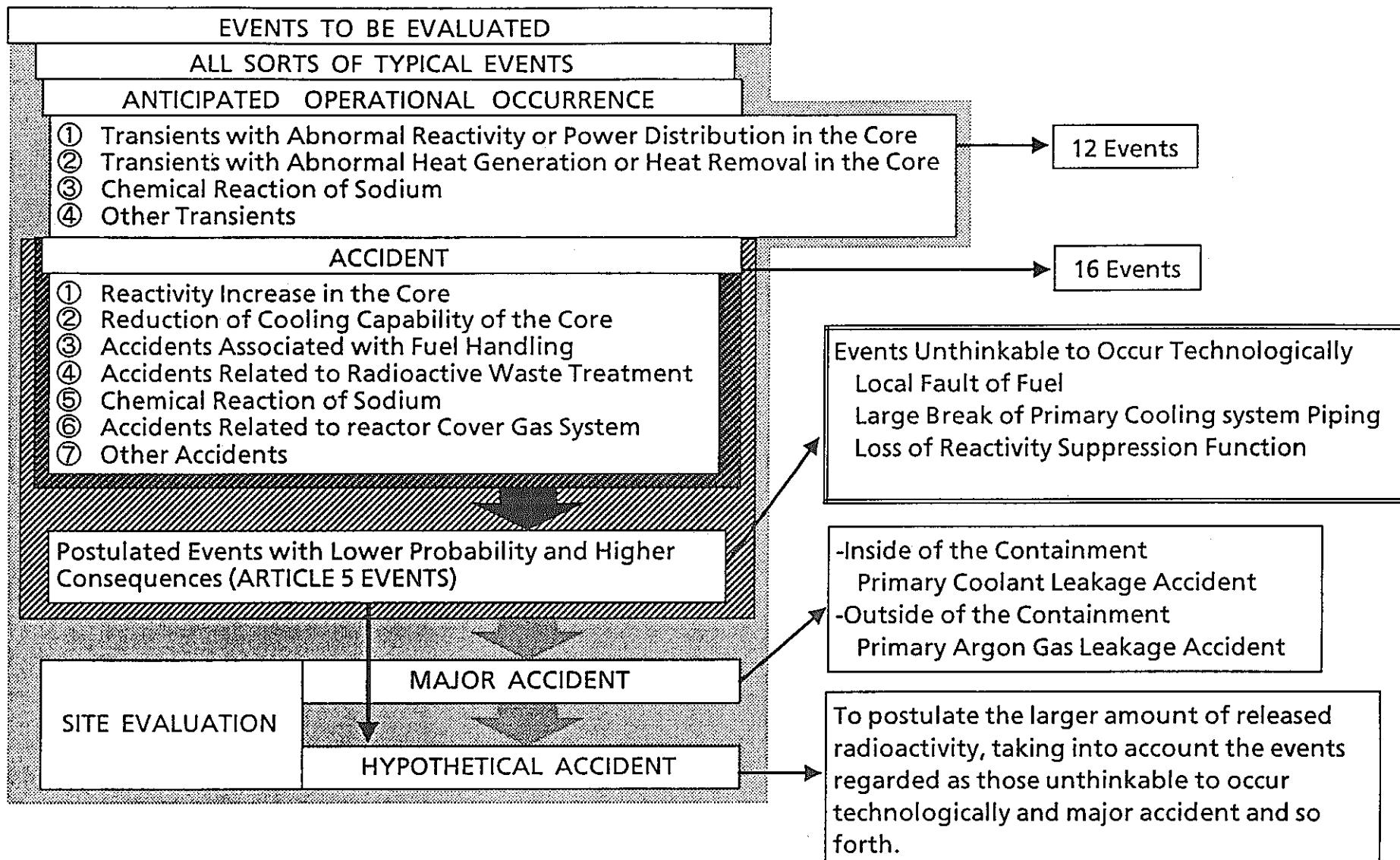


Fig.2 Application of the Safety Evaluation Principle for the Prototype Reactor

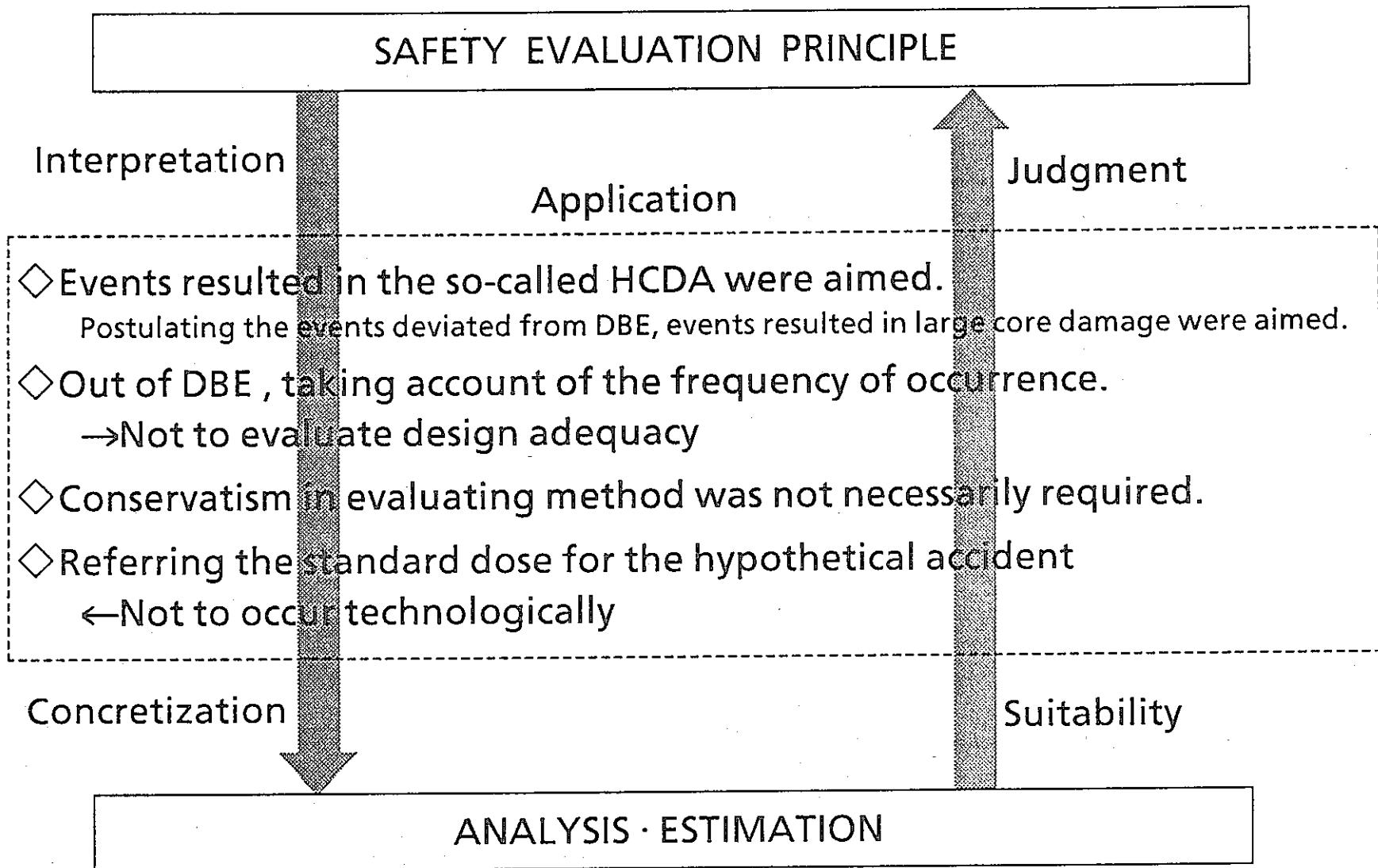


Fig.3 COMPREHENSION OF APPLICATION OF ARTICLE 5

CHARACTERISTICS OF FBR

- No challenge to the integrity of containment in case of DBE occurrence.
- LBB is accepted for coolant pipings. Large break of the pipings is outside of DBE range.
- CDA potential is outside of DBE range.

