

「研究開発段階発電用原子炉安全設計方針検討会」報告書（案）

2014年3月

一般社団法人 日本原子力学会
新型炉部会

目 次

1. 背景と目的	1
2. 検討会の実施方法と開催実績	2
3. 研究開発段階発電用原子炉の設置許可基準(*)とその解釈に関する現状認識	2
4. 現状認識を踏まえた論点の整理	3
5. 検討結果	3
5.1 発電用原子炉に共通する要件と考え方	3
5.2 ナトリウム冷却高速炉（SFR）の特徴を踏まえた重大事故対策の考え方	6
5.3 SFR の重大事故等対処設備に関する基準の要件と留意点	10
6. まとめ	19
付録 A 委員リスト	39
付録 B 開催実績	40
添付①：軽水型発電炉とナトリウム冷却高速発電炉の特徴比較	41
添付②：設計基準対象施設に係る部分で見直しを要する事項について	53

*：研究開発段階発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

1. 背景と目的

2013年2月27日の原子力規制委員会本会議において、「高速増殖原型炉もんじゅに係る新安全基準の策定について」と題して検討方針と今後の進め方が提示された。発電用軽水型原子炉施設の基準をベースに「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の要求事項を加えて規則を定めるとし、高速増殖炉固有の安全性に関する事項については、別途、中長期的に検討を進めることとされた。2013年4月3日の原子力規制委員会本会議で提示された「高速増殖原型炉もんじゅに係る規則等の整備について」では、上記の検討方針を踏まえて新基準を整備することとし、4月にパブリックコメントを実施した上で、7月にこれを施行することとされた。

日本原子力学会新型炉部会では、「新安全基準勉強会」を組織し、原子力規制委員会が作成した規制基準案に対して、2013年5月9日にパブリックコメントを提出した。パブリックコメントは、基本的考え方として、(a)研究開発段階であることの考慮、(b)炉型の特徴を的確に考慮すること、(c)リスク低減効果を重視すること、(d)性能規定化を指向すること、(e)科学的・技術的に合理的な設備対策を可能とすること、(f)将来の革新的設計に対応するための柔軟性を確保することを提言するとともに、個別の条文案について修正案をその理由を付して提示した。

その後、2013年6月12日の原子力規制委員会本会議にて、研究開発段階発電用原子炉に対する規制基準については「今後、安全審査を行うまでに、パブリックコメントによる意見も含め改めて検討し基準を見直すこととし、今回は修正を行わない。」とされた。6月19日の原子力規制委員会本会議を経て7月8日に施行された研究開発段階炉に対する規制基準は、「軽水炉の新基準（地震・津波の基準を含む）をベースとして、旧原子力安全委員会が定めた『高速増殖炉の安全性の評価の考え方』の要求事項を加える等により策定したもの」であるが、上記のとおり、今後、検討・見直しが必要な状況である。

原子力規制委員会では、これまで発電用原子炉及び試験研究炉に対する規制基準は外部有識者で構成される検討チームを組織し、規制基準案の検討を重ねた。一方、研究開発段階発電用原子炉に対する規制基準については、検討チームをまだ組織していないことから、今後、検討チームを発足させ検討を始めるものと考えられる。

そこで、新型炉部会では、原子力規制委員会で発足されると思われる検討チームにおける研究開発段階発電用原子炉に対する規制基準検討に資するため、「研究開発段階発電用原子炉安全設計方針検討会」を設置し、学協会として、「もんじゅ」への適用を念頭に研究開発段階発電用原子炉に対する安全設計の考え方を整理することとした。

本報告書は、約6ヵ月間の検討会での検討結果をまとめたものである。

2. 検討会の実施方法と開催実績

検討会の実施に当たっては、多様な意見が出るように、幅広い分野から参加者を募集することとした。募集方法は、新型炉部会メーリングリストで 2013 年 8 月 19 日に呼びかけるとともに、新型炉部会ホームページに掲載して、検討会委員を募集した。その後も随時受け入れることとして幅広く多くの意見を取り上げられるようにした。委員リストを付録 A に添付する。

本検討会の検討結果は、時機を逸することなく原子力規制委員会へ提示できるようにするため、以下のような承認プロセスを経ることが 2013 年 9 月 4 日に新型炉部会全体会議で決定された。

(1) 中間報告について

- ① 検討内容の中間報告ドラフトまとめ（12 月下旬頃）
- ② 中間報告ドラフトに対する新型炉部会内の意見公募（ドラフトまとめ後約 2 週間）
- ③ 意見公募に対する回答及び中間報告まとめ（意見公募締切後 1 週間程度）
- ④ 中間報告の運営小委員会承認、及び部会ホームページ掲載

(2) 最終報告について

- ① 検討結果の最終報告ドラフトまとめ（2 月下旬頃）
 - ② 最終報告ドラフトに対する新型炉部会内の意見公募（ドラフトまとめ後約 2 週間）
 - ③ 意見公募に対する回答及び最終報告まとめ（意見公募締切後 1 週間程度）
 - ④ 最終報告の運営小委員会承認、及び部会ホームページ掲載
 - ⑤ 最終報告は原子力学会春の年会で報告
- ※ 中間報告及び最終報告は状況に応じ、運営小委員会承認後適時に原子力規制委員会へ提出できるものとする

2014 年 3 月までに 8 回の検討会を開催し、報告書をまとめることとした。開催実績を付録 B に示す。

3. 研究開発段階発電用原子炉の設置許可基準とその解釈に関する現状認識

「新安全基準勉強会」より提出したパブリックコメントを中心に、パブリックコメント反映状況を確認した結果、大半は「今後検討する」とされていることを確認した。特に規則「第 3 章 重大事故等対処施設」においてはその大部分が未反映であり、「今後検討する」とされている（表 1）。また、「原案どおり」とされているものもある。

現状の研究開発段階発電用原子炉の設置許可基準は、発電用軽水型原子炉施設の基準をベースとしているが、炉型の特徴を的確に考慮して、ナトリウム冷却高速炉（SFR）の特徴を踏まえた適切な規制基準に見直す必要がある。そこで、軽水炉と SFR の設計

上の違いを整理・把握しておくことは有用であると考え、添付①に軽水炉と SFR の特徴比較をまとめた。

4. 現状認識を踏まえた論点の整理

上記コメント反映状況の分析を受けて、今後、設置許可基準を具体化していくにあたっての論点を抽出した。

「今後検討」とされた事項の大部分が重大事故等対処設備のパートであることから、これに着目することとし、以下の論点について検討を行うこととした。

- ① 発電用原子炉に共通する要件とその考え方を明確にするため、以下の事項について検討を加える（5.1 節）。
 - ・ 研究開発段階炉であることから、特別に考慮すべき要件があるのか否か
 - ・ 重大事故対策に着目した深層防護の考え方
 - ・ 自然現象等への対応の考え方
- ② SFR の特徴を踏まえた重大事故対策の考え方（5.2 節）
 - ・ SFR の炉心損傷事故の特徴と防止対策
 - ・ SFR の格納機能喪失要因と防止対策
 - ・ SFR の放射性物質の放散抑制対策
 - ・ SFR の自然現象等に対する考慮
 - ・ SFR の意図的な航空機衝突への対応
- ③ SFR の重大事故等対処施設に関する基準の要件と留意点（5.3 節）
 - ・ 重大事故等対処施設に関して SFR の特徴を適切に考慮した要件とするための考え方

なお、設計基準に係る部分で検討・見直しを要する主な事項については、添付②にまとめる。

5. 検討結果

5.1 発電用原子炉に共通する要件と考え方

(1) 基本要件

「実用発電用原子炉に係る新規制基準について一概要一平成 25 年 7 月原子力規制委員会」にある以下の 4 項目が炉型によらず適用される基本的な考え方と理解される。

- ① 「深層防護」の徹底
- ② 共通要因故障をもたらす自然現象等に係る想定的大幅な引き上げとそれに対する防護対策を強化
- ③ 自然現象以外の共通要因故障を引き起こす事象への対策を強化

④ 基準では必要な「性能」を規定（性能要求）

(2) 研究開発段階炉であることについて

研究開発段階炉であっても安全性に関する基本要件は実用炉と同じである。「もんじゅ」のこれまでの安全審査では、運転経験の僅少さから「技術的に起こるとは考えられない事象」（所謂5項事象）として設計基準外事象の評価が行われている。これは新規基準における重大事故基準の考え方を先取りして、研究開発段階炉に対して特段の配慮を求めたものと考えられることができる。

研究開発段階炉では、実用軽水炉と同様に確率論的リスク評価（PRA）の結果を参照して重大事故シーケンス、格納容器破損モードを同定して対策を検討する必要がある。その検討にあたっては「もんじゅ」の SFR としての特徴を考慮して対象とする事象と対策の有効性を十分吟味する必要がある。研究開発段階炉においては、これらの評価において重大事故の防止と影響緩和が的確になされているか、その安全上の特徴によりリスク抑制がなされていることを確認する必要がある。

核燃料サイクル施設や試験研究炉においては、施設の特徴は多様であり、それぞれの特徴に応じた要件を設定するとともに、個別に審査の中で申請者側の考えも入れて設備仕様に根差した基準適合性の検討が行われるものと考えられる。研究開発段階炉についても、その特徴に応じて基準の内容を具体化していくことが、安全の確保においてはきわめて重要である。「もんじゅ」については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に記載されている事項に関連する基準内容の具体化が重要である。

研究開発段階にある原子炉施設は、技術の成熟化を図っていく途中段階にあり、実験炉段階において基礎的技術が習得されているものの、実用軽水型発電炉に比べて運転経験が少ないことには十分留意し、重大事故の領域の様々な不確かさに潜んでいるリスクを注意深く分析して、実効的な対策を吟味し、継続的に有効性を評価することが肝要である。すなわち、研究段階炉における特段の付加的対策の必要性は、リスク抑制の有効性の評価にもとづく科学的・技術的な判断に依拠することが合理的である。

(3) 重大事故対策に着目した深層防護の考え方

- 深層防護は安全確保の目的を達成するための方策を構築する考えを定める共通概念
- 深層防護は independent effectiveness を備えるべき（いずれかの要素が機能せずとも、深層全体として有効な防護であること）
- リスクを抑制すること（シナリオ、確からしさ、影響度）
- 原子炉施設の炉型によらない深層防護の考え方として、表 2 に示す IAEA の「原

子力発電所の安全：設計（SSR-2/1）」の考え方を参照し、以下のように定義する。

- 1層から3層は設計基準事故に包絡できる範囲。
- 4層は設計基準を超える事象で閉じ込め機能（格納機能）が維持されている範囲
- 5層は閉じ込め機能（格納機能）が失われ、環境へ放射性物質が大量に放出される可能性がある事象の範囲

「深層防護の考え方」とは、いくつかのレベルの防護を用意して、あるレベルの防護に失敗したら次のレベルで防護するという、原子力の安全確保の目的を達成するための方策を構築する考え方である。この概念を適用して高い安全性を確保するためには、信頼性が高く、かつ共倒れしない防護レベルを、脅威に対して多段・多層に準備しておく必要がある。

