

FBR安全設計の考え方について

技 術 資 料		
開示区分	レポ ー ト No.	受 領 日
T	N243 83-12	1998.5.13.
この資料は技術管理室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です 動力炉・核燃料開発事業団 技術協力部技術管理室		

昭和 58 年 7 月

動力炉・核燃料開発事業団

ま え が き

本資料は、「高速増殖炉の安全設計の考え方」の特徴について検討を加えるものであって、必要に応じ高速増殖炉原型炉「もんじゅ」等の例を引きつつ軽水炉との対比を加えるなど種々の整理を行うことによって、液体金属冷却高速増殖炉特有の設計上の特徴並びに安全評価に当って想定すべき事象、判断基準等の基本的考え方、関連するR&D（安全性研究）の進め方について簡潔に説明するものである。

昭和58年7月

動力炉・核燃料開発事業団

高速増殖炉開発本部

相 澤 清 人*

* R&D 安全工学ブロック 炉心安全グループ

目 次

〔Ⅰ〕 高速増殖炉の指針・基準等の一欄	1
〔Ⅱ〕 高速増殖炉の安全性の評価の考え方について	2
〔Ⅲ〕 高速増殖炉の安全設計方針と軽水炉の安全設計審査指針との比較	10
〔Ⅳ〕 LMFBR特有の設計上の特徴について	35
〔Ⅴ〕 高速増殖炉の安全設計方針の適用例について	40
〔Ⅵ〕 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」に於ける(5)項事象 に関する適用例について	46
〔Ⅶ〕 HCDAに至る可能性のある事象(5項事象)の評価	50
局所的燃料破損事象シーケンス図	51
1次主冷却系配管大口径破損事象のシーケンス	52
反応度抑制機能喪失事象のシーケンス	53
〔Ⅷ〕 LMFBRにおける安全評価の進め方について	54

〔I〕 高速増殖炉の指針 - 基準等

炉の種類 基準等		軽水型炉	高 速 増 殖 炉	
			原 型 炉	実 証 炉
安全審査指針	安全設計	発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (原子力安全委)	液体金属冷却高速増殖炉施設の安全設計方針 (動燃案)	未了
	安全評価	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (原子力安全委)	高速増殖炉の安全性の評価の考え方について (原子力安全委)	未了
技 術 基 準	設備の技術基準	発電用原子力設備に関する技術基準(昭和40年通産省令第63号)	準用する場合の問題点について検討し、もんじゅ用基準を整備する。	未了
	溶接の技術	電気工作物の溶接に関する技術基準(昭和45年通産省令第81号)	同 上	未了
	構造等の技術基準	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通産省告示第501号)	同上、なお構造の規格を修正補完するものとして、構造設計指針(動燃案)を作成	未了
	耐震設計基準	原子力発電所の耐震設計基準(案)(通産省内規)	耐震設計(動燃案)を作成	未了
民間自主規程	財団法人 電気技術 協会 規程・指針	原子力発電所の品質保証指針(JEAG-4101) 原子炉構造材の監視試験方法(JEAC-4201) 原子炉格納容器の漏えい試験(JEAC-4203) 発電用核燃料体検査指針(JEAG-G4204) 軽水炉原子力発電所用機器の供用期間中検査(JEAC-4205)	それぞれの規程・指針の適用性を検討し設備設計又は運用に反映	未了

〔Ⅱ〕 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〕

当委員会は、昭和55年10月14日付で原子炉安全基準専門部会から、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」報告を受けた。

当委員会は同報告の内容を検討した結果、当面、高速増殖炉の安全審査に当たり、これを適用することは妥当と認める。

なお、今後の安全審査等の積重ねにより高速増殖炉の安全性に関する指針等の策定に資することとする。

高速増殖炉の安全性の評価の考え方について

1 まえがき

本専門部会は、高速増殖炉原子炉施設の安全性を評価する際の基本的考え方について調査審議を行った。

この調査審議に当たっては、高速実験炉「常陽」の経験を踏まえるとともに、諸外国における高速増殖炉の安全性評価の考え方も参考とし、また、当面、安全性評価の対象として考えられる液体金属冷却高速増殖炉として現在計画中の高速増殖炉原型炉「もんじゅ」を念頭において検討を行った。

しかしながら、高速増殖炉は、現在、研究開発段階にある炉型であり、安全性評価の実績も少なく、安全性の評価の考え方について本報告においては概括的に記述するにとどまっております。今後の安全審査等の積重ねにより安全性の評価の考え方及び方法についてより一層具体化、詳細化を行いその確立を図る必要がある。

なお、本専門部会において、現在、別途調査審議が進められている各種指針については、今後具体的審査に当たって、その調査審議結果を十分に参酌すべきである。

2 検討結果

- (1) 液体金属冷却高速増殖炉（以下「LMFBR」という）は、①原子炉冷却系は低圧、高温の使用条件で設計されているが、冷却材であるナトリウムの沸点が高いので冷却材最高使用温度が沸騰温度より十分低い。②燃料プルトニウム - ウラン混合酸化物を使用し、

高速中性子による反応を主体とした増殖可能な炉心であって、出力密度及び燃焼度が高い。

③プラントとしてみた場合には、原子炉冷却系と蒸気系の間に中間冷却系を有し、また、ナトリウム液面上にはカバーガス系を有している等、軽水型原子炉と異なる多くの特徴を有している。

従って安全性の評価に当たっては、これらの特徴を十分踏まえて原子炉施設の位置、構造及び設備が災害の防止上支障がないものであることを評価する必要がある。

(2) 我が国におけるLMFBRの運転までの経験としては、高速実験炉「常陽」があるが、LMFBRの開発は、我が国の自主技術によるプロジェクトとして国際協力も行いながら広範な関連研究開発が進められており、これら研究開発及び建設、運転を通じて多くのデータ、解析手法の使用経験等が蓄積されつつある。

安全性の評価に当たっては、これらのデータ、解析手法等の実績について、十分考慮するとともに適切な余裕を見込んで評価する必要がある。

(3) LMFBRの安全性の評価に当たって、既存の各種安全審査指針との関係は次のとおりである。

① 原子力安全委員会が決定した安全審査指針のうち、次のものについては、LMFBRにそのまま適用されるものである。

① 「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」

② 「プルトニウムに関するめやす線量について」

③ 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」

② また、発電用軽水型原子炉施設を対象とした次の指針についても、これらを参考とすべきと考えるが、この場合、特にLMFBRに特徴的な面に関しては別紙にその考え方を示した。

① 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針について」

② 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について」

③ 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について」

③ 更に、LMFBR原子炉施設からの通常運転時における環境への放射性物質の放出量については、周辺公衆の被曝線量が法令に定める許容被曝線量を下回ることのみならず、合理的に達成できる限り低く保つよう設計上の対策を講ずべきであり、被曝線量評価及び環境への放射性物質の測定方法については、発電用軽水型原子炉施設を対象とした次の指針を参考にしうると考える。

- ④ 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針について」
- ⑤ 「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針について」

(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

I LMFBRの安全設計について

LMFBRの安全設計については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針について」及び「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について」を参考とし、LMFBR特有の設計上の特徴に関し以下のような点について十分検討を行い、系統及び機器の故障並びに異常の発生を極力小さくするとともに、万一の事故の発生に際し、その拡大を防止し放射性物質の放出を抑制することについて十分に配慮したものとすることが必要である。

(1) 炉心

LMFBRの炉心は高速中性子を利用し、増殖を目的としたものであって、炉心の中性子束密度、出力密度及び燃料燃焼度が高く、また、このため材料の受ける放射線照射量が大きいことを考慮した設計が必要であること。

反応度の観点からは炉心の余剰反応度及び燃焼に伴う反応度変化は小さいが、ナトリウムボイド反応度が炉心中心領域で正となりうることに配慮した設計が必要であること。

(2) 燃料

燃料要素は高温ナトリウム中で使用され、かつ、燃焼度が高いため燃料被覆管の内圧によるクリープ効果及びスエリング効果を考慮した設計が必要であること。

核的熱的特性については、燃料集合体の変形を考慮し、また、流路閉塞を防止する設計が必要であること。

(3) ナトリウム

原子炉冷却材として使用されるナトリウムは、沸点が高く、そのため低圧でサブクール度が大きい冷却系の設計が可能であり、熱伝達特性が優れているが、ナトリウムが化学的に活性であるためナトリウム火災対策及びナトリウム液面上のカバーガスの不活性化等を考慮した設計が必要であること。また、ナトリウムと材料の共存性(腐食や質量移行)について配慮し、ナトリウムの凝固、ナトリウムの不透明性及びナトリウムの放射化に関する考慮が必要であること。

(4) ナトリウムボイド

ナトリウムボイド反応度の影響を考慮して、ナトリウムの沸騰とカバーガス巻き込みの抑制を図ることが必要であること。

(5) 原子炉停止系

原子炉停止系は制御棒により構成されるが、相互に独立な複数の系統により原子炉を確実に停止できるよう信頼性の高い設計が必要であること。

(6) 原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガス等のバウンダリ

原子炉冷却材バウンダリは、冷却材の漏洩又はバウンダリの破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう考慮された設計であるとともに、冷却材の漏洩があった場合、その漏洩を速やかに、かつ、確実に検出できる設計が必要であること。

原子炉カバーガス等のバウンダリは、原子炉カバーガスの漏洩又はバウンダリの破損の発生する可能性が十分小さくなるよう考慮された設計が必要であること。

供用期間中検査については、検査方法及び設計等に関し、冷却材としてナトリウムを使用することに対する考慮が必要であること。

(7) 中間冷却系

中間冷却系は、1次冷却系から冷却材が中間冷却系に漏れ出すことのない設計とするとともに、水・蒸気系側からの中間冷却系への漏洩が生じた場合にも安全性が確保できる設計が必要であること。

(8) 崩壊熱の除去

1次冷却系等において、万一、冷却材の流量喪失や流出が生じた場合でも冷却機能を確保し、崩壊熱を除去しうる設計が必要であること。

(9) 格納容器

格納容器は、想定される事故条件において放射性物質の放散を抑制することが可能であること。

(10) 高温構造

高温ナトリウム下で使用する機器の設計に当たっては、構造材料のクリープ特性に対する考慮が必要であること。また、オーステナイト系ステンレス鋼が使用される場合には、オーステナイト系ステンレス鋼の熱膨張率がフェライト系鋼等の材料に比べて大きく、また、ナトリウムの熱容量が小さいので構造材料の温度変化及び変化率も大きく、従って

定常的及び過渡的熱応力の対策が必要であること。

(d) 耐震性

機器、配管等の設計に当たっては、軽水炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮した耐震設計とすることが必要であること。

また、系統、機器の耐震設計上の重要度分類は、LMFBRの設計の特徴を十分踏まえて行う必要があること。

I LMFBRの安全評価について

LMFBRの安全評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について」（以下「安全評価指針」という。）を参考とし、これにLMFBRの特徴を加えて評価を行うことが必要である。以下はこのような観点から想定すべき事象、判断の基準等の基本的考え方を示したものである。

- (1) LMFBR原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認するため、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」として各種の代表的事象を選定し評価を行う。
- (2) これらの代表事象の選定に当たっては、LMFBRの特徴を考慮し、「運転時の異常な過渡変化」としては（2.1）の各事象を、また、「事故」としては（2.2）の各事象を選定して評価を行う。

（2.1）LMFBRの「運転時の異常な過渡変化」

① 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

（例）

未臨界状態からの制御棒引抜き

出力運転中制御棒引抜き

制御棒落下

② 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

（例）

1次冷却材流量増大

1次冷却材流量減少

外部電源喪失

2次冷却材流量増大

2次冷却材流量減少

主給水流量増大

主給水流量減少

負荷喪失

③ ナトリウムの化学反応

(例)

蒸気発生器伝熱管からの小漏洩

④ その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化

(2.2) LMFBRの「事故」

① 炉心内の反応度の増大

(例)

制御棒急速引抜き事故

② 炉心冷却能力の低下

(例)

1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

1次冷却材漏洩事故

冷却材流路閉塞事故

2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

2次冷却材漏洩事故

主給水ポンプ軸固着事故

主蒸気管破断事故

③ 燃料取扱いに伴う事故

(例)

燃料取替取扱事故

燃料取扱い装置の事故

④ 廃棄物処理設備に関する事故

(例)

気体廃棄物処理系破損事故

⑤ ナトリウムの化学反応

(例)

1次ナトリウム補助設備からのナトリウム漏洩事故

蒸気発生器伝熱管破損事故

⑥ 原子炉カバーガス系に関する事故

(例)

1次アルゴンガス漏洩事故

⑦ その他必要と認められる事故

(3) 上記(2)のLMFBRの「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」についての評価に関する判断の基準を以下に示す。

(3.1) 運転時の異常な過渡変化

想定した事象の発生に伴う過渡現象は、炉心が損傷に至る前に収束され、炉心は通常運転に復帰できる状態が維持されなければならない。それぞれの事象に応じてこのことを判断する基準は、以下のとおりとする。

- | |
|---|
| <p>① 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。</p> <p>② 冷却材は沸騰しないこと。</p> <p>③ 燃料最高温度が燃料溶解温度を下回ること。</p> |
|---|

(3.2) 事故

想定した事故現象によって外乱が原子炉施設に加わっても、事象に応じて炉心の溶解の恐れがないこと及び放射線による敷地周辺への影響が大きくなるよう核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は、以下のとおりとする。

- | |
|---|
| <p>① 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>② 原子炉格納容器の漏洩率は、適切な値以下に維持されること。</p> <p>③ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被曝のリスクを与えないこと。</p> |
|---|

なお、これらの判断基準による評価の他にも必要に応じLMFBRの特徴を踏まえ評価を行うものとする。

(4) 「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析に当たっては、LMFBRの特徴を踏まえ以下の諸点について考慮するとともに、「安全評価指針」の「5.解析に当たって考慮すべき事項 5.1 運転時の異常な過渡変化及び事故」を参考とする。

(4.1) 核的因子

炉心中心領域でナトリウムボイド係数が正となりうること。

(4.2) 熱流力的因子

熱の発生と除去のバランスが崩れる状態として、熱発生の増加となる反応度の投入、

熱除去の低下となる局所事故に特に配慮が必要であること。

(4.3) 機械的因子

- ① 冷却系が高温で炉心出入口の温度差が大きく、また、ナトリウムの熱伝達特性が優れているので大きな熱応力が発生しうること。
- ② ナトリウム蒸気に起因する機械的な影響に対する配慮が必要であること。
- ③ 炉心における高速中性子照射量が大きいこと及びクリープ特性を常に考慮しておく必要があること。
- ④ 冷却材漏洩事故を想定する場合の配管破損の形態と大きさに関しては、十分な検討が必要であること。

(4.4) 化学的因子

ナトリウムによる腐食、ナトリウム - 水反応、ナトリウム火災、ナトリウム - コンクリート反応、ナトリウムと保温材の反応、ナトリウムのよう素トラッピング能力等について配慮が必要であること。

(5) 前記(2.2)にいう「事故」より更に発生頻度は低い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を鑑み、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。