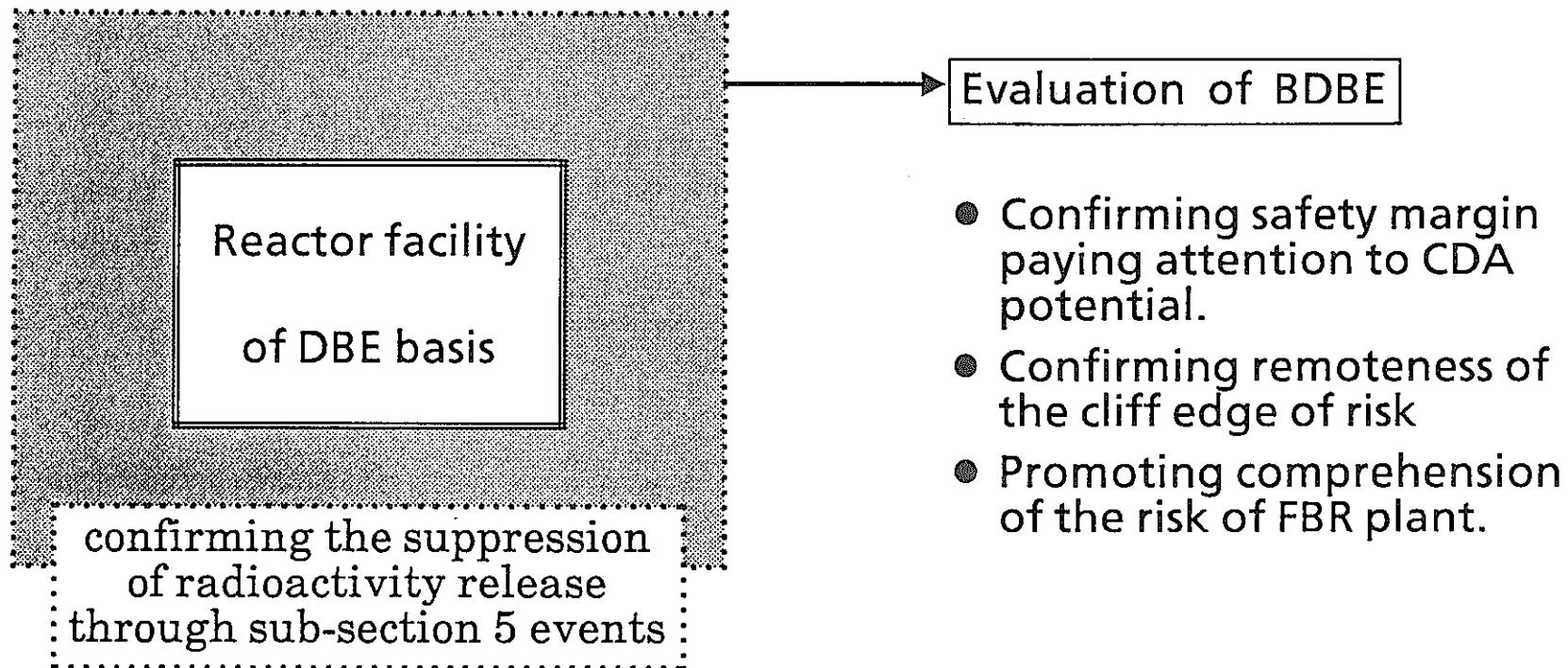


FIG. 4 ESSENTIALS OF "ARTICLE 5 EVENTS"