重大事故の領域では、一般的には事象の発生頻度は小さくなり、事象が有する不確かさは大きくなると考えられることから、重大事故対策設備導入の可否は、予め個別対策設備の設置の有無を一律に規定するのではなく、原子炉の特徴を踏まえてリスク低減効果を重視して判断すべきである。深層防護は多層の設計対策を施すことを求めるが、深層防護のレベルの数と厚みは、その原子炉に特有の特徴と事象の性質を踏まえ、より厳しいプラント状態への進展の可能性や設計対策の有効性を十分検討した上で、リスク低減効果を判断材料として定められる。深層防護の考え方を踏まえて各々の設備や事故管理方策の有効性と必要性を判断することは、ALARA(As Low As Reasonably Achievable)の原則と整合し、科学的・技術的に合理性がある。

3層までは、決定論的に事象を選定するとともに対策設備を設置する。4層については、PRAを参照して事故シーケンスを追跡して多層の防護策を備える。

4層では、まず、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するための方策を講じる。それに加えて、「格納容器破損モード」から、破損に至らしめる現象を同定するとともに、そこに至る現象論的な事象シーケンスを分析して、想定すべきプラント状態を設定し、そこからの進展過程を考慮して格納機能を確保するための方策を備えることとする。ここで想定するプラント状態は、必ずしも軽水炉において想定したような炉心損傷が生じた状態とする必要はなく、方策が第3層までのもの及び炉心の著しい損傷を防止するための方策とは独立かつ多様、すなわち、これらの機能が失われたとしても機能しうる方策を備えることを前提として、任意の状態を設定しうる。設計と着目現象の特徴に応じて、着目現象の発生防止と影響の緩和を適切に組み合わせることが重要である。また、取りうる方策には、恒設の設備だけでなく、可搬型の設備も活用し、事故管理

方策を取り入れた、ハードとソフトの両面からのアプローチが重要である。特に、既設炉においては、現有設備も有効に活用して、リスク低減の観点から合理的な方策を見出すことが重要である。

例えば、使用済み燃料水プールにおける燃料破損は第 37 条の重大事故対策として、貯蔵燃料の損傷防止のための対策は求められているが、貯蔵燃料が著しく損傷した場合の対策は求められていない。これは、使用済み燃料は発熱が小さく、除熱喪失時のプール水の温度上昇が緩慢で時間的余裕があり、事故管理方策として代替注水等の様々な方策をとりうるからと推察される。

(4) 自然現象等に対する考慮

自然現象等の外部起因事象では、地震のようにプラント施設に一齐に荷重が加わることで多くの機器が共通要因破損に至りうるポテンシャルを有するもの、強風や火山灰降下のように、プラントの外部環境や周辺施設の機能に影響を与えるものが考えられる。また、設計基準を超える条件となる状況では、長期の外部電源喪失を伴う可能性がある。なお、留意すべき自然現象の考慮にあたっては、炉型の特性を十分考慮して「最終ヒートシンクは何か」「異常事象の収束にあたって大容量電源が必要か」といった安全機能に求められる要件を踏まえる必要がある。

それぞれの外部起因事象に対して、影響を受ける安全設備の裕度を確保するか防護手段を設けることが求められる。

5.2 ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえた重大事故対策の考え方

新規規制基準において具体的に強化された点は、耐震・耐津波性能を含めた設計基準の強化又は新設、シビアアクシデント対策及びテロ対策である。これらについて、「もんじゅ」の設備を念頭に SFR の特徴を考慮した重大事故対策の考え方を展開する。

SFR については、運転経験は軽水炉に比して少ないものの、その開発の歴史は長く、また実施例数は少ないものの「もんじゅ」を含め PRA 研究が行われてきている。つまり、規制基準を設定するうえで、参考とすべき重大事故に関するバックグラウンドが国内外に存在し、SFR のこれまでの運転経験や PRA を含む安全研究の成果を参考として、考慮すべき事故シーケンスや規制基準を設定することができる。現状の研究開発段階発電用原子炉の設置許可基準は、軽水炉基準をベースとして「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の要求事項を加えたものとなっている。発電用原子炉に共通する要件と考え方を基礎として、軽水炉基準の要求事項と、SFR（すなわち「もんじゅ」）の設計上の特徴、SFR の運転経験とシビアアクシデント研究を含む安全研究の成果を踏まえた知見を適合させることにより、規制基準（すなわち、各々の条文とその解釈）を適正に設定することができる。

5.2.1 SFRの炉心損傷事故の特徴と防止対策

(1) 炉心損傷事故の特徴

SFRの炉心損傷事故は炉停止失敗系事象(ATWS)と除熱失敗系事象(LOHRS)に大別され、さらに前者は、流量減少型(ULOF)、過出力型(UTOP)、除熱源喪失型(ULOHS)、後者は、除熱源喪失型(PLOHS)と液位喪失型(LORL)に細分される。(図1)

炉停止失敗系事象では、出力が上昇して短時間で炉心損傷に至る恐れがあるため、炉心損傷の防止と損傷後の損傷炉心の保持冷却対策を十分講じる必要がある(図2)。運転時の異常な過渡変化時に炉停止失敗した場合、一時的に出力上昇し炉心損傷に至りうるが、この場合にも機械的エネルギーの発生量を抑制して原子炉冷却材バウンダリを維持し、原子炉容器内で損傷炉心を保持冷却することが重要である。これにより、炉心損傷時にも格納容器への負荷を軽減することができる。

除熱失敗系事象では、事象進展は緩慢で時間的余裕が大きい(図2)。この時間的余裕を活用して多種・多様な対策を講じて炉心損傷を防止することが重要であり、ガードベッセル等の受動的(静的)対策により炉心を覆うナトリウム液位を確保してナトリウムを循環させることで除熱できる。なお、冷却材の相変化(沸騰)を考慮する必要はないので、炉心から冷却材が失われる事象はきわめて発生しにくい。液位が失われる場合には炉心溶融は不可避であり、除熱を回復するためには溶融炉心を再びナトリウムで満たして、ナトリウムを循環させる必要がある。このため、重大事故においても、原子炉冷却材の流出を抑制して、最終的ヒートシンクとの循環を確保するための対策を講じる必要がある。

(2) 炉心損傷の防止対策

① 原子炉の緊急停止

運転時の異常な過渡変化時に緊急炉停止に失敗すると短時間で炉心損傷に至りうるため、重大事故に至るおそれがある事故の対策として代替の緊急炉停止機能が必要となる。

② 崩壊熱の除去

i) 原子炉液位確保

原子炉冷却材漏えいに対して原子炉液位を確保するため、1次冷却系配管を高所引き回しとするとともにガードベッセルを備える。1次冷却系の2か所からの漏えい等で循環に必要な液位が失われる可能性があるが、炉心が露出するわけではなく、流出を抑制するためのサイフォンブレイク等の方策をとりうる。そのような対策を具体化して、有効性を十分評価する必要がある。

ii) 除熱確保

補助冷却設備の強制循環に失敗した場合でも自然循環で除熱可能である。自然循環除熱の有効性を確認しておく必要がある。また、強制循環機能を含む補助冷却設備の機能喪失要因を同定し、機能喪失を回避するか、または機能回復させるための方策（バルブ切り替え手動操作、ダンパ手動操作等）の有効性も評価する必要がある。

5.2.2 SFRにおける格納機能喪失要因と防止対策

(1) 格納機能喪失要因(表 3、添付①表 2、図 5)

SFR の格納容器損傷要因としては、まず、炉停止失敗系事象から短時間で格納容器損傷に至りうる CDA エナジェティックス¹による炉心損傷後のナトリウム噴出燃焼、ナトリウム - コンクリート反応が考えられる。

また、原子炉容器内のナトリウム液位が炉心を下回り、炉心露出に続いて炉心が溶融する場合には、原子炉容器が破損し溶融燃料が格納容器下部へ落下すること（メルトスルー）が予想される。この場合には、格納容器下部の床面において、デブリ - コンクリート相互作用とナトリウム-コンクリート反応が発生する。この時、格納容器損傷要因となる現象は、水素発生と蓄積燃焼、漏えいした高温ナトリウムの燃焼熱及び顕熱、ガス状放射性物質の崩壊熱による過熱、燃料デブリによるベースマット貫通等が考えられる。メルトスルーしない場合にも、格納容器内ナトリウム漏えい事象によってナトリウム燃焼やナトリウム-コンクリート反応が生じうる。

この他、大規模な蒸気発生器伝熱管破損事象による格納容器バイパス、格納容器外の大規模ナトリウム火災や水素蓄積燃焼が考えられる。

(2) 格納機能喪失防止対策

短時間での格納容器破損に至りうる事象は、CDA エナジェティックスによるナトリウム噴出燃焼、格納容器内での大規模ナトリウム燃焼であり、これらの防止対策が必要となる。炉停止失敗系事象からの炉心損傷に対しては、機械的エネルギーの発生を抑制し、原子炉容器内で損傷炉心を保持冷却できるようにすると共に、ナトリウム噴出防止対策をとる。大規模ナトリウム漏えい事象に対して、窒素雰囲気化によって燃焼抑制すると共に、漏えいが及ぶ範囲にセルライナを設置して、ナトリウム-コンクリート反応を防止する。

除熱失敗系事象からの格納容器破損要因の発現は、主として原子炉容器メルトスルーによってもたらされる。

¹ 炉停止失敗系事象からの炉心損傷において、溶融燃料の集中化等によって過大な正反応度が投入されて炉心が膨張することで、原子炉容器や原子炉容器の蓋であるルーフ構造に機械的荷重が作用すること。

軽水炉での対応と同様にメルトスルー後の対策と SFR の特徴を活用してメルトスルーが起きる前に原子炉用容器内で恒久的に炉心冷却を行う対策とが考えられる。

前者の場合、SFR においては炉外事象では、高温で化学的に活性なナトリウムに起因する現象が発生する。溶融落下する炉心物質によってセルライナが破損し、デブリ - コンクリート相互作用及びナトリウム - コンクリート反応が発生し、水素が格納容器の床上の空気雰囲気内に放出されると考えられる。これらの反応を抑制するとともに、崩壊熱を除去する必要がある²。また、除熱源喪失事象では、メルトスルーする前に格納容器バイパスに至る可能性がある点に留意が必要である。

後者の場合、他の除熱手段との共通要因で機能喪失しない独立な除熱手段を用意することにより著しい炉心損傷が防止される。SFR においては崩壊熱除去と液位確保の信頼性が高いため、原子炉容器内の炉心冷却によっても十分なリスク抑制は可能である。

どちらを選択するかは、ナトリウムの特性（高沸点であること、化学的に活性であること、自然循環能力が高いこと、熱伝導率が高いこと）を考慮して、リスク低減効果と対策の実現性で判断することになる。原子炉容器内での恒久的炉心冷却を行う方策が、より信頼性が高く合理的にリスク抑制が実現できる設備対策になると考えられる。