(6) LMFBR原子炉施設の立地条件の適否を判断するために、「原子炉立地審査指針」に従って重大事故及び仮想事故について評価を行う。

この場合、立地条件の適否を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とし、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う。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。

〔Ⅲ〕 高速増殖炉の安全設計方針と軽水炉の安全設計審査指針との比較

(1)

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>I まえがき</p> <p>本指針は、原子炉設置許可申請に際して、安全設計の審査を行うにあたって、その設計方針の妥当性を評価するための審査上の指針としてとりまとめたものである。</p> <p>現行の「軽水炉についての安全設計に関する審査指針について」は、米原子力委員会が1967年7月に発表した「原子力発電所一般設計指針 (General Design Criteria for Nuclear Power Plants)」等を参考にして当委員会が昭和45年4月に策定したものである。</p> <p>しかし、現行審査指針の策定以来約7年の歳月を経た今日、その後において得られた数々の知識や経験の蓄積を背景とすると、安全性の評価をする上で、より適切、かつ妥当であると考えられる指針を提案できる点が多量に見られるにいたった。</p> <p>このような観点から、当委員会は、原子炉安全技術専門部会を設置し、現行指針の全面的な見直しを行ったものである。</p> <p>II 適用範囲</p> <p>本指針が適用される範囲は、発電用軽水型原子炉の更新許可申請（変更許可申請を含む）に際して、安全設計に関する基本方針について、審査を行うに際しての評価の指針に限定される。</p> <p>本指針は、このような意図のもとに作成されたものであるため、一般的な原子炉の設計のための基準を指向したものではない。</p> <p>本指針に示されている全規定は、発電用軽水炉の安全審査土重要と考えられる安全設計の基本事項について集約されているので、原子炉設置許可申請に際しての安全審査の段階においては、少なくとも本指針は十分に満足されなければならない。しかし、許可申請の内容が本指針に適合しない場合があったとしても、それが技術的な改良、進歩等を反映して、本指針が満足される場合と同等の安全性を確保し得ると判断される</p>		

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>場合、これを排除しようとするものではない。</p> <p>なお、本指針は、発電用軽水炉に適用されるものと限定しているが、軽水炉特有の規定を除外すれば、他の原子炉施設の安全設計審査指針としても参考となり得ると考える。</p> <p>Ⅲ 用語の定義</p> <p>本指針において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。</p> <p>(1) 「安全上重要な構築物、系統及び機器」とは、その機能喪失により、一般公衆及び従事者に過度の放射線被曝を及ぼすおそれのある構築物、系統及び機器並びに事故時に一般公衆及び従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被曝を緩和するために設けられた構築物、系統及び機器をいう。</p> <p>(2) 「格納容器バウンダリ」とは、<u>冷却材喪失事故時に、圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設をいう。</u>⁽¹⁾</p> <p>(3) 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の苛酷な条件下で圧力障壁を形成するもので、それが破壊すると冷却材喪失事故となる範囲の施設をいう。</p>	<p>1. 用語の定義</p> <p>本方針において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。</p> <p>(1) 「安全上重要な構築物、系統及び機器」とは、その機能喪失により、一般公衆及び従事者に過度の放射線被曝を及ぼすおそれのある構築物、系統及び機器並びに事故時に一般公衆及び従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被曝を緩和するために設けられた構築物、系統及び機器をいう。</p> <p>(2) 「格納容器バウンダリ」とは、<u>原子炉施設の破損、故障等に起因して原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性のある事故に対し、その事故により生じる温度と圧力に耐え、放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設をいう。</u>⁽¹⁾</p> <p>(3) 「原子炉冷却材バウンダリ」とは、原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材を内包して、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の苛酷な条件下で冷却材障壁を形成するもので、それが破損すると原子炉冷却材漏えい事故となる範囲をいう。</p> <p>なお、「原子炉冷却材バウンダリ」と「原子炉カバーガス等のバウンダリ」を合わせたものは原子炉からの放射性物質の放散に対する閉じた障壁を形成する。</p> <p>(4) 「原子炉カバーガス等のバウンダリ」とは、原子炉の通常運転時に原子炉カバーガスまたは原子炉冷却材を内包して、運転時の異常</p>	<p>解 説</p> <p>(1) 想定事故 原子炉冷却材漏えい事故等を指す。</p> <p>(2) LMFBR特有 ナトリウムの沸点が高く、低圧でも相変化を通しての冷却材喪失がないことから冷却材漏出による冷却能力喪失の防止と、ナトリウムと空気との化学反応の防止の観点から必要な範囲とを区別し、両者を合わせたものでが心を取り囲む閉じた系を構成する。</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>(4) 「原子炉停止系」とは、原子炉の臨界又は臨界超過の状態から原子炉に負の反応度を挿入することにより、原子炉を臨界未満にし、<u>高温停止から低温停止にいたらしめ</u>、かつ、停止状態を維持するための機能を備えるよう設計された設備をいう。⁽¹⁾</p> <p>(5) 「反応度制御系」とは、原子炉炉心の反応度を制御することにより、原子炉の出力、<u>燃焼及び核分裂生成物等</u>の変化による反応度変化を制御するよう設計された設備をいう。⁽²⁾</p> <p>(6) 「安全保護系」とは、異常状態を検知し、それを防止又は抑制するために、安全保護動作を起こさせるよう設計された設備及び事故状態を検知し、必要な工学的安全施設の作動を開始させるよう設計された設備をいう。</p> <p>(7) 「工学的安全施設」とは、原子炉施設の破損、故障等に起因して原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これらを抑制又は防止するための機能を備えるよう設計された施設をいう。</p> <p>(8) 「単一故障」とは、単一の事象に起因して一つの機器が所定の安全上の機能を失うことをいい、単一の事象に起因して必然的に起こる多</p>	<p>な過渡変化時及び事故時に原子炉内の放射性物質に対する障壁を形成するもので、それが破損すると原子炉カバーガス又は原子炉冷却材中の放射性物質が漏えいする事故となる範囲の施設から、原子炉冷却材バウンダリに含まれる範囲の施設を除いたものをいう。</p> <p>(5) 「原子炉停止系」とは、原子炉の臨界又は臨界超過の状態から原子炉に負の反応度を挿入することにより、原子炉を臨界未満にし、<u>かつ、臨界未満状態を維持するための機能を備えるよう設計された設備をいう。</u>⁽¹⁾</p> <p>(6) 「反応度制御系」とは、原子炉炉心の反応度を制御することにより、原子炉の出力及び燃焼等の変化による反応度変化を制御するよう設計された設備をいう。⁽²⁾</p> <p>(7) 「安全保護系」とは、異常状態を検知し、それを防止または抑制するために、安全保護動作を起こさせるよう設計された設備及び事故状態を検知し、必要な工学的安全施設の作動を開始させるよう設計された設備をいう。</p> <p>(8) 「<u>中間冷却系</u>」⁽³⁾とは、原子炉で発生する熱を中間熱交換器を介して、水・蒸気系あるいは冷却空気に輸送するための機能を備えるよう設計された設備をいう。</p> <p>(9) 「<u>崩壊熱及び他の残留熱の除去に係る系統</u>」⁽³⁾とは、原子炉の停止後に、原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去するための機能を備えるよう設計された設備をいう。</p> <p>(10) 「工学的安全施設」とは、原子炉施設の破損、故障等に起因して原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これらを抑制または防止するための機能を備えるよう設計された施設をいう。</p> <p>(11) 「単一故障」とは、単一の事象に起因して一つの機器が所定の安全上の機能を失うことをいい、単一の事象に起因して必然的に起こ</p>	<p>(1) FBRでは高温停止状態を設けないことが多い。</p> <p>(2) LWR特有</p> <p>(3) LMFBR特有</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>重故障を含む。</p> <p>09 「動的機器」とは、外部からの動力の供給を受けて、それを含む系が本来の機能を果たす必要があるとき、機械的に動作する部分を有する機器をいう。</p> <p>00 「多重性」とは、同一の機能を有する系が二つ以上あることをいう。</p> <p>01 「独立性」とは、多重に設けた機器又は系統が設計上考慮する環境条件及び運転状態に対して共通要因又は従属要因によって同時に故障状態にならないことをいう。</p> <p>02 「燃料の許容設計限界」とは、原子炉の設計と関連して、燃料の損傷が安全設計上許容される程度であり、かつ、継続して原子炉施設の運転をすることができる限界をいう。</p> <p>03 「通常運転時」とは、原子力発電所の起動、停止、出力運転、<u>高温待機</u>、及び燃料取替等が、計画的又は頻繁に行われた場合、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態をいう。⁽¹⁾</p> <p>04 「運転時の異常な過渡変化時」とは、原子炉の運転状態において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作によって外乱が加えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転状態が計画されていない状態にいたる場合をいう。</p> <p>05 「事故時」とは、「運転時の異常な過渡変化時」を超える異常状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定される事故事象が発生した状態をいう。</p>	<p>る多重故障を含む。</p> <p>02 「動的機器」とは、外部からの動力の供給を受けて、それを含む系が本来の機能を果たす必要があるとき、機械的に動作する部分を有する機器をいう。</p> <p>03 「多重性」とは、同一の機能を有する系が2つ以上あることをいう。</p> <p>04 「独立性」とは、多重に設けた機器または系統が設計上考慮する環境条件及び運転状態に対して共通要因または従属要因によって同時に故障状態にならないことをいう。</p> <p>05 「燃料の許容設計限界」とは、原子炉の設計と関連して、燃料の損傷が安全設計上許容される程度であり、かつ、継続して原子炉施設の運転をすることができる限界をいう。</p> <p>06 「通常運転時」とは、原子力発電所の起動、停止、出力運転、<u>高温待機</u>、及び燃料取替等が、計画的または頻繁に行われた場合、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態をいう。⁽¹⁾</p> <p>07 「運転時の異常な過渡変化時」とは、原子炉の運転状態において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作または運転員の単一誤操作によって外乱が加えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転状態が計画されていない状態にいたる場合をいう。</p> <p>08 「事故時」とは、「運転時の異常な過渡変化時」を超える異常状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定される事故事象が発生した状態をいう。</p> <p>09 「<u>低温状態</u>」⁽²⁾とは、原子炉が停止時の状態であって冷却材の温度が規定の範囲内に維持されている状態をいう。</p>	<p>(1) FBRでは高温待機モードを設定しないことが多いため削除する。</p> <p>(2) 原子炉が停止後到達するプラントの安定な状態として追加する。</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p data-bbox="212 274 414 305">Ⅳ 原子炉施設全般</p> <p data-bbox="235 313 504 344">指針 1. 準拠規格及び基準</p> <div data-bbox="235 360 907 493" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="257 376 896 478">安全上重要な構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査については、安全上適切と認められる規格及び基準によるものであること。</p> </div> <p data-bbox="235 509 627 540">指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮</p> <div data-bbox="235 556 907 1003" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ol style="list-style-type: none"> <li data-bbox="257 572 896 760">1. 安全上重要な構築物、系統及び機器は、地震により機能の喪失や破損を起こした場合の安全上の影響を考慮して、重要度により耐震設計上の区分がなされるとともに、敷地及び周辺地域における過去の記録、現地調査等を参照して、最も適切と考えられる設計地震動に十分耐える設計であること。 <li data-bbox="257 768 896 987">2. 安全上重要な構築物、系統及び機器は、地震以外の自然現象に対して、寿命期間を通じてそれらの安全機能を失うことなく、自然現象の影響に耐えるように、敷地及び周辺地域において過去の記録、現地調査等を参照して予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる自然力及びこれに事故荷重を適切に加えた力を考慮した設計であること。 </div> <p data-bbox="235 1019 616 1050">指針 3. 人為事象に対する設計上の考慮</p> <div data-bbox="235 1066 907 1199" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="257 1081 896 1183">原子力発電所は、安全上重要な構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等の人為事象に対し、これを防護するための適切な措置を講じた設計であること。</p> </div>	<p data-bbox="952 282 1153 313">2. 原子炉施設全般</p> <p data-bbox="974 321 1232 352">方針 1. 準拠規格及び基準</p> <div data-bbox="974 368 1646 501" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="996 384 1635 486">安全上重要な構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査については、安全上適切と認められる規格及び基準によるものであること。</p> </div> <p data-bbox="974 517 1366 548">方針 2. 自然現象に対する設計上の考慮</p> <div data-bbox="974 564 1646 1011" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ol style="list-style-type: none"> <li data-bbox="996 580 1635 768">(1) 安全上重要な構築物、系統及び機器は、地震により機能の喪失や破損を起こした場合の安全上の影響を考慮して、重要度により耐震設計上の区分がなされるとともに、敷地及び周辺地域における過去の記録、現地調査等を参照して、最も適切と考えられる設計地震動に十分耐える設計であること。 <li data-bbox="996 776 1635 995">(2) 安全上重要な構築物、系統及び機器は、地震以外の自然現象に対して、寿命期間を通じてそれらの安全機能を失うことなく、自然現象の影響に耐えるように、敷地及び周辺地域において過去の記録、現地調査等を参照して予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる自然力及びこれに事故荷重を適切に加えた力を考慮した設計であること。 </div> <p data-bbox="974 1027 1355 1058">方針 3. 人為事象に対する設計上の考慮</p> <div data-bbox="974 1074 1646 1207" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="996 1089 1635 1191">原子力発電所は、安全上重要な構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等の人為事象に対し、これを防護するための適切な措置を講じた設計であること。</p> </div>	