- 50 -

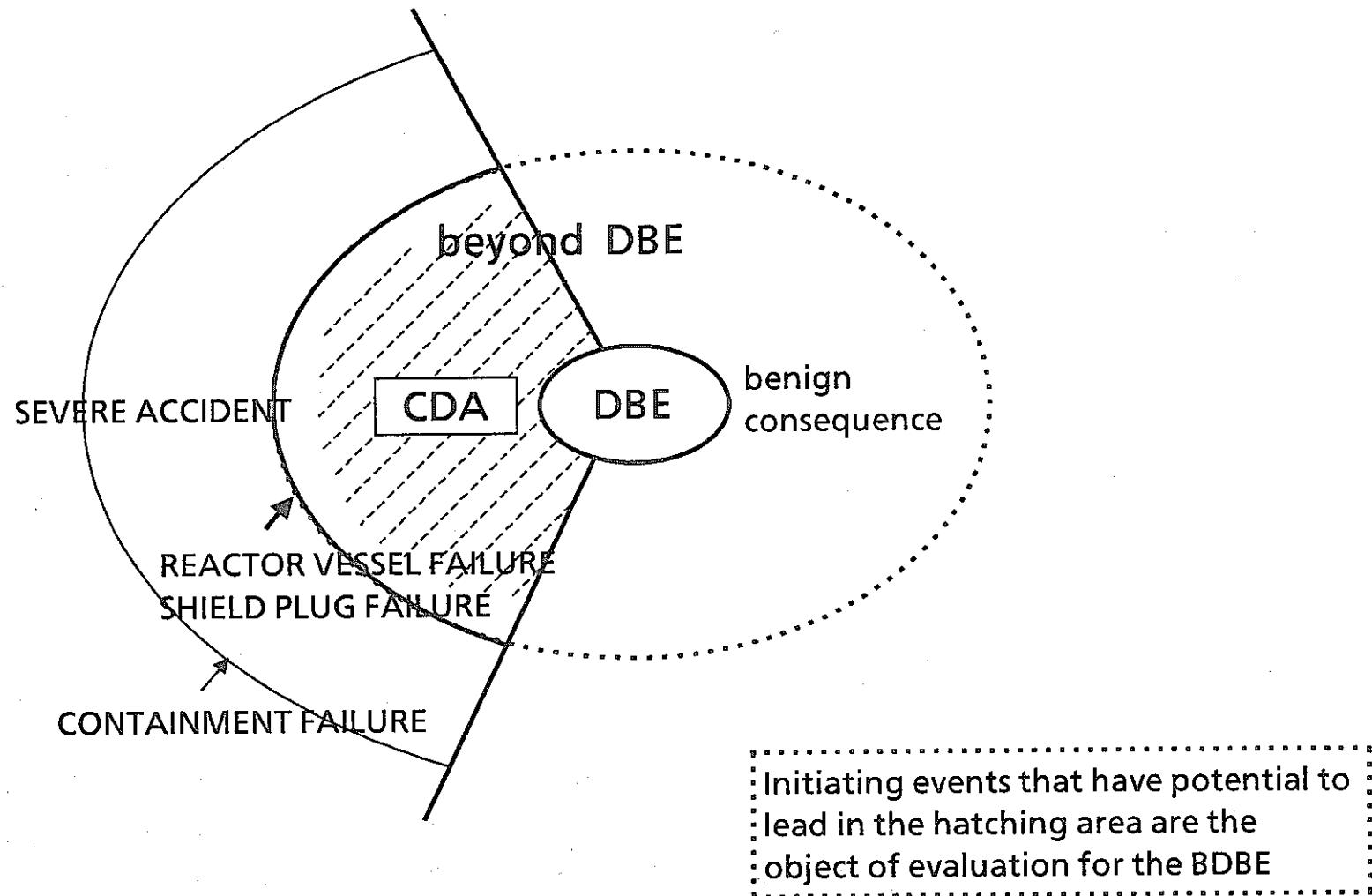


Fig. 5 OBJECTIVE CATEGORY OF THE BDBE