5.2.3 SFR の放射性物質の放散抑制対策

ここでは特定の事故シーケンスによらず大規模な原子炉施設の安全機能喪失により格納容器からの大規模な放射性物質の放出が発生しうる状況においてとりうる対策を講じておくことを求めている。

SFR では、重大事故においても崩壊熱除去のために炉心をナトリウムで満たして、最終ヒートシンクとの間を循環させることが重要であり、そのようにして炉心冷却を確保した上で、格納容器バイパスを含む格納機能喪失を防止する観点から有効な方策を具体化することが重要である。

その上で、格納容器破損に至った状況において、放射性物質の拡散抑制のために外部から放水する場合、SFR は施設内に多量のナトリウムを内包しているため、格納容器や原子炉補助建屋内においてナトリウム-水反応が発生し、被害を拡大させるおそれがあることに留意が必要である。

5.2.4 SFR の自然現象等に対する考慮

² SNR-300 の設計例があるが、除熱のための冷却ループが必要となるのはメルトスルー前の対策と同様であり、さらに燃料落下による炉外コアキャッチャー破損の可能性やナトリウムが保持されない場合機能しない等の阻害要因が加わる。

SFR では、地震を含む外的事象及び火災等のプラント内のハザードによって格納容器内に収納される原子炉冷却材バウンダリ機能及び緊急炉停止機能が失われないこと、除熱機能が失われないようにすることが重要である。補助冷却設備の空気冷却器は外気にさらされているため、火山・竜巻・森林火災・多雨・多雪・異常低温等に対する対策を講じる必要がある。

格納容器外のナトリウム機器については、地震または、航空機衝突、衝突後の火災によって破損する場合、大規模ナトリウム火災または大規模ナトリウム-水-空気反応を生じうる。また、津波によってはダンプタンク等の低所に設置されたナトリウム機器のある部屋の浸水、破損に伴うナトリウム-水-空気反応を生じうる。そのため、これらの反応に対する適切な対策が必要である。

5.2.5 SFR の故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

SFR の除熱対策においては、原子炉液位を確保して、ヒートシンクと炉心の間を循環させることが基本であり、航空機衝突に対しては冷却設備のいずれかの系統が機能維持できるようにすることが重要である。プラント状態を把握して、炉心冷却や格納機能を確保するための弁操作、活用可能な冷却設備の起動操作等が行えるようにする。また、プラント状態把握、制御のための電源等の供給が必要となる。

格納容器外のナトリウム火災、ナトリウム-水反応が発生する可能性があり、これらを抑制するための対策も検討する必要があると考えられる。(系統内残留ナトリウムのドレン等)

5.3 SFR の重大事故等対処施設に関する基準の要件と留意点

5.3.1 重大事故等対処施設に関する条文の構成案

SFR の重大事故等対処施設としては、「もんじゅ」の設備を念頭におくものの、具体的な対策は申請者の判断に依存するため、より一般化した構成としておき、申請者側の提案に応じて具体化していく運用とするべきと考える。(燃料サイクル施設、試験研究炉と同様の考え方)

軽水炉の設備に即して作成された実用発電炉の条文を SFR の設備に即して見直した(表 5)。具体的には、原子炉停止設備、炉心冷却設備及び格納設備に関する第 44 条～第 52 条は、軽水炉の設備構成を念頭においた記述となっているため、その趣旨と SFR の特徴を踏まえて、「発電用原子炉を緊急停止するための設備」、「発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器の損傷を防止するための設備」に集約した。また、「第 56 条：原子炉停止系統失敗時に炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するための設備」は、研究開発段階炉であることを考慮したバウンディング事象に対して、格納機能を確保することを求めていると解釈されるが、全般的に SFR の特徴に応じた基準とその解釈に見直すことにより不要とできると考え削除し

た。その趣旨は「第 37 条：重大事故等の防止等」に含める。

表 6 に SFR を対象とした重大事故等対処施設の条文構成案を示す。

表 7 に以下についての案を示す。

第 37 条解釈に記載すべき事象例と留意点

以下の条文と解釈の見直し案、留意点

- ・ 特定重大事故等対処施設
- ・ 発電用原子炉を緊急停止するための設備
- ・ 発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器の損傷を防止するための設備

5.3.2 代表的重大事故シーケンスと格納容器破損モード（第 37 条の解釈記載事項、表 7(1/5) 参照）

「第 37 条：重大事故等の防止等」の解釈には、想定する事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードが明示されていないため、以下に述べるように記載案を提案する。

(1) 代表的重大事故シーケンスと対策

5.2.1(1) で述べた ATWS と LOHRS が代表事故シーケンスとなる。

また、表 4 に示す「技術的には起こるとは考えられない事象」（所謂 5 項事象）についても、その評価の位置づけを吟味して必要と判断される場合、代表事故シーケンスに加える。

これらに対して、5.2.1(2) で述べた対策によって炉心損傷を防止することが求められる。

ATWS については、設計基準事故対処設備の機能喪失時にも緊急炉停止可能であること、具体的には後備炉停止系による炉停止を可能とすることが必要である。

UTOP、ULOHS については ULOF と比較して炉心損傷に至るまでの時間的余裕があり、その間に異常を検出して制御棒を強制挿入する等の対策をとりうるため、そのような対策について検討することが重要である。

LOHRS については、PLOHS では設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能の喪失を、LORL では、原子炉冷却材漏えいに、2 か所目の漏えい等の他の異常が重畳することで一次冷却材の循環に必要な液位が確保できなくなる可能性がある事態をそれぞれ想定することとなり、5.2.1(2) で述べた防止対策を講じる。

5 項事象として取り上げられている「一次主冷却系配管大口径破損事象」については、極めて発生しがたいと考えられる事象ではあるが、1 次系流量喪失型事象と

して最も厳しい結果を与えうる事象であり、当該事象からの炉心損傷防止が図られていることを確認する観点から評価対象とすることが考えられる。

5項事象として取り上げられている炉心局所事故は、ATWSとは異なる炉心損傷モードと位置付けられることから、評価対象としうるが、これまでの海外の燃料破損を伴う高速炉の継続運転の経験から、炉心損傷に至るような急激な短時間の破損拡大は生じえないと考えられる。評価対象とする場合、局所的な燃料破損や流路閉塞が生じた場合の破損拡大と検出性、万一損傷範囲が拡大した場合の影響と事象終息性を評価することが考えられる。

(2) 格納容器破損モードと対策

① 格納容器破損モード

- ・ ナトリウム噴出燃焼
- ・ ナトリウム - コンクリート反応及びデブリ - コンクリート相互作用による水素発生と蓄積燃焼
- ・ 漏えいした高温ナトリウムの燃焼及び顕熱、ガス状放射性物質の発熱、燃料デブリ発熱による過熱
- ・ 燃料デブリによるベースマツト貫通
- ・ 大規模な蒸気発生器伝熱管破損事象による格納容器バイパス
- ・ 格納容器外の大規模ナトリウム火災や水素蓄積燃焼

② 対策

これらが発現する事故シーケンスにおいて事象進展を食い止める方策と事象発生時の緩和方策を組み合わせることで対策することとなる。必ずしもこれらの発生を前提とした対策を求めるものではない。

事故シーケンスとしては ATWS 系、LOHRS 系、バウンダリ破損に伴うナトリウム漏えい、蒸気発生器伝熱管破損が考えられる。

i) ATWS 系

SFR の炉心は高速中性子を利用し、増殖等を目的としたものであり、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等、最大反応度体系にないことから、炉停止失敗からの炉心損傷において、冷却材沸騰や溶融燃料の集中化等によって正反応度が投入され発生する機械的エネルギーに対して格納機能が維持できることが、「もんじゅ」を含めたこれまでの国内外の SFR の安全審査における着目点となってきた。このことから、第 37 条の重大事故が発生した場合の原子炉格納容器破損防止においては ATWS 系の炉心損傷に対して、原子炉

冷却材バウンダリの機能が維持できない機械的エネルギー発生を防止することを含める必要がある。

ATWS系では、炉心損傷したとしても原子炉容器内での保持が可能であり、これによって格納容器への負荷を軽減できる。したがって、原子炉容器内事象の評価が重要である(5.3.5で述べるように、損傷炉心の原子炉容器内保持に成功したとしても、原子炉カバーガス等のバウンダリからの格納容器内へのナトリウム噴出燃焼は生じうる)。

短時間で全炉心損傷に至りうることから ULOF が代表事象となる。

UTOPについては、損傷範囲は誤引き抜き制御棒の周りに限定されることから、損傷程度は ULOF に包絡されうる。ULOHS は系統温度が上昇した段階で炉心損傷に至りうることから ULOF よりも原子炉容器内保持失敗の可能性が高くなりうる。損傷防止対策も考慮したリスク低減効果を評価する必要がある。

ii) LOHRS 系

高沸点・高熱伝導性のナトリウムを冷却材とする 1 次及び 2 次冷却系は、ヒートシンク喪失を想定しても、その熱容量によって炉心の崩壊熱を吸収することが可能であり、原子炉冷却材バウンダリのクリーブ破損や冷却材沸騰によって炉心が露出するまでには数時間～数十時間オーダの時間余裕がある。このため、LOHRS 系については、この時間余裕を活用した炉心損傷防止対策(原子炉容器内での恒久的炉心冷却対策)を充実させることが安全性を高める上で重要である。SFR では、通常運転状態において系統を加圧することなく大きなサブクール度をもった運転が可能であり、異常状態においても系統の減圧操作は不要である。液相の冷却材をヒートシンクとの間で循環させることで炉心冷却が可能であり、この冷却材の循環は、ポンプ駆動による強制循環のみならず、自然循環によっても可能である。このため、時間余裕を活用した様々な信頼性の高い冷却手段を講じうる。

炉心溶融は炉心が冷却材から露出した場合に発生し、原子炉容器とガードベッセルのメルトスルーは不可避となる。この状態で考えうる対策は、冷却材ナトリウムの化学的反応性や温度、発熱する燃料デブリの挙動を踏まえたその後の事象進展の不確かさや格納容器の耐熱・耐圧限界の不確かさから、効果の不確かさが大きくなると考えられる。

このため、炉心露出を防止し原子炉容器内で保持冷却するための方策を導入することがリスク低減には有効である。「もんじゅ」では、炉心出力に比して大型の格納容器を備えていることから、その熱容量や放熱効果に期待して、メルトスルー後の原子炉容器下部での溶融燃料保持方策を検討することも考えられるが、新たに設備の増強を行う場合、炉心損傷防止対策に重点を置くことが推

奨される。

iii) その他

一次主冷却系配管大口徑破損事象等のバウンダリ破損に伴うナトリウム流出に対しては、セルライナよってコンクリートとの接触を防止することができ、水素の発生は回避できる。

蒸気発生器伝熱管破損については、ナトリウム-水反応に伴って発生する圧力に対する1次/2次バウンダリ機器の裕度を確保すること、地震に対する蒸気発生器の耐震裕度を確保すること等で対処することが考えられる。