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針4. 環境条件に対する設計上の考慮</p> <div data-bbox="268 329 940 462" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>安全上重要な構築物、系統及び機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、それらの環境条件に適合できる設計であること。</p> </div> <p>指針5. 飛来物等に対する設計上の考慮</p> <div data-bbox="268 1074 940 1238" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>安全上重要な構築物、系統及び機器は、想定される飛来物、配管のむち打ち又は流出流体の影響等から生じるおそれのある動的影響、熱的影響又は<u>溢水</u>によって原子炉の安全を損うことのない設計であること。</p> </div>	<p>方針4. 環境条件に対する設計上の考慮</p> <div data-bbox="996 329 1668 462" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>安全上重要な構築物、系統及び機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、それらの環境条件に適合できる設計であること。</p> </div> <p>方針5. ナトリウムに対する設計上の考慮 (1)</p> <div data-bbox="996 525 1668 1003" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(1) ナトリウムを内包し、内部に液面を有する機器は、その液面上を<u>不活性ガス雰囲気</u>とするとともにナトリウムが<u>空気と接触しない</u>構造とすること。</p> <p>(2) ナトリウムを循環する安全上重要な系統及び機器は、ナトリウムの<u>凍結</u>により安全機能を失うことがないよう考慮された設計であること。</p> <p>(3) 安全上重要な構築物、系統及び機器は、ナトリウムの<u>漏えい</u>時においても、ナトリウムの化学反応の影響により安全機能を失うことがないよう考慮された設計であること。</p> <p>(4) 事故時に一般公衆及び従事者が放射線被ばくを受ける恐れのある原子炉冷却材の漏えいに対しては、その化学反応又は反応生成物による過度の影響を緩和するよう適切な手段を備えること。</p> </div> <p>方針6. 飛来物等に対する設計上の考慮</p> <div data-bbox="996 1074 1668 1238" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>安全上重要な構築物、系統及び機器は、想定される飛来物、配管のむち打ちまたは流出流体の影響等から生じるおそれのある動的影響、熱的影響または<u>溢流</u>によって原子炉の安全を損なうことのない設計であること。</p> </div>	<p>LMFBR特有</p> <p>(1) 材料への環境効果は方針4. に含める。</p> <p>用語</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針 6. 火災に対する設計上の考慮</p> <p>安全上重要な構築物、系統及び機器は、適切な配置、防火壁の設置をする等、火災に対する防護上の配慮がなされるとともに、これらは実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計であること。</p> <p>また、これらの構築物、系統及び機器に対して、適切な火災検出装置及び消火装置を設置し、これらの装置の破損又は不測の作動があっても、構築物、系統及び機器は、それらの安全機能を失うことのない設計であること。</p> <p>指針 7. 共用の禁止</p> <p>安全上重要な構築物、系統及び機器は、共用によって安全機能を失うおそれのある場合、原子炉施設間で共用しない設計であること。</p> <p>指針 8. 系統の単一故障</p> <p>安全上重要な系統は、非常用所内電源系のみで運転下又は外部電源系のみで運転下で、単一故障を仮定しても、その系統の安全機能を失うことのない設計であること。</p> <p>指針 9. 電源喪失に対する設計上の考慮</p> <p>原子力発電所は、短時間の全動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること。</p> <p>ただし、高度の信頼度が期待できる電源設備の機能喪失を同時に考慮する必要はない。</p>	<p>方針 7. 火災に対する設計上の考慮</p> <p>安全上重要な構築物、系統および機器は、適切な配置、防火壁の設置をする等、火災に対する防護上の配慮がなされるとともに、これらは実用上可能な限り不燃性または難燃性材料を使用する設計であること。</p> <p>また、これらの構築物、系統および機器に対して、適切な火災検出装置および消火装置を設置し、これらの装置の破損または不測の作動があっても、構築物、系統および機器は、それらの安全機能を失うことのない設計であること。</p> <p>方針 8. 共用の禁止</p> <p>安全上重要な構築物、系統及び機器は、共用によって安全機能を失うおそれのある場合、原子炉施設間で共用しない設計であること。</p> <p>方針 9. 系統の単一故障</p> <p>安全上重要な系統は、非常用所内電源系のみで運転下又は外部電源系のみで運転下で、単一故障を仮定しても、その系統の安全機能を失うことのない設計であること。</p> <p>方針 10. 電源喪失に対する設計上の考慮</p> <p>原子力発電所は、短時間の全動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること。</p> <p>ただし、高度の信頼度が期待できる電源設備の機能喪失を同時に考慮する必要はない。</p>	

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針 10. 試験可能性に対する設計上の考慮</p> <p>安全上重要な構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確保するために、その重要度に応じ、原子炉の運転中に試験及び検査ができるか、又は原子炉の定期点検停止時若しくは燃料取替停止中に適切な方法により試験及び検査ができる設計であること。</p> <p>指針 11. 避難通路に対する設計上の考慮</p> <p>原子力発電所は、通常の照明用電源喪失時においても、その機能を失うことのない照明を設備し、かつ、単純、明確、永続性のある標識のついた安全避難通路を有する設計であること。</p> <p>指針 12. 通信連絡設備に対する設計上の考慮</p> <p>原子力発電所は、適切な警報系統及び通信連絡設備を備え、事故時に発電所内にいるすべての人々に対し、少なくとも一つの中央位置から指示ができるとともに、発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、多重性を有する設計であること。</p> <p>V 原子炉及び計測制御系</p> <p>指針 13. 原子炉設計</p> <p>原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、それぞれの機能を果たし得る設計であること。</p>	<p>方針 11. 試験可能性に対する設計上の考慮</p> <p>安全上重要な構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、その重要度に応じ、原子炉の運転中に試験及び検査ができるか、または原子炉の定期点検停止若しくは燃料取替停止中に適切な方法により試験及び検査ができる設計であること。</p> <p>方針 12. 避難通路に対する設計上の考慮</p> <p>原子力発電所は、通常の照明用電源喪失時においても、その機能を失うことのない照明を設備し、かつ、単純、明確、永続性のある標識のついた安全避難通路を有する設計であること。</p> <p>方針 13. 通信連絡設備に対する設計上の考慮</p> <p>原子力発電所は、適切な警報系統及び通信連絡設備を備え、事故時に発電所内にいる全ての人々に対し、少なくとも一つの中央位置から指示ができるとともに、発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は、多重性を有する設計であること。</p> <p>3. 原子炉及び計測制御系</p> <p>方針 14. 原子炉設計</p> <p>原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系及び中間冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、それぞれの機能を果たし得る設計であること。</p>	<p>LMPBR特有</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針 14. 燃料設計</p> <div data-bbox="286 310 954 671" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ol style="list-style-type: none"> 1. 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、他の炉心構造物との関係を含め、その健全性を失うことがなく、炉心の性能を十分に発揮し得る設計であること。 2. 燃料集合体は、燃料棒の内外圧差、燃料及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、変形又は化学的変化の結果起こり得る熱伝達挙動の変化等を考慮した設計であること。 3. 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に燃料棒の変形等による過度の寸法変化を生じない設計であること。 </div> <p>指針 15. 原子炉の固有な特性</p> <div data-bbox="286 733 954 863" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系は、すべての運転範囲で急速な固有の負の反応度フィードバック特性を有する設計であること。</p> </div> <p>指針 16. 出力振動の抑制</p> <div data-bbox="286 937 954 1141" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、燃料の許容設計限界を超える状態となる出力振動が生じないように十分な減衰特性を持たせる設計であるか、又はたとえ出力振動が生じてもそれを確実に、かつ、容易に検出して抑制できる設計であること。</p> </div>	<p>方針 15. 燃料設計</p> <div data-bbox="1016 310 1684 671" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ol style="list-style-type: none"> (1) 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、他の炉心構造物との関係を含め、その健全性を失うことがなく、炉心の性能を十分に発揮し得る設計であること。 (2) 燃料集合体は、燃料棒の内外圧差、燃料及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、変形または化学的変化の結果起こり得る熱伝達挙動の変化等を考慮した設計であること。 (3) 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に燃料棒の変形等による過度の寸法変化を生じない設計であること。 </div> <p>方針 16. 原子炉の固有な特性</p> <div data-bbox="1016 733 1684 863" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系は、全ての運転範囲で急速な固有の負の反応度フィードバック特性を有する設計であること。</p> </div> <p>方針 17. 出力振動の抑制</p> <div data-bbox="1016 937 1684 1141" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系並びに安全保護系は、燃料の許容設計限界を超える状態となる出力振動が生じないように十分な減衰特性を持たせる設計であるか、またはたとえ出力振動が生じてもそれを確実に、かつ、容易に検出して抑制できる設計であること。</p> </div>	

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針 17. 計測制御系</p> <p>1. 計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次の事項を十分考慮した設計であること。</p> <p>(1) 原子炉の炉心、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ</u>及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、適切な予想範囲に維持制御されること。</p> <p>(2) 上記のパラメータについては、予想変動範囲内での監視が可能であること。</p> <p>2. 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できる設計であること。</p>	<p>方針 18. 計測制御系</p> <p>(1) 計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次の事項を十分考慮した設計であること。</p> <p>(i) 原子炉の炉心、<u>原子炉冷却材バウンダリ</u>及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、適切な予想範囲に維持制御されること。</p> <p>(ii) 上記のパラメータについては、予想変動範囲内での監視が可能であること。</p> <p>(2) 計測制御系は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できる設計であること。</p>	<p>(1) 用語</p> <p>FBRは高圧に加圧して冷却材の運転温度を高く保持する必要がないため、圧力容器と称する機器を有していない。</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針 18. 電気系統</p> <p>1. 安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を確保するために電源を必要とする場合には、必要な電源として外部電源系及び非常用所内電源系を有する設計であること。</p> <p>2. 外部電源系は、2回線以上の送電線により電力系統に接続される設計であること。</p> <p>3. 非常用所内電源系は、十分独立な系統とし、外部電源系の機能喪失時に、一つの系統が作動しないと仮定しても、次の事項を確実に履行のに十分な容量及び機能を有する設計であること。</p> <p>(1) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し冷却すること。</p> <p>(2) 冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、格納容器の健全性並びにその他の安全上重要な系統及び機器の機能を確保すること。</p> <p>4. 安全上重要な電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査ができる設計であること。</p> <p>指針 19. 制御室</p> <p>制御室は、事故時にも、従事者が制御室に接近し、又は留まり、事故対策操作が可能であるように不燃設計、遮蔽設計及び換気設計がされ、かつ、事故によって放出することがあり得る有毒ガスに対し適切な防護がなされた設計であること。</p>	<p>方針 19. 電気系統</p> <p>(1) 安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を確保するために電源を必要とする場合には、必要な電源として外部電源系及び非常用所内電源系を有する設計であること。</p> <p>(2) 外部電源系は、2回線以上の送電線により電力系統に接続される設計であること。</p> <p>(3) 非常用所内電源系は、十分独立な系統とし、外部電源系の機能喪失時に、一つの系統が作動しないと仮定しても、次の事項を確実に履行のに十分な容量及び機能を有する設計であること。</p> <p>(i) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し冷却すること。</p> <p>(ii) 冷却材漏えい等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、格納容器の健全性並びにその他の安全上重要な系統及び機器の機能を確保すること。</p> <p>(4) 安全上重要な電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査ができる設計であること。</p> <p>方針 20. 制御室</p> <p>制御室は、事故時にも、従事者が制御室に接近し、または留まり、事故対策操作が可能であるように不燃設計、シャヘイ設計及び換気設計がされ、かつ、事故によって放出することがあり得る有毒ガスに対し適切な防護がなされた設計であること。</p>	<p>用 語</p> <p>想定事故</p> <p>(1) FBRでは冷却材バウンダリで漏洩が生じても、ガードベッセルを設置するなどにより、炉心が露出する恐れのある冷却材喪失は生じない。</p>

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>解 説</p>
<p>指針 20. 制御室外からの停止機能</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉は、制御室外の適切な場所から停止することができるように、次の機能を有する設計であること。</p> <p>(1) 原子炉施設を安全な状態に維持するために必要な計測制御機能を含め、原子炉の<u>急速な高温停止</u>ができること。</p> <p>(2) 適切な手順を用いて原子炉を引続き<u>低温停止</u>できること。</p> </div> <p>Ⅵ 原子炉停止系、反応度制御系及び安全保護系</p> <p>指針 21. 原子炉停止系の独立性</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉停止系は、<u>高温待機状態又は高温運転状態</u>から、燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ、<u>高温状態</u>で臨界未満を維持できる少なくとも二つの独立した系を有する設計であること。</p> </div> <p>指針 22. 原子炉停止能力</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>1. 原子炉停止系の少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく<u>高温状態</u>で炉心を臨界未満にでき、かつ、<u>高温状態</u>で臨界未満を維持できる設計であること。</p> <p>2. 原子炉停止系の少なくとも一つは、<u>低温状態</u>で炉心を臨界未満にでき、かつ、<u>低温状態</u>で臨界未満を維持できる設計であること。</p> </div>	<p>方針 21. 制御室外からの停止機能</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉は、制御室外の適切な場所から停止することができるように、次の機能を有する設計であること。</p> <p>(1) 原子炉施設を安全な状態に維持するために必要な計測制御機能を含め、原子炉を<u>急速に停止</u>できること。</p> <p>(2) 適切な手順を用いて原子炉を引続き<u>安全な状態に維持</u>できること。</p> </div> <p>4. 原子炉停止系、反応度制御系及び安全保護系</p> <p>方針 22. 原子炉停止系の独立性</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉停止系は、<u>少なくとも2つの独立した系</u>を有する設計であること。</p> </div> <p>方針 23. 原子炉停止能力</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(1) 原子炉停止系の少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく<u>炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態</u>で臨界未満を維持できる設計であること。</p> <p>(2) 原子炉停止系は、<u>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、1つの系の不作動を仮定しても、炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態</u>で臨界未満を維持できる設計であること。</p> </div>	<p>定 義</p> <p>定 義 LWRプラント構成に特有な表現の見直し</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針 27. 安全保護系の過渡時の機能</p> <div data-bbox="257 305 929 556" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>1. 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。</p> <p>2. 安全保護系は、偶発的な制御棒の引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。</p> </div> <p>指針 28. 安全保護系の事故時の機能</p> <div data-bbox="257 619 929 744" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>安全保護系は、事故時にあっては、直ちにこれを検知し、原子炉停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる設計であること。</p> </div> <p>指針 29. 安全保護系の多重性</p> <div data-bbox="257 815 929 980" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>安全保護系は、その系を構成するいかなる機器またはチャンネルの単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、安全保護機能を失うことにならないような多重性を有する設計であること。</p> </div> <p>指針 30. 安全保護系の独立性</p> <div data-bbox="257 1050 929 1215" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、その保護機能が喪失しないように、その系を構成するチャンネル相互を分離し、重複したそれぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。</p> </div>	<p>方針 28. 安全保護系の過渡時の機能</p> <div data-bbox="996 305 1668 556" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。</p> <p>(2) 安全保護系は、偶発的な制御棒の引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。</p> </div> <p>方針 29. 安全保護系の事故時の機能</p> <div data-bbox="996 619 1668 744" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>安全保護系は、事故時にあっては、直ちにこれを検知し、原子炉停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる設計であること。</p> </div> <p>方針 30. 安全保護系の多重性</p> <div data-bbox="996 815 1668 980" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>安全保護系は、その系を構成するいかなる機器またはチャンネルの単一故障が起こっても、あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、安全保護機能を失うことにならないような多重性を有する設計であること。</p> </div> <p>方針 31. 安全保護系の独立性</p> <div data-bbox="996 1050 1668 1215" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、その保護機能が喪失しないように、その系を構成するチャンネル相互を分離し、重複したそれぞれのチャンネルの間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。</p> </div>	

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針31. 安全保護系の故障時の機能</p> <p>安全保護系は、駆動源の喪失、系の遮断及びその他の不利な状況になっても、最終的に安全な状態に落ち着くような設計であること。</p> <p>指針32. 安全保護系と計測制御系との分離</p> <p>安全保護系は、計測制御系との部分的共用によって、安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から分離されている設計であること。</p> <p>指針33. 安全保護系の試験可能性</p> <p>安全保護系は、原則としてその機能を原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。</p>	<p>方針32. 安全保護系の故障時の機能</p> <p>安全保護系は、駆動源の喪失、系のしゃ断及びその他の不利な状況になっても、最終的に安全な状態に落ち着くような設計であること。</p> <p>方針33. 安全保護系と計測制御系との分離</p> <p>安全保護系は、計測制御系との部分的共用によって、安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から分離されている設計であること。</p> <p>方針34. 安全保護系の試験可能性</p> <p>安全保護系は、原則としてその機能を原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。</p>	
<p>Ⅶ 原子炉冷却系</p> <p>指針34. 原子炉冷却材圧力バウンダリの機能</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリは、異常な冷却材の漏洩、又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう考慮された設計であること。</p> <p>指針35. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性</p> <p>原子炉冷却系及びその関連補助系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計であること。</p>	<p>5. 原子炉冷却系及び中間冷却系</p> <p>方針35. 原子炉冷却材バウンダリの機能⁽¹⁾₍₂₎</p> <p>原子炉冷却材バウンダリは、冷却材の漏えい、または破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう考慮された設計であること。</p> <p>方針36. 原子炉冷却材バウンダリの健全性⁽²⁾</p> <p>原子炉冷却系及びその関連補助系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、原子炉冷却材バウンダリの健全性を確保できる設計であること。</p>	<p>(1) LMFBR特有 (2) 用語</p> <p>FB Rでは高圧に加压して冷却材の運転温度を高く保持する必要はなく、圧力容器と称する機器を有していない。</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針