格納容器外の大規模ナトリウム火災や水素蓄積燃焼については、地震や飛来物等のハザードに対して蒸気発生器等のナトリウム内包機器の破損をできるだけ防止することが重要と考えられる。

5.3.3 特定重大事故等対処施設（表7(2/5) 参照）

以下に述べる「発電用原子炉を緊急停止するための設備」、「発電用原子炉を冷却するための設備」及び「原子炉格納容器の損傷を防止するための設備」の対策設備と機能を踏まえ、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって想定される影響に対して、放射性物質の環境放出抑制の観点から効果的な機能と対策を設定する。

5.3.4 発電用原子炉を緊急停止するための設備（表7(3/5) 参照）

運転時の異常な過渡変化時に緊急炉停止に失敗すると短時間で炉心損傷に至りうるため、重大事故対策として緊急炉停止機能が必要となる。

なお、「第25条 反応度制御系統及び原子炉停止系統」で2以上の独立した系統の設置が求められているが、後備炉停止系に対しては、軽水炉の可溶性毒物による系と同様、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して、その原子炉停止機能に期待していない。後備炉停止系については、軽水炉のほう酸水注入設備（BWR）や化学体積制御設備（PWR）と同様、重大事故等対処施設（重大事故防止設備）としてその機能を評価することが妥当である。

5.3.5 発電用原子炉を冷却するための設備（表7(4/5) 参照）

(1) 冷却設備の要件

一般に、「もんじゅ」の補助冷却設備に相当するSFRの原子炉停止後の炉心冷却設備（以下「崩壊熱除去系」という）は、大気を最終ヒートシンクとした2次ナトリ

ウムによる閉ループで構成される。したがって、この崩壊熱除去系は「冷却材バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備」であって、かつ「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」であり、両者に相当する設備をそれぞれ備えなければならないということには必ずしもならない。

重大事故対策として残留熱除去のために新たなナトリウム循環ループを追加しようとするのと却って冷却材の漏えい要因となるおそれがある。ナトリウムの漏えいを防止するためには、原子炉冷却材バウンダリを極力簡素な構成とすることが重要である。低圧系であるナトリウム冷却高速炉では、原子炉冷却材バウンダリ破損を想定してもガードベッセル等による原子炉液位確保が可能であり、かつ、ナトリウムの自然循環（及び空気の自然通風）によって最終ヒートシンクである大気まで熱を輸送することにより残留熱除去が可能である。このように、静的な機器で構成され、受動的なメカニズムで機能する設備については、自然循環機能などを効果的に活用する方策が合理的であり、そのような方策の導入を促す基準が合理的である。

なお、自然循環除熱が効果的に機能することを確認することが必要であり、その上で、全電源喪失を含めた過酷なプラント状態において、その機能を有効に活用するための方策を具体化する必要がある。

SFR の冷却は、軽水炉のような冷却材の注入は不要であり、ガードベッセル等による受動的な原子炉液位確保と冷却材ナトリウムの循環によって行われる。しかも自然循環するので、ポンプやブロア等の動的機器については基本的には代替の設備は不要である。ただし、蒸気発生器以降の三次冷却システムを活用する場合、代替注水手段を活用しうるので、可搬型設備を含めて適用性を検討する必要がある。

「もんじゅ」の補助冷却設備は 2 次主冷却系から分岐させ、炉停止時に弁操作によって流路を切り替えるようになっている。1 次冷却システムの冷却材の循環経路は通常運転時と補助冷却設備運転時で共通である。通常は、これらはポンプやブロアの運転による強制循環モードで運転されるが、動力電源喪失時には自然循環モードでの運転が可能である。

崩壊熱除去失敗要因としては、配管からの漏えい、主冷却系からの切り替え失敗、空気冷却器のダンパ開失敗、過冷却によるナトリウム凍結等が考えられるので、これらの要因に対して、失敗を回避できるように措置を講じる必要がある。

(2) 原子炉液位確保の要件

低圧系である SFR では、1 次系配管を高所引き回しとするとともにガードベッセル等の静的機器で漏えい冷却材を保持することで 1 次冷却システム内の液位低下を制限することが可能である。原子炉容器については、第 1 種容器として高い信頼性を確保しており、その破損可能性は極めて小さいことに加えて、そのガードベッセルは、通常運転状態において窒素雰囲気中で何も保持するものがない（特段負荷がかから

ない) 状態で設置されている容器であり、き裂の進展等の破損に至るメカニズムが考えられない。従って、これらの機器からの 2 重漏えいによる液位喪失は考えにくい。これらの機器の構造健全性が裕度をもって確保されていることを確認しておく必要がある。

1 次冷却系 2 か所からの漏えいや漏えい時の 1 次ポンプ運転継続 (ポンプトリップ失敗) 等、異常の重ね合わせを想定した場合、冷却材循環に必要な液位を保てなくなる可能性があり、これらを防止するための対策と運転手順を定めておく必要がある。

5.3.6 原子炉格納容器の損傷を防止するための設備 (表 7(5/5) 参照)

(1) 格納機能確保の要件

SFR においては、格納容器熱除去設備、雰囲気浄化設備及び可燃性ガス濃度制御系は必須ではなく、「もんじゅ」では、これらの設備は設けられていない。設計基準事故においては、格納容器内雰囲気温度・圧力は、ほとんど上昇することなく、第四十九条 1 項は適用されない。炉心の著しい損傷が発生した場合としては、炉停止失敗系事象か除熱失敗系事象かによって格納容器への負荷は異なってくる。炉停止失敗系事象では、損傷炉心は原子炉容器内で保持・冷却されるが、即発臨界に伴う機械的エネルギーによって駆動されるナトリウム噴出燃焼が考えられる。これについては、これまでの安全審査において、ナトリウム噴出は抑制され、格納容器の空間容積が十分確保されているため、特段の対策を行うことなく格納容器の健全性が確保できると評価されている。炉停止失敗系事象について、損傷炉心の原子炉容器内保持の効果の評価し、格納容器への負荷を明らかにした上で、格納機能の評価する必要がある。

除熱失敗系事象については、炉心損傷までの時間的余裕があることから、その余裕を活用して、原子炉容器内で炉心をナトリウムから露出させることなく保持・冷却するための方策が望ましい。そのような設備対策が可能であるならば、その冷却効果を評価すると共に、「発電用原子炉を冷却するための設備」に対する独立性を評価し、高い信頼性を確認する必要がある。

原子炉容器室への溶融燃料の落下を想定した対策を検討する場合、「もんじゅ」はその出力に比して大型の格納容器を設置していることから、その体積や熱容量の効果を考慮して対策設備の要否を判断する必要がある。必要となる対策設備を明らかにしたうえで、それらの有効性を評価する必要がある。「原子炉容器内で炉心をナトリウムから露出させることなく保持・冷却するための方策」で有効なリスク低減が実現される場合においても、さらなる安全向上の観点から検討に意味がある。

(2) 除熱失敗系事象に対する重大事故対策の位置づけ

重大事故等対処施設として「発電用原子炉を冷却するための設備」と「原子炉格納容器の損傷を防止するための設備」を設けることになっているが、除熱喪失系事象に対する設備とこれらとの関係について述べる。

まず、「原子炉格納容器の損傷を防止するための設備」の意味あいについて述べる。SFR においてこれに該当する設備は、「発電用原子炉を緊急停止するための設備」あるいは「発電用原子炉を冷却するための設備」の機能が失われた場合に、格納機能を確保するための設備であって、格納容器そのものの健全性を確保するための設備に限らない。軽水炉は DBA である LOCA に対して格納容器内を冷却して漏えい冷却材を凝縮させる必要があり格納容器を冷却設備によって守る設計であるが、SFR では DBA では漏えいナトリウムの燃焼対策をとれば DBA で格納容器への負荷はほとんどなく、格納容器の冷却設備を必要としない。炉停止失敗系事象に対しては、損傷炉心物質を原子炉容器内で閉じ込める IVR : In Vessel Retention が格納機能を確保するための対策である。除熱失敗系事象に対しては、メルトスルー前の対策と後の対策とが考えられる。前者の場合 SFR では炉心がナトリウムから露出しないようにして冷却すれば著しい炉心損傷は防止されうることから、基本的機能は「発電用原子炉を冷却するための設備」と同様となる。つまり、炉心の著しい損傷を防止することで格納機能を確保する。この冷却手段に対しては、「発電用原子炉を冷却するための設備」の機能が失われた場合にも独立して機能することが求められる。後者の場合、メルトスルー後に損傷炉心物質を保持して、格納機能を確保することになる。

以上より、除熱失敗系事象に対する重大事故対策の要件は以下となる。

- ・ 設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手段を確保すること。これには、補助冷却系の強制循環機能喪失時の自然循環機能確保や補助炉心冷却設備の機能喪失要因に対する回避策または機能回復策が含まれる。
- ・ 上記の機能喪失を想定しても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手段を確保すること。これには、上記との共通要因によって機能喪失しない独立性の高い冷却手段が必要となる。もしくは、上記の機能喪失によって炉心の著しい損傷に至った場合において、原子炉容器室に落下した損傷炉心を保持するとともに格納容器の破損を防止すること。ここでは、これらを「原子炉格納容器の損傷を防止するための設備」に位置付ける。

(3) 除熱失敗系事象に対する重大事故対策の着眼点

内的事象に対してはこれまでに PRA が行われており、炉心発生頻度や格納容器破損頻度は十分低いレベルであることが示されている。また、事故管理方策について

も自主的な取り組みとして検討されてきている。さらに、福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、よりリスクを低減するために、設計基準地震の見直しやこれまであまり厳格に取り組んでこなかった強風等の外的事象、内部逸水や火災等の内部ハザードに対して対応できることを確認する必要がある。

除熱失敗からの炉心損傷を防止するためにメンテナンス冷却系を含めた現有冷却設備を最大限活用することが重要である。これには、緊急時運転手順の整備や、それを確実に実行できるように設備をチェックして必要な改良を施すことが含まれ、外的・内的ハザードに対して、除熱設備の機能が失われないようにするための方策を、個別具体的に検討する必要がある。

福島第一原子力発電所事故で炉心溶融に至ったのは、津波が到来し電源喪失に至った直後から除熱ができなかったためであり、時間的要素が大きい。また、プラントの状態把握と操作の複雑さも影響している。炉心溶融までに時間的余裕があり、プラントの状態把握が的確になされていれば炉心損傷防止できた可能性がある。炉心損傷までの時間余裕とその間に実行できる除熱手段の質と数が重要な要素である。

SFR の除熱失敗系事象では、炉心損傷ありきで対策を考えるべきではない。これは、炉心がナトリウムに満たされていれば、大きく損傷することはなく、除熱ができない場合でも、冷却材沸騰等によって炉心が露出するまでには時間余裕があり、その時間余裕を活用してナトリウムと空気の自然循環除熱を含めた多様で操作が容易な冷却手段をとりうるためである。

(4) メンテナンス冷却系の活用

メンテナンス冷却系は、1次主冷却系設備等のメンテナンス時に、炉心からの崩壊熱を除去するために使用される（図3参照）。本来的には事故時の崩壊熱除去を担う設備ではないが、原子炉容器と直接冷却材を循環させる主冷却系とは独立した冷却設備であり、配置的にも補助冷却設備と分離されている。このため、必要に応じて設備を強化することによって「原子炉格納容器の損傷を防止するための設備」に相当する設備として位置づけられる可能性がある。重要なのは、メンテナンス冷却系を含め、いずれかの冷却設備がプラント内外のハザードを考慮しても機能を維持することである。

以下に除熱機能強化策としてメンテナンス冷却系を活用する上での主な留意点を挙げる。

- ・ 耐震性の確保：地震による共通要因破損防止のため、補助冷却設備と同等以上の耐震裕度を確保する。
- ・ 航空機衝突や火災に対して補助冷却設備と同時に機能喪失しないこと。設備の配置が分離されている効果を評価して、必要に応じ延焼防止策等を強化する。

- ・ ナトリウム凍結防止；比較的小口径の配管で通常運転時は待機モードであることから、余熱ヒータ故障や過冷却等によるナトリウム凍結を防止することが重要。補助冷却設備との共通要因に配慮することが重要。
- ・ 電源設備の強化：電磁ポンプの動力電源、電磁ポンプ冷却設備電源、ヒータ一電源等の多重化
- ・ 緊急起動時の耐熱性を評価するとともに、起動・運転手順を整備すること。
- ・ 出入口止め弁の信頼性を確認すること。

6. まとめ

発電用原子炉施設に共通する要件と考え方について見解をまとめた（以下の(1)）。今後の原子力規制委員会での基準の検討・見直しに当たっては、基準とその解釈だけでなく、これらを取り入れた研究開発段階発電用原子炉施設の安全確保の考え方が示されることが望まれる。

SFR の特徴を踏まえた重大事故対策の考え方及び、現行規則とその解釈の一部の見直し案を示した（以下の(2)(3)）。今後の原子力規制委員会での基準の検討・見直しに当たっては、これらを取り入れて規則とその解釈の見直し検討が行われることが望まれる。

(1) 発電用原子炉施設に共通する要件と考え方について

- ・ 研究開発段階の発電用原子炉施設の規制基準では、発電用原子炉施設に共通する要件に加え、対象とする炉型の設計上、安全上の特徴に応じた要件が記載されることが肝要である。研究開発段階炉であることにより付加的に特段の要件を定める科学的・技術的合理性はなく、細部については、申請者側の提案を考慮して検討・見直しすることが妥当である。
- ・ 「深層防護」は、目的を達成するための概念であり、全体として有効な防護となっていることが重要。全体としての防護の有効性はリスクによって判断する。
- ・ 深層防護の考え方は IAEA のものに準拠し、第 4 層に配置する設備対策は、設計基準を超えた事象に対する炉心損傷の発生防止と影響の緩和、及び、設備対策と事故管理方策のハードとソフトを適切に組み合わせて、最も信頼性が高いものを指向すべきである。
- ・ 特に、既設炉においては、現有設備も有効に活用して、リスク低減の観点から合理的な方策を見出すことが重要である。
- ・ それぞれの事故シーケンスに対して、炉心損傷状態を想定した対策を揃えなければならないわけではなく、発生可能性や影響、対策の有効性等との関連において現実的で有効な防護対策を求めることが重要である。全てのシーケンスに画一的に炉心損傷状態を想定した対策を用意することは、全体としての有効な防護を達

成する観点から必ずしも適切ではない。

- ・ 自然現象等の外的事象に対しては、対象とする炉型の特性を見極めつつ影響を受ける安全設備の裕度を確保するか防護手段を設けることが求められる。

(2) SFR の特徴を踏まえた重大事故対策の考え方について

- ・ SFR の炉心損傷事故の特徴と防止対策
 - SFR の炉心損傷事故は炉停止失敗系事象 (ATWS) と除熱失敗系事象 (LOHRS) に大別される。
 - ATWS では、出力が異常に上昇して短時間で炉心損傷に至る恐れがあるため、炉心損傷の防止と損傷後の損傷炉心の保持冷却対策を十分講じる必要がある。
 - LOHRS では、事象進展は緩慢で時間的余裕が大きい。この時間的余裕を活用して多種・多様な対策を講じて炉心損傷を防止することが重要である。冷却材の相変化（沸騰）を考慮する必要はないので、炉心を覆うナトリウム液位を確保してナトリウムを循環させることで除熱することが基本となる。ナトリウムの自然循環機能を活用することが重要である。
- ・ SFR の格納機能喪失要因と防止対策
 - 格納容器破損要因としては、ナトリウム噴出燃焼、ナトリウム - コンクリート反応及びデブリ - コンクリート相互作用による水素発生と蓄積燃焼、漏えいした高温ナトリウムの燃焼及び顕熱、ガス状放射性物質の発熱、燃料デブリ発熱による過熱、燃料デブリによるベースマツト貫通等が考えられる。
 - これらが発現する事故シーケンスにおいて事象進展を食い止める方策と事象発生時の緩和方策を組み合わせる対策する。
 - ATWS では、炉心損傷したとしても原子炉容器内での保持 (IVR) が可能であり、これによって格納容器への負荷を軽減できる。したがって、原子炉容器内事象の評価が重要である。
 - LOHRS については、炉心損傷までの時間的余裕があることから、その余裕を活用して、炉心損傷防止のための手段とは独立した手段によって、原子炉容器内で炉心をナトリウムから露出させることなく保持・冷却することが望ましい。(これにより格納容器への負荷の発生を防止できる。)

(3) SFR の重大事故等対処設備に関する基準の要件と留意点について

条文項目は SFR の特徴を踏まえて見直す。

第 37 条解釈では、SFR の特徴に応じた事象例を提案

以下の条文と解釈の見直し案、留意点を提案

- ・ 特定重大事故等対処施設

- ・ 発電用原子炉を緊急停止するための設備
- ・ 発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器の損傷を防止するための設備

第 56 条の主旨は第 37 条に含めることとし、これを削除

表1 研究開発段階発電用原子炉の設置許可基準の構成と検討状況

一設計基準に係る部分一

第一章 総則

1. 適用範囲
2. 定義

第二章 設計基準対象施設

3. 設計基準対象施設の地盤
4. 地震による損傷の防止
5. 津波による損傷の防止
6. 外部からの衝撃による損傷の防止
7. 発電用原子炉施設への不法な侵入等の防止
8. 火災による損傷の防止
9. 溢水による損傷の防止等
10. 誤操作の防止
11. 安全避難通路等
12. 安全施設
13. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等の拡大の防止
14. 全交流動力電源喪失時対策設備
15. 炉心等
16. 燃料等の取扱施設及び貯蔵施設

17. 原子炉冷却材圧力バウンダリ等
18. 蒸気タービン
19. 非常用炉心冷却設備
20. 一次冷却材の減少分を補給する設備
21. 残留熱を除去することができる設備
22. 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
23. 計測制御系統施設
24. 安全保護回路
25. 反応度制御系及び原子炉停止系統
26. 原子炉制御室等
27. 放射性廃棄物の処理施設
28. 放射性廃棄物の貯蔵施設等
29. 敷地周辺における直接ガンマ線等からの防護
30. 放射線からの放射線業務従事者の防護
31. 監視設備
32. 原子炉格納施設
33. 保安電源設備
34. 緊急時対策所
35. 通信連絡設備
36. 補助ボイラー

一重大事故(SA対策)に係る部分一

第三章 重大事故等対処施設

37. 重大事故等の防止等
38. 重大事故等対処施設の地盤
39. 地震による損傷の防止
40. 津波による損傷の防止
41. 火災による損傷の防止
42. 特定重大事故等対処施設
43. 重大事故等対処設備
44. 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
45. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
46. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
47. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
48. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
49. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
50. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
51. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
52. 原子炉格納容器の損傷を防止するための設備
53. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
54. 使用済燃料貯蔵槽を冷却するための設備
55. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
56. 原子炉停止系統失敗時に炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するための設備
57. 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
58. 電源設備
59. 計装設備
60. 原子炉制御室
61. 監視測定設備
62. 緊急時対策所
63. 通信連絡を行うために必要な設備

・ 下線部は「今後安全審査を行うまでに、意見も踏まえ、見直しをすることとし、原案どおり」とされ、今後の検討課題とされている事項。

表 2 IAEA の「原子力発電所の安全：設計（SSR-2/1）」の深層防護の考え方

IAEAにおける深層防護の考え方

深層防護のレベル	レベルの目的	必須の手段	備考
第1の防護レベル	通常運転からの逸脱と安全上重要な設備の故障を防止	品質管理と工学的手法に従ってプラントを健全かつ保守的に立地、設計、建設、保守、運転。	
第2の防護レベル	プラントの運転時に予想される事象が事故の状態に拡大するのを防止	設計で特定の系統・設備を設置。有効性を安全解析で確認。	
第3の防護レベル	炉心への損傷や重大な所外放出を防止	設計では事故の進展可能性を想定。固有の工学的安全施設、安全系、手順書を用意。	設計基準事故
第4の防護レベル	深層防護の第3の防護レベルが失敗した結果の事故の影響を緩和	閉じ込め機能を確実にし、放射性物質の放出を合理的に達成可能な限り低く維持。	設計拡張状態 シビアアクシデント状態を含む
第5の防護レベル	放射性物質の放出による放射線の影響を緩和	緊急時管理センターの整備。緊急時対応に対する緊急時計画と緊急時要領の確立。	