指針 36. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏洩検出

原子炉冷却材圧力バウンダリは、冷却材の漏洩があった場合、その漏洩を速やかに、かつ、確実に検出できる設計であること。

指針 37. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止

原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること。

指針 38. 原子炉冷却材補給系 (2)

原子炉冷却材補給系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏洩及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する小さな配管の破断又は小さな機器の損傷による冷却材の漏洩があった場合でも、燃料の許容設計限界を超えないように、十分に給水できる能力を有する設計であること。

液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針

方針 37. 原子炉冷却材バウンダリの漏えい検出 (1)

原子炉冷却材バウンダリは、冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できる設計であること。

方針 38. 原子炉冷却材バウンダリの破壊防止 (1)

原子炉冷却材バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること。

方針 39. 原子炉冷却材の確保 (2)

原子炉冷却材バウンダリとそれに付属した機器、計測制御系、安全保護系は、原子炉冷却材バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合でも、原子炉の冷却を行うのに十分な原子炉冷却材を確保することのできる設計であること。

方針 40. 原子炉カバーガス等のバウンダリ (3)

原子炉カバーガス等のバウンダリは、異常な原子炉カバーガスの漏えい、または破損の発生する可能性が十分小さくなるよう考慮された設計であること。

解 説

(1) 用語

FBRでは高圧に加圧して冷却材の運転温度を高く保持する必要はなく、圧力容器と称する機器を有していない。

LWR特有

(2) FBRの通常運転時に於ては、原子炉冷却材バウンダリに属する配管・機器からの冷却材漏洩はなく、漏洩に対する外部からの原子炉冷却材の補給を要しない設計としている。

LMFBR特有

(3) 原子炉冷却材バウンダリと原子炉カバーガス等のバウンダリを併せて1つの閉じたバウンダリを構成。

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
	<p>方針 41. 中間冷却系</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(1) 中間冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、原子炉冷却系からの熱を確実に水・蒸気系あるいは冷却空気に伝達できる設計であること。</p> <p>(2) 中間冷却系は蒸気発生器伝熱管からの水漏えいが生じた場合でも、その影響により、安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能が失われることがないよう考慮された設計であること。</p> <p>(3) 中間熱交換器伝熱管の破損が生じた場合でも、原子炉冷却材が中間冷却系に漏れ出すことのない設計であること。</p> <p>(4) 中間冷却系には、原子炉冷却材と化学反応を起こさない冷却材を使用すること。</p> </div>	LMFBR特有

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>解 説</p>
<p>指針39. 残留熱除去系</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px;"> <p>残留熱除去系は、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えないように、原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去できる設計であること。</p> </div> <p>指針40. 非常用炉心冷却系⁽¹⁾</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px;"> <ol style="list-style-type: none"> 1. 非常用炉心冷却系は、想定される配管破断による冷却材喪失事故に対して、燃料及び燃料被覆の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆の金属と水との反応を十分小さな量に制限できる設計であること。 2. 非常用炉心冷却系は、非常用所内電源系のみで運転下で単一故障を仮定しても、系統の安全機能が達成できるように、独立性を有する設計であること。 3. 非常用炉心冷却系は、定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系統の試験及び検査ができる設計であること。 </div>	<p>方針42. 崩壊熱及び他の残留熱の除去</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px;"> <ol style="list-style-type: none"> (1) 崩壊熱及び他の残留熱の除去に係る系統は、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界を超えないように、また原子炉冷却材バウンダリの設計条件を超えないように、原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去できる設計であること。 (2) 崩壊熱及び他の残留熱の除去に係る系統は、原子炉冷却材漏えい事故を含む想定される事故に対して、燃料の重大な損傷を防止できる設計であること。 </div>	<p>LWR特有</p> <p>(1) FBRでは、冷却材の漏洩事故を想定した場合にもLWRのような急激なブローダウン現象は起こらず、ガードベッセル等による冷却材液位の確保が可能である。従って冷却材を外部より急速に注入するための ECCS を必要としない。</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針41. 冷却水系</p> <p>冷却水系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、安全上重要な構築物、系統及び機器の全熱負荷を最終的な熱の逃がし場に確実に伝達できる設計であること。</p> <p>Ⅷ 原子炉格納容器</p> <p>指針42. 格納容器の機能</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 格納容器は、想定される配管破断による冷却材喪失事故に際して、事故後の想定される最大エネルギー放出によって生じる圧力と温度に耐え、かつ、出入口及び貫通部を含めて所定の漏洩率を超えることがないような設計であること。 2. 格納容器は、定期的に所定の圧力で格納容器全体の漏洩率試験ができる設計であること。 3. 格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏洩率試験及び検査ができる設計であること。 <p>指針43. 格納容器熱除去系</p> <p>格納容器熱除去系は、想定される配管破断による冷却材喪失事故に際して、事故後の想定される最大エネルギー放出によって生じる格納容器内の圧力及び温度を低下させるために十分な機能を有する設計であること。</p>	<p>方針43. 冷却水系</p> <p>冷却水系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、安全上重要な構築物等の全熱負荷を最終的な熱の逃がし場に確実に伝達できる設計であること。</p> <p>6. 原子炉格納施設</p> <p>方針44. 格納容器の機能</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 格納容器は、原子炉施設の破損、故障等に起因して、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある事故に対し、その事故により生じる温度と圧力に耐え、かつ、出入口及び貫通部を含めて所定の漏えい率を超えることがないような設計であること。 (2) 格納容器は、定期的に所定の圧力で格納容器全体の漏えい率試験ができる設計であること。 (3) 格納容器は、電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい率試験及び検査ができる設計であること。 	<p>用語</p> <p>想定事故</p> <p>LWR特有</p>

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>解 説</p>
<p>指針 44. 格納施設雰囲気浄化系</p> <div data-bbox="300 351 972 476" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>格納施設雰囲気浄化系は、冷却材喪失事故時等において、環境に放出される核分裂生成物及びその他の物質の濃度を減少させる機能を有する設計であること。</p> </div> <p>指針 45. 可燃性ガス濃度制御系</p> <div data-bbox="300 548 972 674" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>可燃性ガス濃度制御系は、格納施設の健全性を維持するため、冷却材喪失事故後の格納施設内に存在する水素又は酸素の濃度を抑制することができる機能を有する設計であること。</p> </div> <p>指針 46. 格納容器バウンダリの破壊防止</p> <div data-bbox="300 981 972 1107" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること。</p> </div>	<p>方針 45. アニュラス浄化系</p> <div data-bbox="1039 743 1711 900" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>アニュラス浄化系は、原子炉施設の破損、故障等に起因して、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある事故等において環境に放出される核分裂生成物及びその他の物質の濃度を減少させる機能を有する設計であること。</p> </div> <p>方針 46. 格納容器バウンダリの破壊防止</p> <div data-bbox="1039 978 1711 1103" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること。</p> </div>	<p>LWR特有</p> <p>用語 想定事故</p>

<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>解 説</p>
<p>指針47. 格納容器を貫通する配管系</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>1. 格納容器を貫通する配管系は、格納容器の機能を確保するために必要な隔離能力を有するとともに、ベローを有する配管貫通部は、漏洩検出又は漏洩試験ができる設計であること。</p> <p>2. 格納容器を貫通する配管に設けられる隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、弁の漏洩率が許容限界内にあることを確認できる設計であること。</p> </div> <p>指針48. 格納容器を貫通する系及び閉じた系の隔離弁</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>1. 原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は格納容器内に開口し、<u>原子炉格納容器</u>を貫通している各配管は、<u>冷却材喪失事故時</u>に必要な配管及び計測配管のような特殊な細管を除いて、次の事項を満足する隔離弁を有する設計であること。</p> <p>(1) 原則として格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を設けること。</p> <p>(2) 格納容器の自動隔離弁は、実用上可能な限り格納容器に接近して設けること</p> <p>(3) 上記の自動隔離弁の駆動動力源は、その多重性を十分考慮し、駆動動力源の単一故障によって上記の自動隔離弁が同時に隔離機能を喪失することのないこと。</p> <p>2. 格納容器内側又は外側において閉じた系は、少なくとも1個の自動隔離弁を実用上可能な限り格納容器に接近して設ける設計であること。</p> </div>	<p>方針47. 格納容器を貫通する配管系</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(1) 格納容器を貫通する配管系は、格納容器の機能を確保するために必要な隔離能力を有するとともに、ベローを有する配管貫通部は、漏えい検出または漏えい試験ができる設計であること。</p> <p>(2) 格納容器を貫通する配管系に設けられる隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、弁の漏えい率が許容限界内にあることを確認できる設計であること。</p> </div> <p>方針48. 格納容器を貫通する系及び閉じた系の隔離弁</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(1) <u>原子炉冷却材バウンダリ</u>に連絡するか、または格納容器内に開口し、<u>格納容器</u>を貫通している各配管は、<u>事故時に必要とする配管及び計測配管</u>のような特殊な細管を除いて、次の事項を満足する隔離弁を有する設計であること。</p> <p>(i) 原則として格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を設けること。</p> <p>(ii) 格納容器の自動隔離弁は、実用上可能な限り格納容器に接近して設けること。</p> <p>(iii) 上記の自動隔離弁の駆動動力源は、その多重性を十分考慮し、駆動動力源の単一故障によって上記の自動隔離弁が同時に隔離機能を喪失することのないこと。</p> <p>(2) <u>原則として</u>、格納容器内側または外側において閉じた系は、少なくとも1個の自動隔離弁を実用上可能な限り格納容器に接近して設ける設計であること。</p> </div>	<p>用語 想定事故</p> <p>(1) 2次主冷却系配管には隔離弁を設けない。</p>

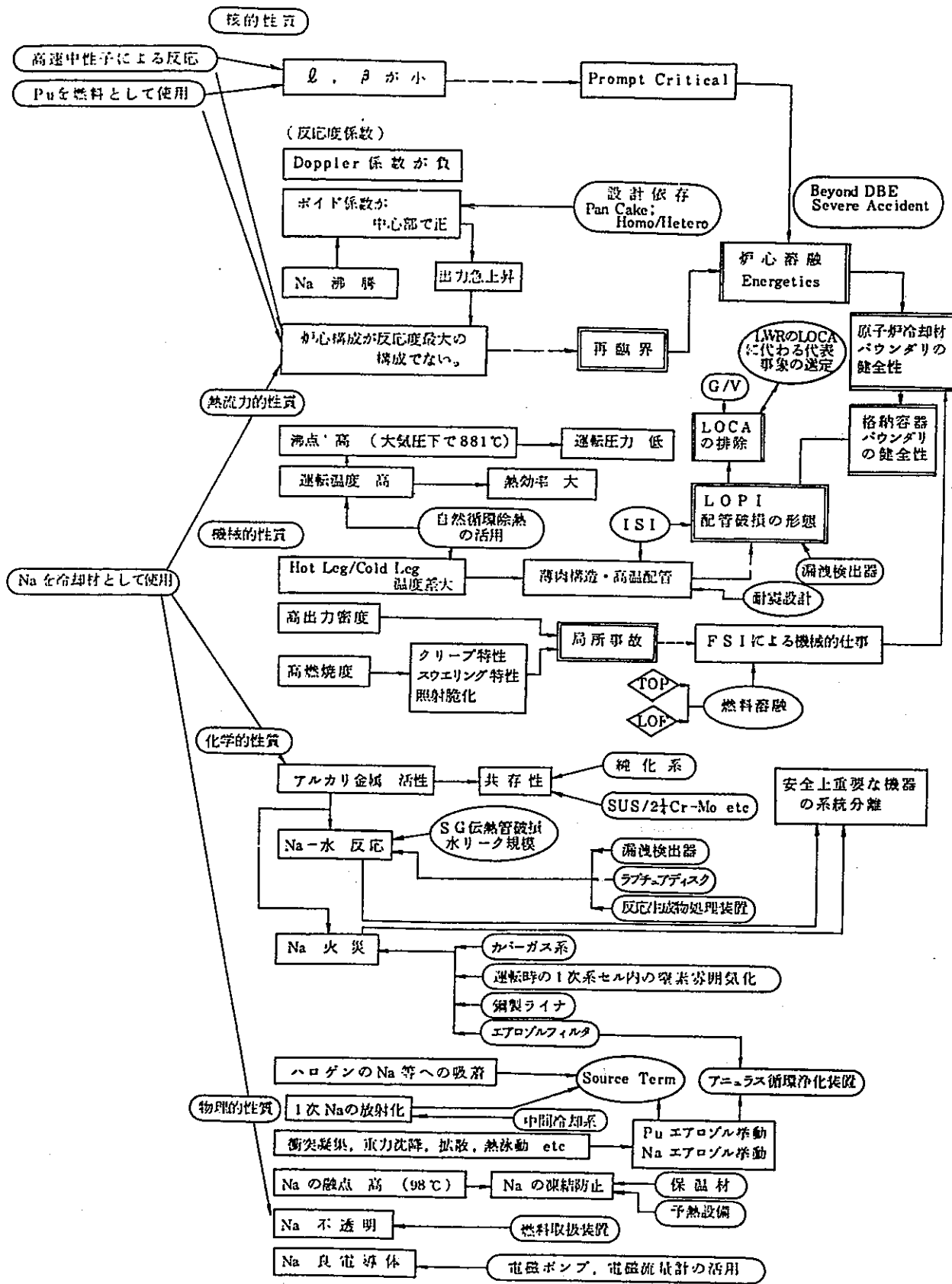
<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針</p>	<p>液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針</p>	<p>解 説</p>
<p>K 燃料取扱い及び廃棄物処理系</p> <p>指針 49. 核燃料の貯蔵及び取扱い</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>1. <u>新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱い設備</u>は、次の事項を満足する設計であること。</p> <p>(1) 安全上重要な機器の適切な定期的試験及び検査ができること。</p> <p>(2) 貯蔵設備は、適切な格納系及び<u>空気浄化系</u>を有すること。</p> <p>(3) 貯蔵設備は、適切な貯蔵容量を有すること。</p> <p>(4) 取扱い設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。</p> <p>2. <u>使用済燃料の貯蔵設備及び取扱い設備</u>は、前項の事項のほか、次の事項を満足する設計であること。</p> <p>(1) <u>放射線防護のための適切な遮蔽を有すること。</u></p> <p>(2) 貯蔵設備は、残留熱を十分に除去できる<u>冷却水系</u>及びその浄化系を有すること。</p> <p>(3) 貯蔵設備の<u>冷却水保有量</u>が著しく減少することを防止し、適切な漏洩検知を行うことができること。</p> <p>(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中の想定される落下時にも、損傷するおそれがないこと。</p> </div> <p>指針 50. 核燃料の臨界防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>核燃料の貯蔵設備及び取扱い設備は、幾何学的な安全配置、又は他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止する設計であること。</p> </div>	<p>7. 燃料取扱い及び廃棄物処理系</p> <p>方針 49. 核燃料の貯蔵及び取扱い</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(1) <u>新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱い設備</u>は、次の事項を満足する設計であること。</p> <p>(i) 安全上重要な機器の適切な定期的試験及び検査ができること。</p> <p>(ii) 貯蔵設備及び取扱い設備は、適切な格納系及び<u>空気浄化系</u>を有すること。⁽¹⁾⁽²⁾</p> <p>(iii) 貯蔵設備は、適切な貯蔵容量を有すること。</p> <p>(iv) 取扱い設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。</p> <p>(v) <u>放射線防護のための適切なしゃへいを有すること。</u>⁽³⁾</p> <p>(2) <u>使用済燃料の貯蔵設備及び取扱い設備</u>は、前項の事項のほか、次の事項を満足する設計であること。</p> <p>(i) 貯蔵設備は、残留熱を十分に除去できる<u>冷却設備</u>及びその浄化系を有すること。⁽⁴⁾</p> <p>(ii) 貯蔵設備の<u>冷却材保有量</u>が著しく減少することを防止し、適切な漏えい検知を行うことができること。⁽⁴⁾</p> <p>(iii) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中の想定される落下時にも、損傷するおそれがないこと。</p> <p>(iv) <u>取扱い設備は取扱い中の燃料の温度が著しく上昇することを防止できること。</u>⁽¹⁾</p> </div> <p>方針 50. 核燃料の臨界防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>核燃料の貯蔵設備及び取扱い設備は、幾何学的な安全配置、または他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止する設計であること。</p> </div>	<p>LMFBR特有</p> <p>(1) 燃料交換時に一旦液面上へ出すことがある。</p> <p>(2) 雰囲気としては窒素又は空気</p> <p>(3) 新燃料に対しても遮蔽対策を施す。</p> <p>(4) 例えばEVSTにNaを用いる。</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針 51. 核燃料取扱ひ場所のモニタリング</p> <p>核燃料の取扱ひ場所は、残留熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルが検出できるとともに、その事態を適切に従事者に伝えるか、又は自動的に対処できる設計であること。</p> <p>指針 52. 放射性気体廃棄物の処理</p> <p>原子力発電所の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切な濾過、貯留、減衰及び管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を<u>実用可能な限り</u>低減できる設計であること。</p> <p>指針 53. 放射性液体廃棄物の処理</p> <p>原子力発電所の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切な濾過、蒸発処理、<u>イオン交換</u>、貯留、減衰及び管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を<u>実用可能な限り</u>低減できる設計であること。</p> <p>指針 54. 放射性固体廃棄物の処理</p> <p>原子力発電所の運転に伴い発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、遮蔽、遠隔操作等によって、従事者の被曝線量を<u>実用可能な限り</u>低減できる設計であること。</p>	<p>方針 51. 核燃料取扱ひ場所のモニタリング</p> <p>核燃料の取扱ひ場所は、残留熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルが検出できるとともに、その事態を適切に従事者に伝えるか、または自動的に対処できる設計であること。</p> <p>方針 52. 放射性気体廃棄物の処理</p> <p>原子力発電所の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切なる過、貯留、減衰及び管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を<u>合理的に</u>達成できる限り低減できる設計であること。</p> <p>方針 53. 放射性液体廃棄物の処理</p> <p>原子力発電所の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物の処理設備は、適切なる過、蒸発処理、<u>脱塩</u>、貯留、減衰及び管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を<u>合理的に</u>達成できる限り低減できる設計であること。</p> <p>方針 54. 放射性固体廃棄物の処理</p> <p>原子力発電所の運転に伴い発生する放射性固体廃棄物の処理設備は、シャヘい、遠隔操作等によって、従事者の被ばく線量を<u>合理的に</u>達成できる限り低減できる設計であること。</p>	<p>用 語 高速増殖炉の安全評価の考え方に従う。(ALARAの精神)</p> <p>LMFBR特有 用 語</p> <p>用 語</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針 55. 固体廃棄物貯蔵施設</p> <p>固体廃棄物貯蔵施設は、原子力発電所の運転に伴い発生する固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、固体廃棄物の貯蔵による敷地周辺の空間線量率を<u>実用可能な限り低減</u>できる設計であること。</p> <p>指針 56. 放射線防護</p> <p>原子力発電所は、従事者の作業性等を考慮して、従事者が立入場所において不必要な放射線被曝を受けないように、遮蔽、機器の配置、放射性物質の漏洩防止、換気等所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。</p> <p>指針 57. 放射線管理施設</p> <p>原子力発電所は、従事者を放射線から防護するために、放射線被曝を十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。</p> <p>また、これらの管理施設は必要な情報を制御室又は適当な管理場所に、通報できる設計であること。</p>	<p>方針 55. 固体廃棄物貯蔵設備</p> <p>固体廃棄物貯蔵設備は、原子力発電所の運転に伴い発生する固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、固体廃棄物の貯蔵による敷地周辺の空間線量率を<u>合理的に達成できる限り低減</u>できる設計であること。</p> <p>8. <u>放射線防護及び放射線管理施設</u></p> <p>方針 56. 放射線防護</p> <p>原子力発電所は、従事者の作業性等を考慮して、従事者が立入り場所において不必要な放射線被ばくを受けないように、しゃへい、機器の配置、放射性物質の漏えい防止、換気等所要の放射線防護上の措置を講じた設計であること。</p> <p>方針 57. 放射線管理設備</p> <p>原子力発電所は、従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを十分に監視及び管理するための放射線管理設備を設けた設計であること。</p> <p>また、これらの管理施設は必要な情報を制御室または適当な管理場所に、通報できる設計であること。</p>	<p>用 語</p>

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針	液体金属冷却型高速増殖炉施設の安全設計方針	解 説
<p>指針58. 放射線監視</p> <div data-bbox="297 326 969 569" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子力発電所は、敷地周辺の放射線を監視するため、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、少なくとも次の場所を適切にモニタリングできる設計であること。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 格納容器雰囲気 (2) 放射性物質の放出経路 (3) 原子力発電所の周辺 </div>	<p>方針58. 放射線監視</p> <div data-bbox="1025 326 1697 569" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子力発電所は、敷地周辺の放射線を監視するため、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、少なくとも次の場所を適切にモニタリングできる設計であること。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 格納容器雰囲気 (2) 放射性物質の放出経路 (3) 原子力発電所の周辺 </div>	

〔Ⅳ〕 LMFBR 特有の設計上の特徴について



DEMONSTRATION REACTOR DATA (1)

REACTOR Country	SUPER PHENIX France	CDFR UK	SNR-2 Germany	BN-1600 USSR
GENERAL				
Electrical Rating, MW	1200	1320	1300	1600
Thermal Rating, MW	3000	3300	3420	4200
CORE PARAMETERS				
Core volume, ℓ	10766	6600	12000	8800
Core Height, m	1.00	1.00	0.95	1.00
Core Diameter, m	3.7	2.9	4.14	3.35
No. Enrichment Zones	2	2	2	2-3
Core Volume Fractions				
% Fuel	36.6	35	37	
% Sodium	33.8	45	41	
% Other	29.6	20	22	
Peak Flux, $10^{15}n/cm^2 \cdot s$	6.2	9.4	5.5	10.0
Ave. Flux, $10^{15}n/cm^2 \cdot s$	3.6	5.8	3.0	
Peak Linear Power, kW/m	47	42	42	
Ave. Linear Power, kW/m	28	30		
Peak Power Density, kW/ℓ	440	620	460	710
Ave. Power Density, kW/ℓ	275	450	270	470
Λ , μs	0.42			
β_{eff}	0.004	0.003	0.004	
Doppler Constant, $-Tdk/dT$	0.0086	0.008	0.009	
Breeding Ratio	1.25	1.22	1.15	1.3-1.4
Doubling Time, years	23	27		
FUEL ASSEMBLY				
No. Driver Assemblies	364	350	492	
Fuel Type	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ -PuO ₂
Fuel Pellet Dia., mm		5.08	6.4	
Pin Diameter, mm	8.5	5.84	7.6	
Cladding Thickness, mm		0.35	0.50	
Cladding Material	316SS	316SS	SS	
Pin Spacers	Wire	Grid	Grid	
Pin Pitch, mm	9.8	7.35	9.1	
Pin Pitch/Diameter	1.15	1.25	1.20	
Pin Length, m	2.7	2.29	2.71	
No. Pins per Assembly	271	325	271	
Assembly Length, m	5.4	4.3	4.0	
REFUELING				
Refuel Interval, days	320	124	274	120-180
Max. Fuel Burnup, Mwd/kg	70	90	70	100
Ave. Fuel Burnup, Mwd/kg	44	50	50	70

DEMONSTRATION REACTOR DATA (2)

REACTOR Country	SUPER PHENIX France	CDFR UK	SNR-2 Germany	BN-1600 USSR
CONTROL				Depleted UO ₂ used for reactivity compensation
Material	B ₄ C	B ₄ C	B ₄ C	
No. Assemblies	24	29	55	
REACTOR VESSEL				
Height, m	19.5	22.8	26	18
Diameter, m	21	23.3	15	18.3
Thickness, m	0.06	0.025		
CONTAINMENT STRUCTURES				
Configuration	CC	P		
Materials	1/2	1/2		
Design Pressure, MPa	0.003*			
HEAT TRANSPORT AND STEAM SYSTEMS				
Coolant	Na	Na	Na	Na
Cover Gas	Ar	Ar	Ar	Ar
Primary:				
Type	Pool	Pool	Loop	Pool
No. Loops	4	4	4	4
Pump Type	C	C	C	C
Pump Position	Cold	Cold	Hot	Cold
Total Flow, kg/s	16900	15000	18000	16600
Inlet Reactor Temp., °C	395	370	390	350
Outlet Reactor Temp., °C	545	540	540	550
Max. Fuel Temp., °C			2200	
Max. Clad. Temp., °C	620	616	650	
Secondary:				
No. Loops	4	4	4	4
Pump Type	C	C	C	
Pump Position	Cold	Cold	Cold	Cold
Total Flow, kg/s	13200	14400	16000	
Inter. Heat Exchanger:				
Number	8	8	8	4
Primary Side	Shell	Tube	Shell	
Steam Generator:				
Type	Integral		Integral	
Tube Configuration	H		H or S	
Integral Steam Generators	4		8	
Turbine:				
Number	2	2	1	2
Inlet Pressure, MPa	18.4	16.0	16.5	14.0
Inlet Temp., °C	490	486	495	490-510

CC: Containment/Confinement

H: Helical

C: Centrifugal

P : Pre-stressed Concrete vessel

S: Straight

* : Inside containment designed for 0.294 MPa

Ref.) A.E. Walter & A.B. Reynolds,
"Fast Breeder Reactors"

LWRとLMFBRとの主要目の比較(1)

原子炉 主要目	BWR (柏崎・刈羽 2, 5号)	PWR (敦賀2号)	LMFBR 実証炉	
			Super Phenix	動燃実証炉
1. 炉心設備仕様				
原子炉熱出力 (MW)	3,293	3,423	3,000	2,480
電気出力 (MWe)	1,100	1,160	1,200	1,000
炉心等価直径 (m)	4.75	3.37	3.7	3.25
燃料装荷量 (ton)	133 (全ウラン) 2.9 (U ²³⁵)	89 (全ウラン) 2.3 (U ²³⁵)	37 (Mix Oxide) 6.3 (PuO ₂)	27 (Mix Oxide) 3.4 (Pu fissile)
燃料材の種類	UO ₂	UO ₂	UO ₂ + PuO ₂	UO ₂ + PuO ₂
ペレット直径 (mm)	10.3	8.19	7.02	6.44
被覆材の種類	ジルカロイ-2	ジルカロイ-4	SUS316	SUS316
被覆管外径/厚さ (mm)	12.3 / 0.86	9.50 / 0.57	8.5 / 0.565	7.4 / 0.4
燃料棒ピッチ (mm)	16.2	12.6	9.8	8.8
2. 核特性				
最大過剰反応度 (ΔK/K)	0.14	0.21		0.052
制御棒反応度 (ΔK/K)	0.18	0.06		0.07(主), 0.028(後備)
ドブラー反応度係数	$(-1.2 \sim -1.3) \times 10^{-5} \frac{\Delta K}{K/C}$ (1,850°C)	$(-2.5 \sim -5.2) \times 10^{-5} \frac{\Delta K}{K/C}$	$-0.0086 T \frac{dK}{dT}$	$-0.0070 T \frac{dK}{dT}$
ボイド反応度係数	$(-7.2 \sim -9.2) \times 10^{-4} \frac{\Delta K}{K/\%ボイド}$ (42%ボイド時)	$(+0.7 \sim -3.1) \times 10^{-3} \frac{\Delta K}{K/\%ボイド}$		$+2.0 \times 10^{-4}$ (Max ~ 4.8%)
圧力係数	—	$(+8.0 \sim -0.5) \times 10^{-5} \frac{\Delta K}{K/(kg/cm^2)}$	—	—
出力ピーキング係数	1.40(径); 1.40(軸)	2.25(F _Q ^{N*1}); 1.55(F _{DH} ^{N*2})	—	1.34(径); 1.22(軸)
炉心平均中性子束 (n/cm ² s)	1.3 × 10 ¹⁴ (fast) 5.0 × 10 ¹³ (thermal)	3 × 10 ¹⁴ (fast) 5 × 10 ¹³ (thermal)	3.6 × 10 ¹⁵	3.2 × 10 ¹⁵
中性子平均寿命 (μs)	43	15	0.42	0.43
実効遅発中性子割合	0.0072/0.0053	0.0060/0.0049	0.004	0.0037
取替燃料集合体平均燃焼度	29,500 (MWD/T)	33,000 (MWD/T)	44,000 (MWD/T)	80,000 (MWD/T)
ペレット最高燃焼度	45,000 (MWD/T)	50,000 (MWD/T)	70,000 (MWD/T) (100,000)	111,000 (MWD/T)
3. 熱流力特性				
1次冷却材圧力 (kg/cm ² g)	71	157	(62m Na)	(130m Na)
1次冷却材流量 (kg/hr)	48.3 × 10 ⁶	60.1 × 10 ⁶	60.8 × 10 ⁶	48.5 × 10 ⁶
1次冷却材温度 (°C)	11.5 kcal/kg / 286 入口サブクーリング	289/325	395/545	385/530
平均出力密度 (kW/l)	50	105	275	250
線出力密度 [平均/最大] (kW/m)	18.7/44.0	17.9/43.1	20/47	25/43
燃料中心最高温度 (°C)	1,850	1,850		(<2,700)
被覆管最高温度 (°C)	390 (表面)	349 (表面)	620 (700)	675

- [注] (•1) (径方向) × (不確定性)
(•2) (径方向) × (軸方向) × (不確定性)
(•3) $\sim 5 \times 10^{-6} (\Delta K/K/C)$