IAEAの安全要件「原子力発電所の安全：設計(SSR2/1)」より作成

出典：発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について、原子力安全・保安院、平成 24 年

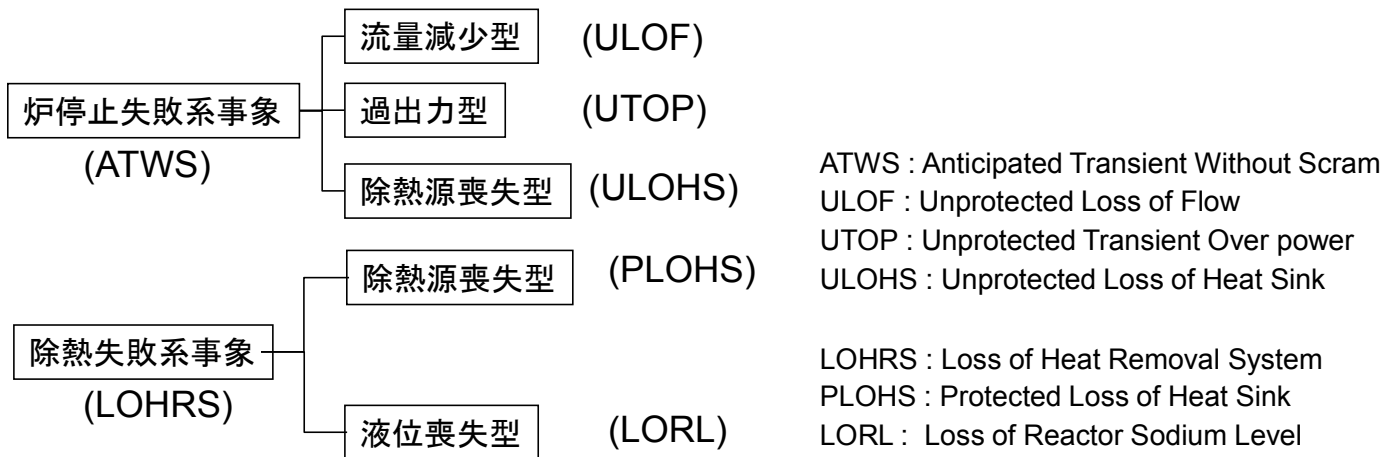


図 1 ナトリウム冷却高速炉の代表的な炉心損傷に至りうる事象の分類

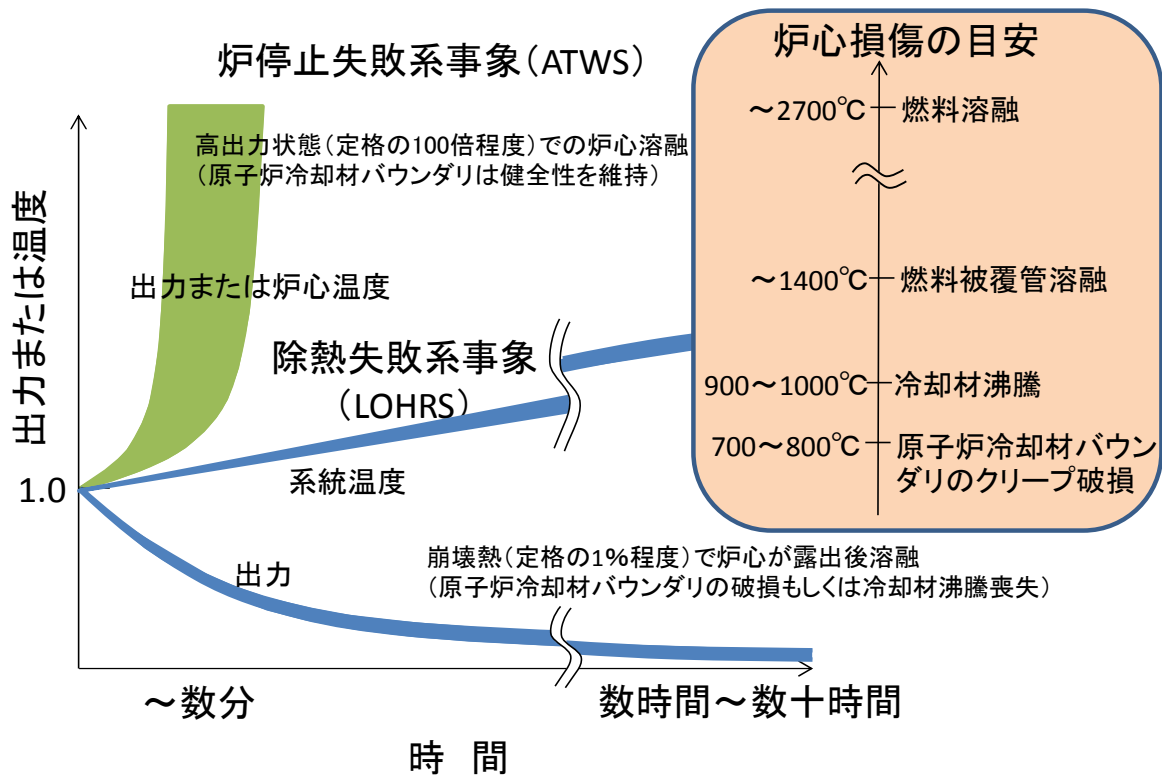


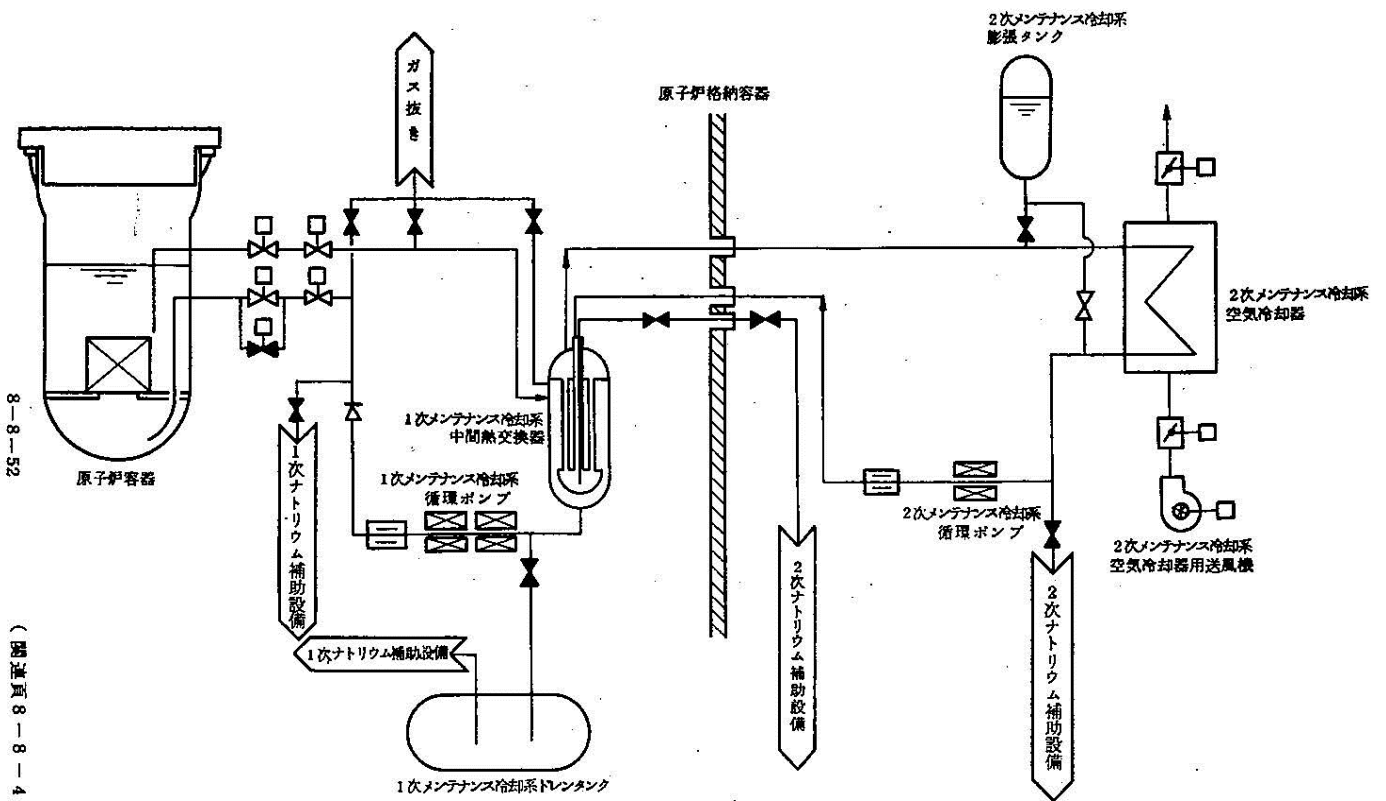
図2 炉停止失敗系事象と除熱失敗系事象の特徴

表3 ナトリウム冷却高速炉の原子炉格納容器損傷要因と対策例

格納容器への負荷要因	影響 (現象の説明)	対策例
再臨界による機械的エネルギー放出	炉心の過熱・膨張に伴って格納容器内にナトリウムが噴出・燃焼することで格納容器内圧力が急激に上昇する。	炉心損傷時の機械的エネルギー発生を抑制して、大規模なナトリウムの噴出・燃焼を防止
ナトリウムの大規模燃焼	冷却材バウンダリの大規模破損によって漏えいしたナトリウムの大規模燃焼によって圧力が急激に上昇する。	格納容器内床下の窒素雰囲気化
水素燃焼	ナトリウムとコンクリートあるいは燃料デブリが接触する場合、ナトリウム-コンクリート反応あるいは、デブリ-コンクリート相互作用によって発生する水素が蓄積し、一定濃度に達すると爆燃・爆轟を引き起こす。	ライナ敷設等によるナトリウムとコンクリートの接触防止 (水素発生防止) 燃料デブリの原子炉容器内保持・冷却 (燃料デブリとコンクリートの接触防止による水素発生防止) 格納容器内の窒素雰囲気化
蒸気爆発	溶融燃料がナトリウムと接触することで蒸気爆発を引き起こす。	発生可能性が小さいことを示す。(ナトリウム-酸化物燃料系では、水-酸化物燃料系と比較して可能性は小さい)
雰囲気圧力上昇	格納容器内に水素等が蓄積し圧力が上昇する。格納容器内に放出されるFPガスの発熱等により雰囲気が過熱され圧力が上昇する。	ライナ敷設等によるナトリウムとコンクリートの接触防止 (水素発生防止) 燃料デブリの原子炉容器内保持・冷却 (燃料デブリとコンクリートの接触防止による水素発生防止)
格納容器温度上昇	漏えいしたナトリウムの燃焼熱や顕熱等によって格納容器壁の温度が上昇する。	格納容器壁面への断熱材の敷設
燃料デブリによるベースマツト浸食	燃料デブリがベースマツト上に落下した場合、デブリ-コンクリート相互作用によって、ベースマツトが浸食される。	燃料デブリの原子炉容器内保持・冷却 (燃料デブリとコンクリートの接触防止)
燃料デブリによる格納容器過熱	燃料デブリが、格納バウンダリを構成するライナ等に接触する場合、これを溶融破損させる。	燃料デブリの原子炉容器内保持・冷却 (燃料デブリの接触防止)

表4 「もんじゅ」の「技術的には起こるとは考えられない事象」

- 燃料要素の局所的過熱事象
- 集合体内流路閉塞事象
- 一次主冷却系配管大口径破損事象
- 一次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象
- 制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象



8-8-52

(関連頁 8-8-4)

図3 「もんじゅ」のメンテナンス冷却系

出典：高速増殖炉もんじゅ発電所 原子炉設置許可申請書

表5 「研究開発段階発電用原子炉の設置許可基準」の重大事故等対処施設の条文項目の見直し

条	項目	軽水炉での主旨等	SFR 適用性等	対応案
37	重大事故等の防止等	必ず想定する事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードが明示されている。	必ず想定する事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードは明示されていない。	代表事象例を提示する。
38	重大事故等対処施設の地盤	—	—	軽水炉と同じ。
39	地震による損傷の防止	—	—	軽水炉と同じ。
40	津波による損傷の防止	—	—	軽水炉と同じ。
41	火災による損傷の防止	—	—	軽水炉と同じ。
42	特定重大事故等対処施設	<p>大型航空機の衝突その他テロリズムに対して重大事故に対処するための以下の機能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能 ・ 炉内の溶融炉心の冷却機能 ・ 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能 ・ 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能 ・ 原子炉格納容器の過圧破損防止機能 ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能等 	原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作は適用されない。	その他の項目については、47条～53条への対応に応じて設定する。
43	重大事故等対処設備	想定される重大事故に対する設備への一般的な要求	—	軽水炉と同じ。
44	緊急停止失敗時に発電用原子	代替制御棒挿入回路(ARI) [BWR]、ほう	後備炉停止系（代替緊急停止機能）	「発電用原子炉を緊急停