LWRとLMFBRとの主要目の比較(2)

原子炉 主要目	軽水炉 (80万kW _e PWR)	高速実験炉 (常陽照射用炉心)	高速増殖原型炉	備考
1. 炉心設備仕様				
原子炉熱出力(MW)	2,660	100	714	
炉心有効高さ(m)	3.66	0.55	0.93	
炉心等価直径(m)	3.04	0.73	1.79	
燃料装荷量(ton)	72(全ウラン) 1.9(U ²³⁵)	0.50(全ウラン) 0.22(全プルトニウム)	4.6(全ウラン) 1.3(全プルトニウム)	ブランケット含まず "
燃料材の種類	UO ₂	UO ₂ - PuO ₂	UO ₂ - PuO ₂	
ペレット直径(mm)	8.19	4.6	5.4	
被覆材の種類	ジルカロイ-4	SUS316相当ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼	
被覆管外径(mm)	9.5	5.5	6.5	
被覆管厚さ(mm)	0.57	0.35	0.47	
燃料棒ピッチ(mm)	12.6	6.47	7.9	
2. 核特性				
最大過剰反応度(ΔK/K)	* 0.0377 / 0.0395 (BWRで±0.14)	0.055	0.054 / 0.056	* PWRの値はほう素濃度調整により制御すべき反応度(0.1~0.2ΔK/K)を除いた値である。 初装荷炉心/取替炉心
制御棒反応度(ΔK/K)	0.07 / 0.06	0.074	0.071 / 0.070 *(0.059 / 0.055)	" (ワンロッドスタック) * 後備炉停止機
反応度係数				
ドップラ反応度係数	$(-2.3 \sim -5.6) \times 10^{-5} (\Delta K/K)/C$	$(-0.37 \sim -2.2) \times 10^{-3} (T \frac{dK}{dT})^*$	$(-5.7 \sim -7.6) \times 10^{-3} (T \frac{dK}{dT})^*$	* $10^{-3} (T \frac{dK}{dT}) \sim 0.8 \times 10^{-6} (\Delta K/K)/C$
ボイド反応度係数	$(+0.6 \sim 2.5) \times 10^{-3} (\Delta K/K)/\% \text{ボイド}$	$(-1.55 \sim 1.67) \times 10^{-4} (\Delta K/K)/\% \text{ボイド}$	$(0.32 \sim 0.49) \times 10^{-3} (\Delta K/K)/\% \text{ボイド}$	* 冷却材密度係数より算出
圧力係数	$(+7.2 \sim 0.7) \times 10^{-5} (\Delta K/K)/(kg/cm^2)$	—	—	
出力ビーキング係数	2.25 ($F_{N/Q}^N$) 1.55 ($F_{N/H}^N$)	1.47 (径方向) 1.21 (軸方向)	1.41 (径方向) 1.21 (軸方向)	
炉心中中性子束(n/cm ² ·s)	* 1.3×10^{14} (高速中性子) * 4.6×10^{13} (熱中性子)	$2.9 \times 10^{15} / 5.1 \times 10^{15}$	$3.6 \times 10^{15} / 6.2 \times 10^{15}$	炉心平均/最大 * BWRの炉心平均 中性子束の例
中性子平均寿命(μs)	* 43	0.22~0.41	0.41~0.44	* BWRの設計例
実効遅発中性子割合	* 0.0055~0.0072	0.0030~0.0048	0.0034~0.0037	* "
燃焼度(MWD/T)				
取替燃料集合体平均	30,000	40,100	80,000	
ペレット最高	50,000	58,500	131,000	
3. 熱流力特性				
1次冷却材圧力(kg/cm ² g)	157	* 4	1.5~8	* 水頭除く
1次冷却材流量(Rg/hr)	45.7×10^6	2.2×10^6	15.3×10^6	
1次冷却材温度(℃)	284 / 321	370 / 500	397 / 529	原子炉容器入口/出口
平均出力密度(kW/l)	100	391	272	
線出力密度(kW/m)	17.1 / 41.1	22.3 / 40.0	21.0 / 36.0	定格出力時平均/最大
燃料中心最高温度(℃)	1,790	* 2,500	2,220	定格出力時 * ホットスポット 温度
被覆管最高温度(℃)	349 (表面)	650 (肉厚中心)	675 (肉厚中心)	"

〔V〕 高速増殖炉の安全設計方針の適用例について

原子炉施設全般

方針 1. 準拠規格および基準

安全上重要な構築物、系統および機器の設計、材料の選定、製作および検査については、安全上適切と認められる規格および基準によるものであること。

適合のための設計

原子炉施設のうち安全上重要な構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査については、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」、「核燃料物質の使用等に関する規則」及び「原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、許容被曝量等を定める件」等の法令、規格及び基準に基づくとともに、原則として以下に示す国内の法令、規格、基準に準拠又は参酌するものとする。

- (1) 電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令
- (2) 電気設備に関する技術基準を定める省令
- (3) 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- (4) 日本工業規格 (JIS)
- (5) 日本電機工業会標準規格 (JEM)
- (6) 日本電気学会電気規格調査会標準規格 (JEO)
- (7) 日本建築学会各種構造設計及び計算規準
- (8) 建築基準法
- (9) 労働基準法
- 00 労働安全衛生法
- 00 消防法
- 02 高圧ガス取締法
- 03 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術規程及び指針

ただし原子炉施設のうち安全上重要な機器にあっては、機器分類、高温構造設計等について、次の方針を定めこれに準拠する。

00 構造設計方針

なお、国内法令、規格、基準において規定されないものについては、必要に応じて十分使用実績があり、信頼性の高い以下に示す国外の規格、基準を参酌する。

- 09 ASME (American Society of Mechanical Engineers) 規格
- 09 ANSI (American National Standard Institute) 基準
- 07 ASTM (American Society for Testing and Materials) 規格
- 09 IEEE (The Institute of Electrical and Electronics Engineers) 基準

なお、事故の発生を防止し又はその結果を抑制するため、安全上重要な系統及び機器として次のものがある。

- (i) 原子炉冷却材パウンダリ
- (ii) 原子炉カバーガス等のパウンダリ
- (iii) 格納容器パウンダリ
- (iv) 原子炉停止系
- (v) 補助冷却設備
- (vi) ガードベッセル
- (vii) アニュラス循環排気装置
- (viii) 1次アルゴンガス系収納施設
- (ix) 上記に関連する電気設備

これらの系統及び機器は、上記の法令、規格、基準のいずれかに準拠しているが、その重要なものを次に示す。

(a) 原子炉冷却材パウンダリ

原子炉容器	(1) (3) (4) 00
1次主冷却系中間熱交換器	(1) (3) (4) 00
1次主冷却系循環ポンプ	(1) (3) (4) 00
配管	(1) (3) (4) 00
弁	(1) (3) (4) 00

(b) 原子炉カバーガス等のバウンダリ

しゃへいプラグ	(1) (3) (4)
配管	(1) (3) (4) 00
弁	(1) (3) (4) 00
オーバーフロータンク	(1) (3) (4) 00

(c) 格納容器バウンダリ

原子炉格納容器	(1) (3) (4) 03
配管	(1) (3) (4) 00
隔離弁	(1) (3) (4) 00

(d) 原子炉停止系

制御棒	(1) (3) (4)
制御棒駆動機構	(1) (3) (4)

(e) 補助冷却設備

空気冷却器本体	(1) (3) (4) 00
送風設備	(3) (4)
配管	(1) (3) (4) 00
弁	(1) (3) (4) 00

(f) ガードベッセル

ガードベッセル	(1) (3) (4) 00
---------	----------------

(g) フェニクス循環排気装置

循環排気ファン	(3) (4) 03
配管	(1) (3) (4) 03
弁	(1) (3) (4) 03

(h) 1次アルゴンガス系収納施設

常圧活性炭吸着塔収納設備	(1) (3) (4) (7)
配管	(1) (3) (4)
弁	(1) (3) (4)

(i) 上記に関連する電気設備

ディーゼル発電機	(2) (4) (5) (6)
ディーゼル機関	(4) 03
配電設備	(2) (4) (5) (6)
安全保護系	(2) (3) (4) (5) (6) 03 08

方針5. ナトリウムに対する設計上の考慮

- 1 ナトリウムを内包し、内部に液面を有する機器は、その液面上を不活性ガスマスクとするとともにナトリウムが空気と接触しない構造とすること。
- 2 ナトリウムを循環する安全上重要な系統および機器は、ナトリウムの凍結により安全機能を失うことがないよう考慮された設計であること。
- 3 安全上重要な構築物、系統および機器は、ナトリウムの漏洩時においても、ナトリウムの化学反応の影響により安全機能を失うことがないよう考慮された設計であること。
- 4 事故時に一般公衆および従事者が放射線被曝を受けるおそれのある原子炉冷却材の漏洩に対しては、その化学反応または反応生成物による過度の影響を緩和するよう適切な手段を備えること。

適合のための設計

- (1) ナトリウムを内包し、内部に液面を有する機器、即ち、原子炉容器、1次主冷却系循環ポンプ、2次主冷却系循環ポンプ、蒸気発生器等の液面上はアルゴンガスでおおるとともに隔壁等を設けることにより、ナトリウムと空気が接触することを防止する構造とする。
- (2) 循環するナトリウムを内包する1次主冷却系及び2次主冷却系の配管、機器等にはナトリウムの凍結防止のため保温材及び予熱設備を設ける。
- (3) 機器で安全上重要なものについては、系統分離を行ってナトリウム漏えいの影響を小さくする。ナトリウムを保有する系統、機器を収納する部屋には必要に応じて、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止するため、鋼製のライナ等を設置する。
- (4) 放射性のナトリウムを保有する系統、機器を収納する部屋には適切な場所にナトリウム漏えい検出設備を設け、ナトリウムの漏えい事故に対処できるよう

にする。さらに、運転時の雰囲気は低酸素濃度窒素雰囲気とするよう設計上考慮する。

原子炉容器及び1次主冷却系の配管、機器は原子炉格納容器の内部に設置するとともにアニュラス循環排気装置を設置することにより1次主冷却系の1次冷却材漏えい事故に対しても、一般公衆の放射線災害を防止できるようにする。

方針 2.4 原子炉停止系の事故時の維持能力

原子炉停止系の少なくとも1つは、事故時において、炉心を速やかに臨界未満にでき、かつ低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。

適合のための設計

事故時においても、主炉停止系の作動により炉心を速やかに臨界未満にし、かつ、低温状態で臨界未満を維持できるように設計する。

また、主炉停止系のバックアップとして、後備炉停止系を設け、万一主炉停止系が作動しない場合でも炉心を臨界未満にし、かつ、低温状態で臨界未満を維持できるように設計する。

方針 2.5 原子炉停止系の反応度停止余裕

原子炉停止系は反応度効果の最も大きい制御棒が完全に炉心の外に引抜かれ固着して挿入できない時でも、炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。

適合のための設計

主炉停止系は反応度効果の最も大きい制御棒1本が完全に炉心の外に引抜かれ固着して挿入できないと仮定しても、炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できるように設計する。

また、主炉停止系が作動しないと仮定しても、後備炉停止系により、低温状態においても炉心を臨界未満に維持できるように設計することにより、十分な余裕をもって確実に臨界未満にできるようにする。

原子炉冷却系及び中間冷却系

方針 3.5 原子炉冷却材バウンダリの機能

原子炉冷却材バウンダリは、冷却材の漏洩、または破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう考慮された設計であること。

適合のための設計

原子炉冷却材バウンダリとなる配管、機器は、高温のナトリウム環境のもとで使用することを考慮し、原子炉施設の寿命中を通じて高い信頼性を得るよう適切な材料選択を行うとともに、適切な規格、基準に基づいて、設計、製作、組付、検査を行い、高い品質にする。

原子炉冷却材バウンダリの材料には高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用することから、破損の可能性は極めて小さい。

さらに、プラントの安全な運転を継続するために、原子炉容器内に材料の試験片をそり入るなどして、未然にバウンダリの破損に至る可能性を検出し、予防措置を図る。

また、原子炉の運転開始後、安全上問題がないことを確認するために、供用期間中に、原子炉冷却材バウンダリの健全性を確認するための検査が行えるよう考慮した設計とする。

方針 4.0 原子炉カバーガス等のバウンダリ

原子炉カバーガス等のバウンダリは、異常な原子炉カバーガスの漏洩、または破損の発生する可能性が十分小さくなるよう考慮された設計であること。

適合のための設計

原子炉カバーガス等のバウンダリは、原子炉施設の寿命中を通じて高い信頼性を得るよう、適切な材料選択、耐震設計、シールの多重化等を行う。

方針4.1. 中間冷却系

- (1) 中間冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時において、原子炉冷却系からの熱を確実に水・蒸気系あるいは冷却空気に伝達できる設計であること。
- (2) 中間冷却系は蒸気発生器伝熱管からの水漏洩が生じた場合でも、その影響により、安全上重要な構造物、系統および装置の安全機能が失われることがないよう考慮された設計であること。
- (3) 中間熱交換器伝熱管の破損が生じた場合でも、原子炉冷却材が中間冷却系に漏れ出すことのない設計であること。
- (4) 中間冷却系には、原子炉冷却材と化学反応を起こさない冷却材を使用すること。

適合のための設計

- (1) 中間冷却系として1次主冷却系の3系統に対応し、3系統の2次主冷却系を設ける。

通常運転時には、回転数可変の主モータによる1次及び2次主冷却系循環ポンプ運転を行い、1次主冷却系から2次主冷却系に伝えられた熱を蒸気発生器を介して水・蒸気系に伝達できる設計とする。

また、運転時の異常な過渡変化時及び事故時においても、原子炉が自動停止された後は、ポンプモータにより1次及び2次主冷却系循環ポンプの運転を行い、炉心の崩壊熱及び他の残留熱は1次主冷却系、2次主冷却系の一部、補助冷却設備を用いて除去される設計とする。

- (2) 蒸気発生器において、伝熱管破損事故が発生しても、水漏えい検出設備等により、水漏えいを早期に検出して、水の急速なブロー等の適切な処置が行えるように設計する。

小漏えい時には、検出設備からの漏えい警報を受け運転員の判断により水漏えい信号を発することとしており、本信号により蒸気発生器の水・蒸気側のシャ断、内部保有水・蒸気の急速なブロー、2次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ等の操作を自動で行えるように設計する。

多量のナトリウム・水反応が万一発生した場合は、蒸気器のカバーガス圧力計又は蒸気器と過熱器のそれぞれに設けられる圧力開放板の開放検出器によって検出し、前述と同様の操作が自動的に行われる設計とする。

また、蒸気器及び過熱器は、圧力開放板を介して、ナトリウム・水反応生成物収納設備を備えており、万一、多量のナトリウム・水反応が発生した場合でも2次主冷却系の過度の圧力上昇を防止する設計とする。

- (3) 2次主冷却系は、1次主冷却系との境界となる中間熱交換器において、1次主冷却系より高圧に維持し、万一、中間熱交換器伝熱管に破損が生じても、1次冷却材が2次冷却材中に漏れ出すことのないように設計する。

- (4) 2次冷却材にはナトリウムを使用する。

〔VI〕 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」（原子力安全委員会）に於ける
(5)項事象に関する適用例について

1. (5)項の位置づけと考え方

(i) 原子力安全委員会では、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」を念頭において、LMFBRプラントの安全性を評価する際の基本的な考え方につき検討を行い、1980年11月に「高速増殖炉の安全評価の考え方について」を制定した。

そして、この内の別紙「LMFBRの安全設計と安全評価について」のⅡ(5)に於て「事故」より更に発生頻度は低い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こと」としている。

(ii) 「もんじゅ」の安全審査に当っては、この“(5)項事象”としてLMFBRの特徴を踏えて、局所的燃料破損事象、1次主冷却系配管大口徑破損事象、反応度抑制機能喪失事象を選定した。

(iii) これらの事象は、現在の国内外の知見の蓄積に照らしてみても、主として所謂HCDAに至る可能性のある事象を対象としたものであって、且つこれらはその発生頻度からみてBeyond Design Basis Eventsであると判断した。

(iv) このBDBEの解析に於ては、DBEの場合のように工学的安全施設等の妥当性を評価するのが目的ではないので、工学的安全設備の作動のみならず非安全系の通常設備の作動をも考慮することとしている。

また考慮する範囲については、サイクル期間中の炉心燃焼度変化や燃料交換等による炉心構成の変化及び運転中予想される種々の運転モードが含まれており、一方解析に使用されているモデル及びパラメータについては、それぞれの事象に応じ合理的に選定することとしている。

(v) 「放射性物質の放散が適切に抑制される」ことの判断基準としては「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」及び「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」に示される仮想事故に対する「めやす線量」を参考とすることとした。

2. 局所的燃料破損事象

- (i) 局所的燃料破損の起因事象としては、燃料要素に局所的過熱を生じ、燃料が溶融する事象と集合体内の冷却材流路に閉塞が生じ燃料が損傷する事象を選定している。
- (ii) 解析評価の結果によれば、炉心燃料に局所的な破損を生じるような起因事象の発生頻度は極めて小さく、又仮りに破損が生じるとしてもその事象推移は緩やかなものであり、燃料集合体出口温度計又は選発中性子検出系／カバーガスモニターより成る破損燃料検出装置の監視により異常を検知し、十分な時間的余裕をもって必要な措置をとることが可能であり、燃料の破損は局所に限定されうると判断された。

3. 1次主冷却系配管大口徑破損事象

- (i) 1次主冷却系配管大口徑破損の対象となる配管の破損口徑は $\frac{1}{4}$ D t から D E Guillotine までの範囲をカバーしている。
- (ii) 解析評価の結果によれば、この事象に於ては、1次冷却材の流出は早期に検出され、「原子炉容器ナトリウム液位低」信号により原子炉は自動停止し、これに伴い各循環ポンプはトリップされ緩やかにコーストダウンした後、ポニーモータによる低速運転に引継がれ、原子炉の崩壊熱除去が行われる。この間、冷却材の循環に必要な原子炉容器の冷却材液位は確保されており、配管破損に伴う炉心流量の急減により、事故直後炉心部の温度が上昇するが、それによって hot spot 部で数秒間ナトリウム沸騰が生ずるのみであり、従って炉心は大きな損傷に至ることなく冷却が可能である。

冷却材の流出に伴うナトリウム燃焼の評価を行った結果、低酸素窒素雰囲気にある1次主冷却系室の床ライナ並びにその外側にある原子炉格納容器の健全性が損われることはない。従って本事象において放射性物質の放散は適切に抑制されると判断された。

- (iii) 尚、この事象にも関連した R & D 計画としては low heat flux / low flow rate 条件下でのナトリウム沸騰、ドライアウト試験が挙げられる。

4. 反応度抑制機能喪失事象 (ATWS)

- (i) 反応度抑制機能喪失事象としては、外部電源喪失による炉心流量の減少 (LOF) にスクラム失敗を重ね合せたケースと制御棒が連続的に引抜かれることによる異常な反応度挿入 (TOP) にスクラム失敗を重ね合せたケースとを起因過程での代表事象として選定し、SAS 3 D, VENUS-PM, SIMMER-II, MIMIR-N2, PISCES-2 DELK コー

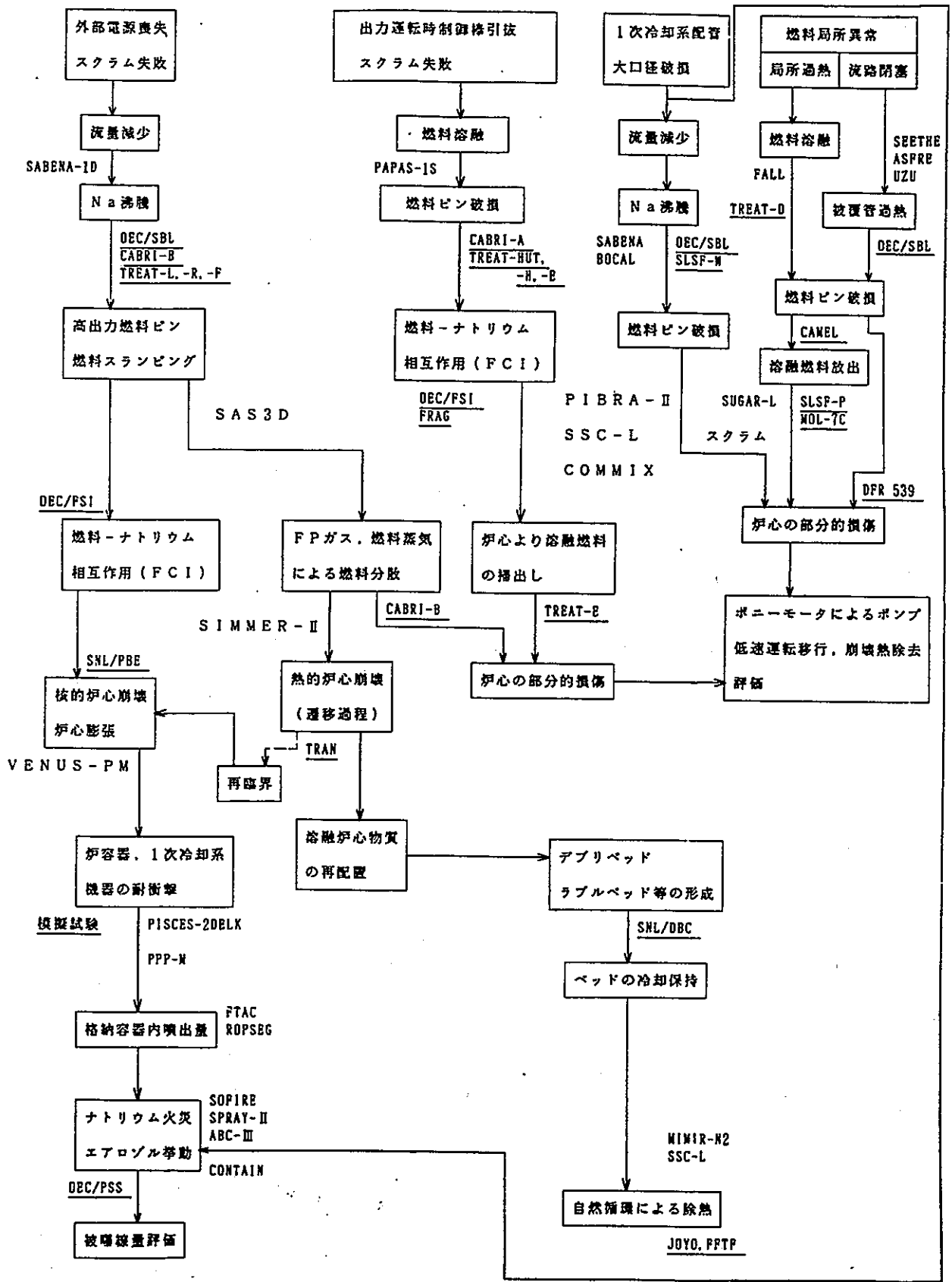
- ド等を用い、解析を行っている。
- (ii) TOP without scramに於ては、炉心部は部分的な損傷に止まり、炉心部の冷却機能は確保されると結論された。
 - (iii) LOF without scramに於ては、炉心部でナトリウムの沸騰、被覆管の溶融移動、燃料スランピング、FCI、燃料分散が生じ、ドブラー効果と燃料の軸方向膨張効果と相俟って正負の反応度が印加される。
 - (iv) ノミナルベースの評価の場合には全て遷移過程と呼ばれるパスを辿り、反応度効果を保守的に最大に見積った場合にのみ、起因過程から直接機械的炉心崩壊に至るという結果を得た。しかし乍ら、この場合も炉心部で発生する圧力荷重によって原子炉容器並びに1次主冷却系機器・配管に冷却材ナトリウムが漏洩するような破損は生じない。
 - (v) 一方遷移過程を経て機械的炉心崩壊に至る可能性は小さいと判断している。尚、これ迄の評価結果によれば、仮りに機械的炉心崩壊が生じるとしても、その際炉心部で発生する圧力荷重は、上記の起因過程から直接機械的炉心崩壊に至る場合の最大値のそれを下廻っている。
 - (vi) 炉心部から放出された炉心溶融物質は、その周囲の構造物中に移行し、分散配置され、自然循環による除熱能力の確保と相俟って In - vessel retention が達成される。
 - (vii) 本事象において、原子炉格納容器の健全性が損われることはなく、従って放射性物質の放散は適切に抑制されると判断された。
 - (viii) 尚、HCDAで総称されるこの分野のR&Dとしては、
CABRI project への参加及び SAS/PAPAS コード検証改良等を含む起因過程研究
SNLの TRAN test への参加を中心とした炉心物質の固化試験及び SIMMER コードの検証、改良等を含む遷移過程の研究
SNLの debris cooling test への参加等を含む事故後崩壊熱除去の研究
が挙げられる。

5. 今後の課題

- (i) LMFBRに対するHCDA研究は比較的歴史の長い研究分野ではあるが、今後とも、より一層研究の促進をはかる必要がある。
- (ii) 今後、LMFBRの設計の改良、運転経験の蓄積と相俟ってこの分野での研究が更に進展し知見が増大してゆくに従い、又一般には Severe Accident と呼称されるこれら(5)項事象相当の事故に対する原子炉規制分野での適用実績が、国内外で、軽水炉を中心として積

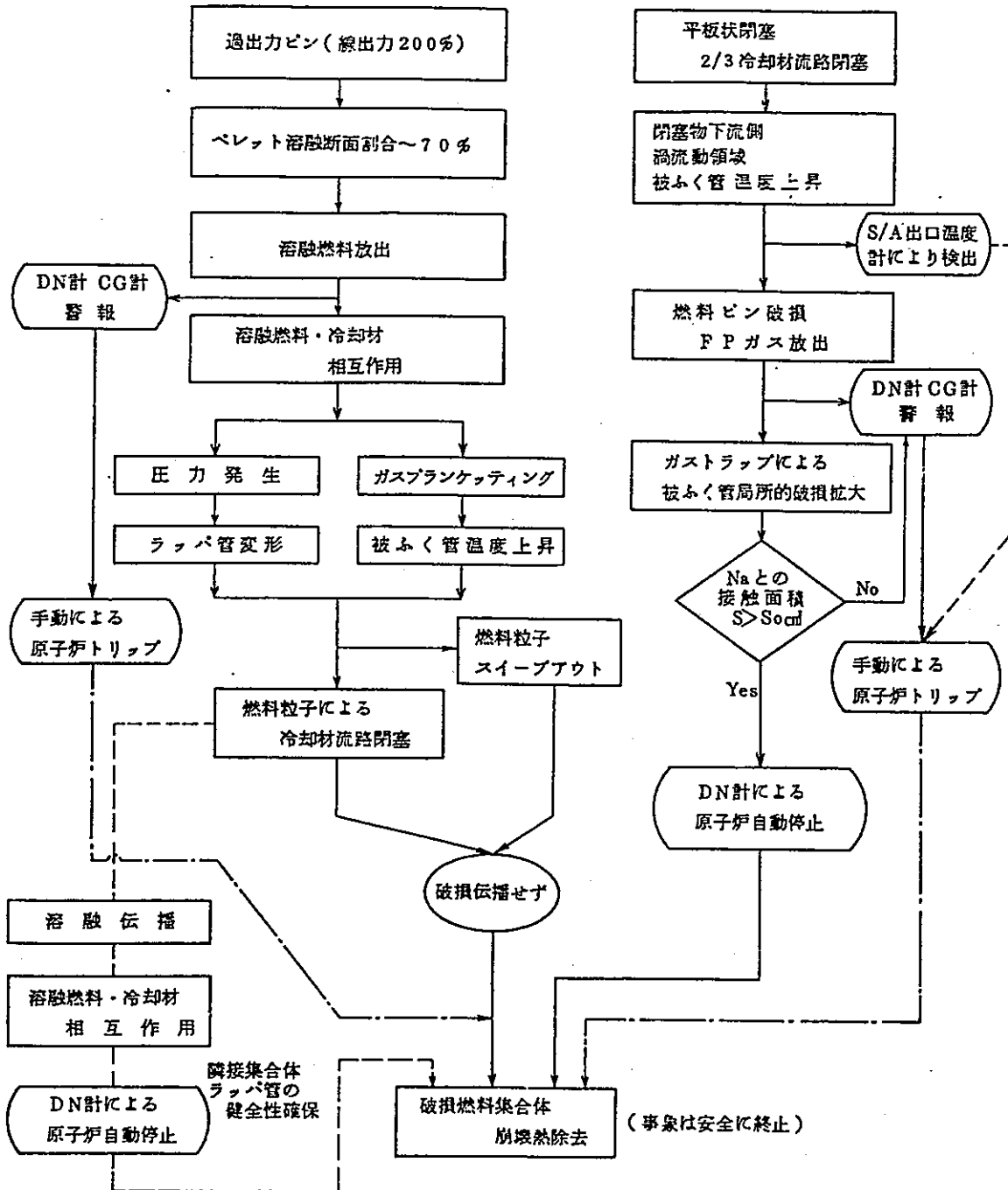
み重ねられてゆくに従って、LMFBRに於けるこの(5)項事象に対する考え方についても、より一層の具体化をも含めて見直し作業が適宜実施されてゆくこととなろう。