	炉を未臨界にするための設備	酸水注入設備等		止するための設備」とする。
45	原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却 するための設備	電源喪失時に可搬型設備で隔離時冷 却系(RCIC)等を起動・運転継続	SFRには適用されない	削除
46	原子炉冷却材圧力バウンダリ を減圧するための設備	減圧自動化ロジック追加[BWR] 可搬型設備による弁操作	SFRには適用されない	削除
47	原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却 するための設備	予熱除去系等が機能喪失した場合に、 恒設及び可搬型のポンプで代替炉心 注水	「もんじゅ」の補助冷却設備の代替手段に相当	「発電用原子炉を冷却す るための設備」とする。
48	最終ヒートシンクへ熱を輸送 するための設備	海水冷却喪失時の車載代替最終ヒー トシンクシステム(UHSS)、残留熱除去 系(RHR)の代替[BWR]、タービン動補助 給水ポンプと主蒸気逃がし弁による 2次系からの除熱[PWR]	補助冷却設備の自然循環運転等としているが、47条と重 複	上記に統合
49	原子炉格納容器内の冷却等の ための設備	格納容器スプレイ注水設備の代替	「もんじゅ」には格納容器冷却設備はない(アニュラス 循環系での冷却可能性あり)。SFRは軽水炉のように格納 容器を冷却・減圧させてLOCA時の炉心冷却性を確保する 設計ではなく、格納容器冷却設備は必須ではない。	「原子炉格納容器の損傷 を防止するための設備」と する。
50	原子炉格納容器の過圧破損を 防止するための設備	格納容器圧力逃がし装置又は格納容 器再循環ユニット	軽水炉では格納容器内で蒸気を凝縮できない場合、格納 容器内が高圧となり、そのことが注水を困難とする要因 となるが、SFRでは大きな圧力上昇要因はなく、圧力逃が し装置は必須ではない。	上記に統合
51	原子炉格納容器下部の熔融炉 心を冷却するための設備	原子炉格納容器下部注水設備	軽水炉では、炉心が露出すると短時間で熔融し、原子炉 容器が熔融貫通して原子炉格納容器下部に熔融炉心が落 下することになるが、SFRではLOCAはなく、ガードベッ	上記に統合

			セル等の静的機器で液位確保可能であり、除熱喪失したとしても炉心損傷までの時間余裕が大きい。この間に実行できる多様な除熱手段を確保しうるため、原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却設備は必須ではない。 原子炉容器内保持(IVR)の可能性があり、その可能性を追求すべき。	
52	原子炉格納容器の損傷を防止するための設備	水素爆発による格納容器破損防止(不活性化、水素濃度制御設備、水素排出等)	軽水炉では、Zr-水反応や水の分解によって水素が発生するが、SFRでは炉心部に水素発生要因はない。ただし、漏えいナトリウムとコンクリートが接触すると水素が発生するため、その防止あるいは緩和対策が必要(セルライナ、不活性雰囲気化)	上記に統合
53	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	水素濃度制御設備または水素排出設備	格納容器の破損防止対策に依存して必要に応じ設備を検討する。	軽水炉と同じ。
54	使用済燃料貯蔵槽を冷却するための設備	可搬型代替注水設備、可搬型スプレイ設備	水プールについては、軽水炉と同様 炉外燃料貯蔵槽については、発熱量が小さいことから、除熱喪失時にも燃料損傷までの時間余裕が大きく、この間に実行できる多様な除熱手段を確保する。	軽水炉と同じ。
55	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	原子炉建屋に放水できる設備 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備	放水によって抑制効果が得られるか、格納容器破損モード毎に検討する必要がある。	軽水炉と同じ。
56	原子炉停止系統失敗時に炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するための設備	軽水炉基準にはない	研究開発段階炉であることを考慮したバウンディング事象に対して、格納機能を確保することを求めていると解釈されるが、全般的に SFR の特徴に応じた基準とその解釈に見直すことで不要とできる。(37条に含める)	削除
57	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	各種注水設備への水供給(海水を含む)	軽水炉のように炉心冷却のために多量に水を必要とすることはないが、補機冷却系の代替や使用済み燃料水プー	軽水炉と同じ。

			ルの冷却のための水は必要。	
58	電源設備	可搬型代替電源を含めた電源設備の強化	高速炉の重大事故時に必要な負荷を考慮して設備を検討する必要がある。	軽水炉と同じ。
59	計装設備	温度、圧力及び水位を計測。	冷却材バウンダリの状態監視、長期冷却確保の観点からのNa 固化防止等のために温度計測が重要。	軽水炉と同じ。
60	原子炉制御室	事故シーケンスのうち被ばく評価上厳しいシーケンスを想定。	事故シーケンス検討と合わせて検討が必要。	軽水炉と同じ。
61	監視測定設備	放射線量測定。	同等の対策が必要。	軽水炉と同じ。
62	緊急時対策所	免震建屋、代替電源、遮蔽・換気設計。 東京電力福島第一原子力発電所事故 相当に耐える居住性。	同等の対策が必要。	軽水炉と同じ。
63	通信連絡を行うために必要な設備	内外との通信手段	同等の対策が必要。	軽水炉と同じ。

表 6 SFR を対象とした重大事故等対処施設の条文構成案

条	現状	修正案
37	重大事故等の防止等	(条文項目は軽水炉と同じ；表 7 参照)
38	重大事故等対処施設の地盤	(軽水炉と同じ)
39	地震による損傷の防止	(軽水炉と同じ)
40	津波による損傷の防止	(軽水炉と同じ)
41	火災による損傷の防止	(軽水炉と同じ)
42	特定重大事故等対処施設	(条文項目は軽水炉と同じ；表 7 参照)
43	重大事故等対処設備	(軽水炉と同じ)
44	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	発電用原子炉を緊急停止するための設備
45	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	削除
46	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	削除
47	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	発電用原子炉を冷却するための設備
48	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	
49	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	原子炉格納容器の損傷を防止するための設備
50	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	
51	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	
52	原子炉格納容器の損傷を防止するための設備	
53	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	(軽水炉と同じ)
54	使用済燃料貯蔵槽を冷却するための設備	(軽水炉と同じ)
55	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	(軽水炉と同じ)
56	原子炉停止システム失敗時に炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するための設備	削除
57	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	(軽水炉と同じ)
58	電源設備	(軽水炉と同じ)

59	計装設備	(軽水炉と同じ)
60	原子炉制御室	(軽水炉と同じ)
61	監視測定設備	(軽水炉と同じ)
62	緊急時対策所	(軽水炉と同じ)
63	通信連絡を行うために必要な設備	(軽水炉と同じ)

表 7 (1/5) 研究開発段階発電用原子炉の設置許可基準と解釈の修正案

研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>(重大事故等の防止等)</p> <p>第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等の外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>(3. 4. 省略)</p>	<p>第 37 条 (重大事故等の防止等)</p> <p>(炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1 第 1 項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故シーケンスグループを設定する。</p> <p>事故シーケンスグループの設定にあたっては、PRA の結果を参照すると共に、以下を参考とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時の炉停止失敗系事象 (ATWS)</p> <ul style="list-style-type: none"> 一次冷却材流量減少時の ATWS (ULOF) 制御棒誤引抜時の ATWS (UTOP) 除熱源喪失時の ATWS (ULOHS) <p>これらの事故シーケンスグループでは、異常な過渡変化時の主炉停止系不動作を想定する。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の崩壊熱除去失敗系事象 (LOHRS)</p> <ul style="list-style-type: none"> 除熱源喪失事象 (PLOHS) 液位喪失事象 (LORL) <p>PLOHS では設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能喪失を想定する。</p> <p>LORL では、原子炉冷却材バウンダリ破損に他の異常が重畳することで一次冷</p>

<p>研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>
	<p>却材の循環に必要な液位が確保できなくなる可能性がある事態を想定する。</p> <p>一次冷却系配管大口径破損事象：一次冷却系配管の瞬時破断を想定する。 炉心局所異常事象：破損規模が拡大しうる局所的な燃料破損や流路閉塞を想定する。</p> <p>(原子炉格納容器の破損の防止)</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは、PRAの結果を参照すると共に、以下を参考として設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ナトリウム噴出燃焼 ・ ナトリウム - コンクリート反応及びデブリ - コンクリート相互作用による水素発生と蓄積燃焼 ・ 漏えいした高温ナトリウムの燃焼及び顕熱、ガス状放射性物質の発熱、燃料デブリ発熱による過熱 ・ 燃料デブリによるベースマット浸食 <p>これらが発現しうる事故シーケンスにおいて、事象発生防止と事象発生時の緩和方策を適切に組み合わせて、原子炉格納容器の破損を防止すること。</p> <p>ナトリウム冷却型高速炉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り、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等、最大反応度体系にないことに配慮した設計とすること。具体的には、原子炉停止システム失敗による炉心損傷を想定しても、原子炉冷却材バウンダリの機能が維持できない機械的エネルギーの発生を防止すること。</p>

研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
	<p>原子炉格納容器外のナトリウムの化学反応（蒸気発生器伝熱管破損に伴うナトリウム-水反応とこれに伴って発生する水素の蓄積燃焼、漏えいナトリウムの噴出燃焼等）によって、原子炉格納容器が破損することがないように、地震・津波等の自然現象、火災等の人為事象に対して原子炉格納容器外のナトリウム内包機器の著しい破損を防止すること。</p>

表 7 (2/5) 研究開発段階発電用原子炉の設置許可基準と解釈の修正案

研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>(特定重大事故等対処施設)</p> <p>第四十二条 工場等には、次に掲げるところにより、特定重大事故等対処施設を設けなければならない。</p> <p>一 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 原子炉格納容器破損を防止するために必要な設備を有するものであること。</p> <p>三 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること。</p>	<p>ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設については、以下に掲げる「発電用原子炉を緊急停止するための設備」「発電用原子炉を冷却するための設備」「原子炉格納容器の損傷を防止するための設備」の対策設備と機能を踏まえ、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって想定される影響に対して、放射性物質の環境放出抑制の観点から効果的な機能と対策を設定すること。</p> <p>原子炉格納容器破損を防止するために必要な設備には、炉心損傷を防止するための設備を含めてよい。</p>