(Ⅶ) H C D A に至る可能性のある事象 (5 項事象) の評価

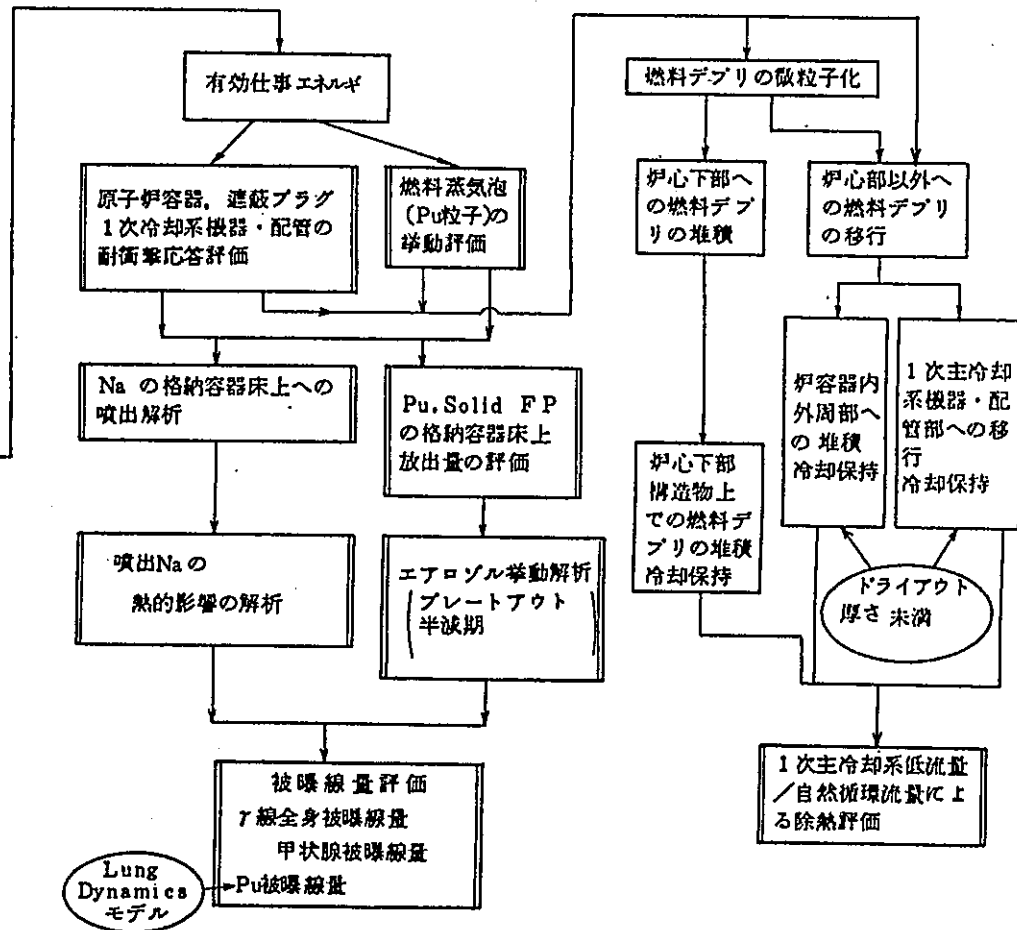
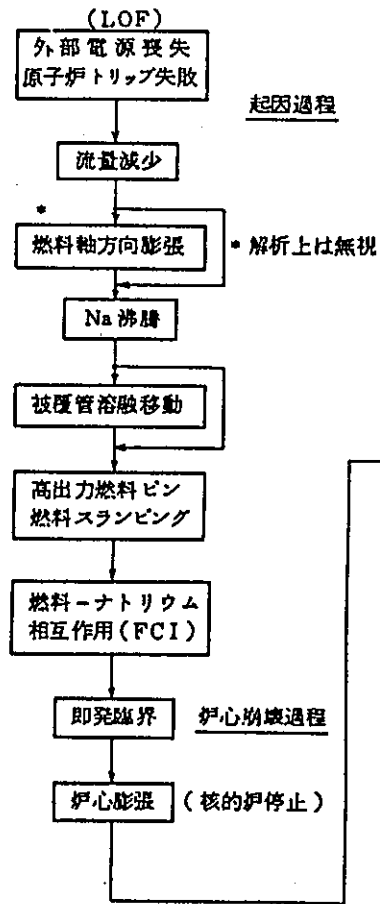
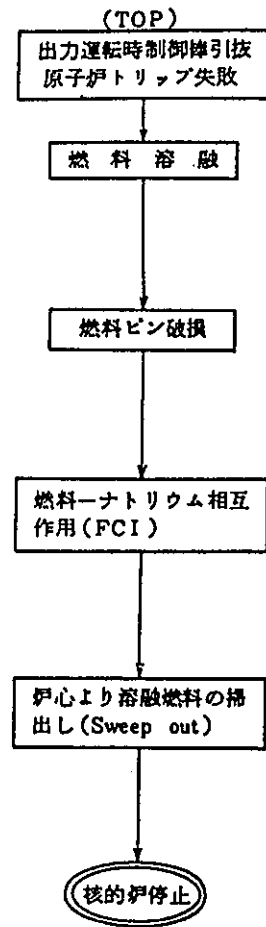


〔II〕 燃料要素の局所的過熱

〔I〕 集合体内流路閉塞



局所的燃料破損事象シーケンス図



反応度抑制機能喪失事象のシーケンス

VIII. LMFBRにおける安全評価の進め方について

I. 序

安全評価の手法は、単独には mechanistic approach (機械論的手法)、Phenomenological approach (現象論的手法) および probabilistic approach (確率論的手法) の三方法で代表されており、従来それぞれの特徴を生かして適用が計られてきている。

しかしながら何れの方法にも長所・短所があり、特にLMFBRの炉心溶融事故をリスクベースで評価しようとする時、

- (1) 炉心溶融事故そのものが極めて発生確率の低いものであるため実験的実証が困難であること
- (2) 事故進展として極めて多岐に亘るシーケンスを想定し・追及する必要があること

の2点が原因となり、これらの手法の単独利用によって現実的な安全評価を行うことは現状では極めて困難なこととなる。

このような背景において、リスクベースの安全評価を実施可能な形に再編成し、安全解析側・設計側の相互関連・フィードバック関係を改善し、R&Dの費用対効果の改善を計ることを主眼として米国DOEが Lines of Assurance (LOA) の考え方、実施策を提案するに至った。

ここでは、上述した安全評価手法の長短・現状と、LOAの考え、評価手法を記し、これらの評価手法が如何にLOAで採入れられているかを述べることにする。

II. 安全評価手法とLMFBRの炉心溶融事故

(1) Mechanistic Approach (機械論的手法)

この手法は、事故進展過程を原因-結果の論理シーケンスと開始時点から終状態迄一貫して詳細に追及するものであり、最終的には、

- (a) 事象の結果が十分な確度をもって設計基準事故 (DBA) 内に収められるか、あるいは、
 - (b) 事象が考えられない (incredible) であることを立証して除外するか、
- の2点の何れかの判断を下すことになる。この手法は従来から二者択一 (binary approach)

方法として安全解析、設計の両方から理解し易いために採用されて来た。

しかしながらLMFBRの炉心溶融事故のリスク評価を本方法で一貫して行おうとすると、極めて困難な事態に陥ることになる。その理由は、incredible events すなわち発生確率の極く低い事象に対し、

(a) 十分な実験的裏付けをもって incredible である事を立証する必要があるが、確率が低いことに加えて極めて多岐・多様なシーケンスに総て決着を着けることは現実的に難しいことであること、

(b) 又、十分な実験的裏付けがないまま評価を実施することになると、諸々に於てかなり保守的な仮定を置かざるを得ないことになり、現実とは相当乖離した議論になる。

ことの2点に整理できよう。

(2) Phenomenological Approach (現象論的手法)

この手法の基本は、事故状態を左右し、最終的な事故結果を決定するような物理的に支配的な現象は結局さほど多くなることはないので、これらを選定し集中的に追及する手法であり、mechanistic approachと併用の形で良く使用されている。この手法は確かに重要な現象を選定・同定し、安全性研究の key area を明示するには有効な手法であるが、一方現象論的議論に止まり、設計への feedback を与えるといった現実面での弱点も併せて持っている。

(3) Probabilistic Approach (確率論的手法)

近年特にLWRに対して積極的に適用されており、その有効性は十分認識されていると判断するが、LMFBRの炉心溶融事故への適用となると、

(a) (本手法そのものに帰因する訳ではないが) 現状で十分な把握がなされている訳ではない現象へも適用することになる、

(b) リスクを確率的に立証し、理解を得ることにまだ問題含みの状態であること、
の2点に於て本手法のみで、決着の着けられる状態にはないと判断する。なお本手法に於ても実際には mechanistic approach, phenomenological approachがその一部として取込まれた形で使用される事を注記しておく。

このように夫々の手法とも長所・短所があり、現実的には用途に応じて使い分け、安全評価を現実的なものとするのが現在の課題となっている。これらが結局LOA策定、

提案の動機となっている。

III. LOA と評価目標・評価手法

リスクベースのLMFBRの安全評価のために、基本的に多層防護 (defence-in-depth) の観点から評価手法を再編成したものであり、全体構成は確率論的である。全体の枠組としては付図に示すように、事故シーケンスを時系列で4つのレベル (LOA 1, 2, 3, 4,) に階層化するが、各レベルは独立性を保ちながら確率的に定義可能な形に区分されたものである。それらの各LOAに対して評価の目標値を設定し、最終的にはそれらをつないでリスク評価を行うことになる。従って各LOAにはリスク低減の目標値が付与されるため、安全解析・設計両面での共通の goal が各LOAに設定されることになる。

各LOAの分担範囲、goal及び各LOAに対して有効な評価手法は以下の通りに要約される。

(1) LOA 1 事故防止 (Prevent Accident)

燃料溶融に至る事故の発生確率を 10^{-6} /炉年以下に抑えるのを目標とする。この領域に対しては確率論的手法が最も有効となる。

(2) LOA 2 炉心損傷制限 (Limit Core Damage)

LOA 1を超えて燃料溶融に至る事象が極く一部の損傷に止まることを目標とする。LOA 2の失敗確率は目標値として 10^{-2} に設定する。LOA 2の領域では燃料溶融を起こす事象が限定されて来ること、因果関係が追及し易いことの原因で充分機械論的手法が効力を発揮する。評価では nominal sequence を不確定幅 10^{-2} 以内で議論する必要がある。

(3) LOA 3 一次格納系健全性保持 (Control Accident Progression)

LOA 2を超えた事象が一次格納系内の事象で終息させることがLOA 3の目標であり、失敗確率を 10^{-2} 以内に抑える。この領域ではLOA 3での最終的な安定状態の詰め、LOA 3に突入する事象がLOA 3の最終的な安定状態を危くしないことの確認および inherent retention 機能 (事象そのものの安定・保持機能) および engineered retention 機能 (工学的安全施設の保持機能) の確認が焦点となる。LOA 3の事故シーケンスは相当多岐・多様となるため現象論的手法が有効となる。

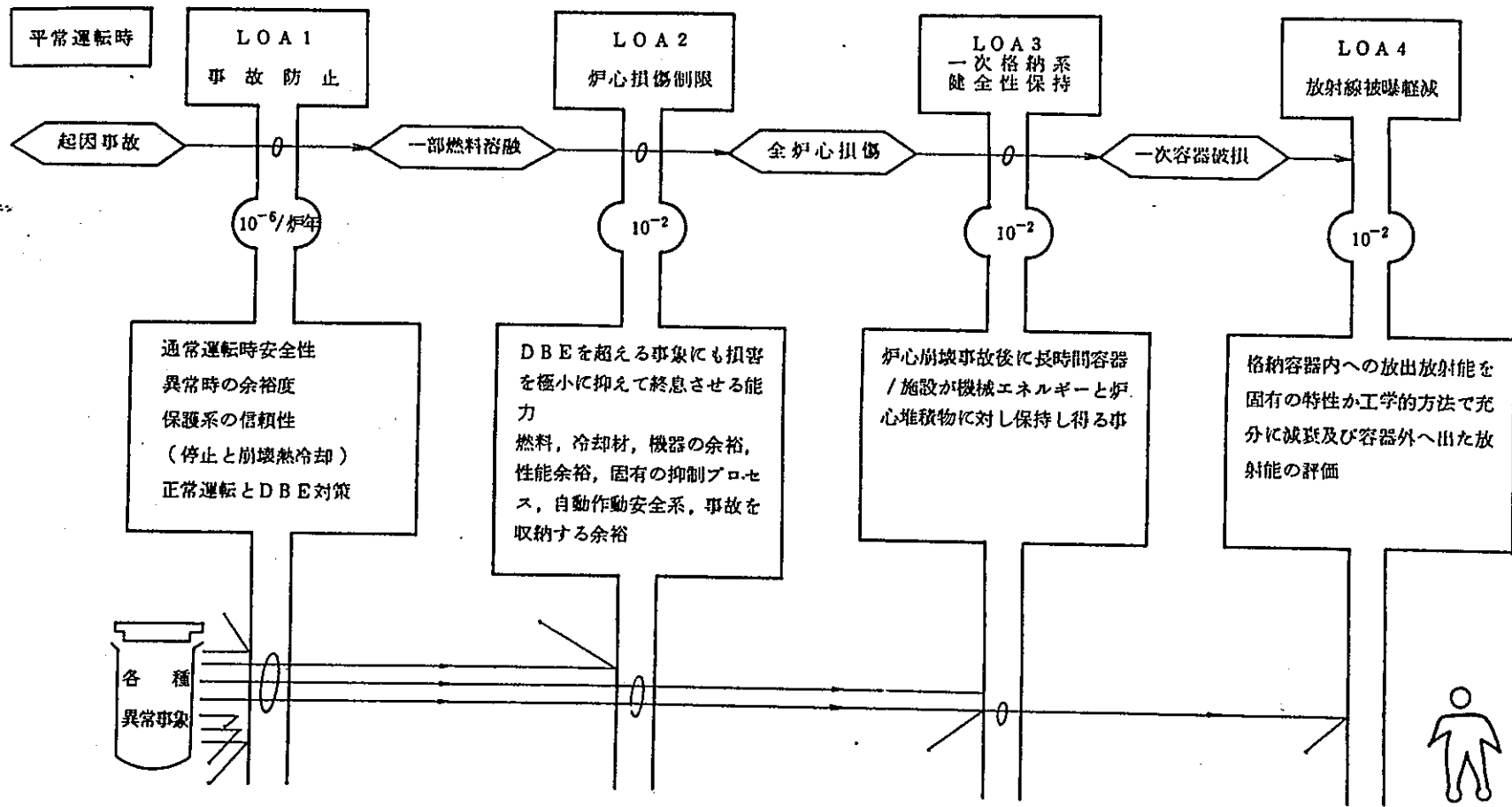
(4) LOA 4 放射線被曝軽減 (Attenuate Radiological Consequence)

LOA 3を抜けた事象に対し、二次格納系内の現象そのものの有する軽減効果および工学的安全施設の軽減効果により放射性物質の系外への放出が充分許容される範囲に抑えられることを議論することが目標で基準を超える確率が 10^{-2} 以下に収まることを目標とする。この領域では、機械論的、現象論的、確率論的手法が併用される。

このようにLOAの考え方自体は確率論的であるが、各LOAには夫々三方法が独立ないしは併用の型で使用され、機械論的手法と確率論的手法の折衷である。

LOAの手法で注意すべき点は、4つの独立のLOAに分類したことにより夫々のgoalが 10^{-6} 、 10^{-2} 、 10^{-2} 、 10^{-2} に設定されるため、特にLOA 2以降の議論が 10^{-2} ~ 10^{-3} 程度の大きい数字となる故にOnce-throughで小さな確率を議論する必要がなくなる利点である。

LOAそのものの考えは意外と古く1975年あたりからDOE内外で議論・提案がなされ今日に至っておりその有効性により一部では次第に定着しつつあるものと判断する。



米圏におけるLOAの考え方