表 7 (3/5) 研究開発段階発電用原子炉の設置許可基準と解釈の修正案

研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>(発電用原子炉を緊急停止するための設備)</p> <p>発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故対処設備によって発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を緊急停止して未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時に緊急炉停止に失敗すると短時間で炉心損傷に至りうるため、重大事故対策として緊急炉停止機能が必要となる。</p> <p>主炉停止系の不作動時にも後備炉停止系による緊急炉停止が可能となるよう、両者の共通要因故障に配慮した設計とする。また、地震時にも挿入性を確保する必要があり、制御棒挿入性について耐震裕度を確保する必要がある。</p> <p>「第 25 条 反応度制御系統及び原子炉停止系統」で 2 以上の独立した系統の設置を求めているが、後備炉停止系に対しては、軽水炉の可溶性毒物による系と同様、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して、その原子炉停止機能に期待していない。後備炉停止系については、軽水炉のほう酸水注入設備 (BWR) や化学体積制御設備 (PWR) と同様、重大事故対処設備としてその機能を評価することが妥当である。</p>

表 7 (4/5) 研究開発段階発電用原子炉の設置許可基準と解釈の修正案

研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>(発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>発電用原子炉を冷却するための系統は、最終的な熱の逃がし場につながる冷却材の循環経路が同時に失われないように、多様性又は多重性及び独立性を有すること。</p> <p>補助冷却設備は、ポンプ、ブロア等の動的機器の多重故障、全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定しても発電用原子炉が冷却できるように自然循環除熱機能を有すること。</p> <p>補助冷却設備の機能喪失要因を同定し、機能喪失を回避するか、または機能回復させるために必要となる設備や手順を整備すること。</p> <p>全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失時の起動・制御等を行うために必要となる電源供給等のために可搬型設備を備えること。</p> <p>原子炉容器を除く1次冷却系の2か所の漏えい等の多重故障で循環に必要な液位が失われないよう、冷却材の流出を抑制するための対策を講じること。</p>

表 7 (5/5) 研究開発段階発電用原子炉の設置許可基準と解釈の修正案

研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>(原子炉格納容器の損傷を防止するための設備)</p> <p>発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時の炉停止失敗事象 (ATWS) からの炉心損傷に対して、原子炉容器内で損傷炉心物質を保持・冷却するための対策を講じること。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に、第二十一条に定める残留熱を除去することができる設備の機能が喪失し、さらに、発電用原子炉を冷却するための重大事故防止設備の機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するための対策を講じること。この対策は、残留熱を除去することができる設備、及び、発電用原子炉を冷却するための重大事故防止設備との共通要因によって機能喪失しないよう配慮されたものであること。</p> <p>もしくは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に、第二十一条に定める残留熱を除去することができる設備、及び、発電用原子炉を冷却するための重大事故防止設備の機能喪失によって炉心の著しい損傷に至った場合において、原子炉容器室に落下した損傷炉心を保持するとともに格納容器の破損を防止するための対策を講じること。</p>

付録 A
委員リスト

No.	氏 名	所 属
1	可児 吉男 (主査)	東海大学 工学部
2	山口 彰	大阪大学 大学院工学研究科
3	山本 章夫	名古屋大学 大学院工学研究科
4	守田 幸路	九州大学 大学院工学研究院
5	木倉 宏成	東京工業大学 原子炉工学研究所
6	島田 裕一	原子力安全推進協会
7	小竹 庄司	日本原子力発電株式会社
8	宮川 高行	日本原子力発電株式会社
9	奥出 克洋	米国サウスウエスト研究所
10	島川 佳郎	三菱 FBR システムズ株式会社
11	糸岡 聡	日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社
12	松宮 壽人	株式会社東芝 電力システム社
13	坂場 弘	三菱重工業株式会社
14	青砥 紀身	(独) 日本原子力研究開発機構
15	三原 隆嗣	(独) 日本原子力研究開発機構
16	久保 重信	日本原子力発電株式会社
17	山野 秀将	(独) 日本原子力研究開発機構
18	磯野 健一	日本原子力発電株式会社
19	高木 直行	東京都市大学 大学院共同原子力専攻

(順不同・敬称略)

付録 B
開催実績

第 1 回 (2013/10/3)	第 2 回 (2013/10/28)	第 3 回 (2013/11/21)
<ul style="list-style-type: none"> • 設置趣意書の確認 • 検討結果の承認プロセス • 規制基準の策定経緯と特徴 • パブリックコメント反映状況の確認結果 • 検討会の論点 • 論点に関する検討例 	<ul style="list-style-type: none"> • 中間報告骨子 (案) • 高速炉の安全設計の特徴 - 軽水炉との比較 - • 今後の検討に向けての提言 • 2014 年春の年会企画セッション提案書 	<ul style="list-style-type: none"> • 性能規定のポイント • 「核燃料施設等の新規制基準に関する検討チーム」における検討内容調査 • 除熱失敗系事象に対する考え方の検討 • PWR と SFR の重大性事故対応の比較
第 4 回 (2013/12/4)	第 5 回 (2013/12/20)	第 6 回 (2014/1/31)
<ul style="list-style-type: none"> • SFR の特徴を考慮した重大事故対策の考え方 • 軽水炉と高速炉のリスクカーブの調査 • PWR と SFR の重大事故対応の比較 • 研開炉規則の個別条文の検討 	<ul style="list-style-type: none"> • 中間報告ドラフト • 2014 年春の年会企画セッション予稿ドラフト • スケジュール案 	<ul style="list-style-type: none"> • 中間報告書 (案) に対するコメント • 今後の議論のポイント • 春の年会 企画セッションについて
第 7 回 (2014/2/24)	第 8 回 (2014/3/17)	
<ul style="list-style-type: none"> • 最終報告書作成方針 	<ul style="list-style-type: none"> • 最終報告書の確認 • 春の年会 企画セッションについて 	

添付①：軽水型発電炉とナトリウム冷却高速発電炉の特徴比較

1. 原子炉施設の特徴

わが国の旧原子力安全委員会の「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」（昭和 55 年 11 月 6 日決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）では、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結果として、「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燃料にプルトニウム－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。」としている。

更に、その別紙「LMFBR の安全設計について」では、上記の特徴に関してより具体的な考慮すべき事項が記載されている。

以上を踏まえて、次に示す観点から SFR と軽水炉の特徴のちがいを整理した。その結果を表 1 に示す。また、SFR と軽水炉のプラント概念図を図 1～3 に示す。

- ・ 原子炉施設の特徴（炉心燃料の特徴、冷却材の特徴、プラントの特徴）
- ・ 異常事象の特徴と防止すべき事項
- ・ 影響緩和設備の特徴（設計基準事象対応）
- ・ 検査性の特徴

各国の SFR の設計概念では、一般的に、1 次系の主要機器を配管で接続したループ型と、単一の容器に収納したタンク型があるが、ここでは、両炉型に共通の事項として整理した。また、革新的設計概念としては、2 次冷却系を削除したものも検討されているが、従来型の 2 次冷却系を有する冷却系を想定した。軽水炉は PWR を対象とした。BWR については、1 次系と 2 次系が蒸気発生器を介して分離されていない点で PWR と系統構成が異なっていることに起因して、蒸気タービン側での冷却材漏えいに対して隔離機能が重要になる等の異なる特徴を有する。

2. シビアアクシデントに関する特徴

炉心燃料、冷却材、プラント構成の特徴に応じて、シビアアクシデントにおいて想定される現象や事象進展に特徴が表れてくる。ここでは、これまでの研究成果として得られている軽水炉及び SFR の炉心損傷後の事象進展を取り扱うレベル 2PSA の知見を参考として、両者のシビアアクシデントに関する特徴を整理した。結果を表 2 に示す。また、両者のシビアアクシデントの現象と進展の概念を図 4～5 に示す。

表 1 安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較（1 / 5）

		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	軽水炉(PWR)
原子炉施設の特徴	炉心燃料の特徴	<ul style="list-style-type: none"> 高速中性子を利用した高出力密度の稠密炉心 冷却材ボイド反応度が炉心中心領域で正となりうる。 通常運転状態において炉心は最大反応度体系ではない。 燃焼に伴う反応度低下が小さい。 燃料要素は高温・高内圧・高照射環境で使用される。 <p>高速中性子束：$\sim 10^{15}n/cm^2s$ 出力密度：$\sim 270MW/m^3$ 炉心燃料体積比：$\sim 34\%$ 燃料要素配列ピッチ：1.2（3角配列） 燃焼度：$\sim 80GWd/t$ 通常時被覆管温度：$\sim 675^{\circ}C$ 通常時燃料温度：$\sim 2300^{\circ}C$</p>	<ul style="list-style-type: none"> 熱中性子を利用した低出力密度 減速材を兼ねる冷却材のボイド係数は負 低温水で満たされた状態で炉心は最大反応度体系となる。 燃焼に伴う反応度低下が大きい。 燃料要素は比較的低温・低照射環境で使用される。 <p>高速中性子束：$\sim 10^{14}n/cm^2s$ 出力密度：$\sim 100MW/m^3$ 炉心燃料体積比：$\sim 30\%$ 燃料要素配列ピッチ：1.3（正方配列） 燃焼度：$\sim 40GWd/t$ 通常時被覆管温度：$\sim 350^{\circ}C$ 通常時燃料温度：$\sim 2300^{\circ}C$</p>
	冷却材の特徴	<ul style="list-style-type: none"> 化学的に活性な液体金属 大気圧における融点・沸点：$98^{\circ}C$・$880^{\circ}C$ 熱伝導率が高い。 不透明 照射によって放射化する。 	<ul style="list-style-type: none"> 化学的に安定な水 沸点：$100^{\circ}C$（大気圧）、$345^{\circ}C$（15.8MPa） 熱伝導率が低い。 透明

表 1 安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較（2 / 5）

		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	軽水炉(PWR)
原子炉施設の特徴	プラントの特徴	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高温・低圧の冷却系（冷却材の減圧沸騰なし） ・ 炉心出入口の温度差大（過渡時の温度変化大） ・ 材料の熱膨張や温度変化に伴う応力、クリープ特性に着目した構造設計 ・ 冷却材漏えいに対して、ガードベッセル等の静的機器で冷却材確保 ・ 冷却材の自然循環による崩壊熱除去がしやすい。 ・ 原子炉容器内に液面を有し、不活性ガスを封入したカバーガスバウンダリを形成 ・ ナトリウムと水との熱交換器となる蒸気発生器を有するため、蒸気発生器伝熱管等漏えいの影響が炉心に直接及ぶことがないように2次ナトリウム系（中間ループ）を設置 ・ 2次系圧力を1次系より高く設定することで、1次/2次バウンダリ破損時にも放射性物質の流出を抑制 ・ 還元雰囲気であり、構造材料の応力腐食割れは発生しない（ナトリウムの純度管理は必要） <p>原子炉冷却材圧力：約 0.2MPa 原子炉出入口温度：529/397℃ 水蒸気系圧力：約 12.5MPa 蒸気発生器出入口温度：483/240℃</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 比較的低温・高圧の冷却系（冷却材の減圧沸騰あり） ・ 炉心出入口の温度差小（過渡時の温度変化小） ・ 内圧による応力に着目した構造設計 ・ 冷却材漏えいに対して、緊急炉心冷却系で注水して冷却 ・ 加圧器を除き基本的には液面なし。原子炉冷却材バウンダリのみで閉じた障壁を形成 ・ 中間ループはなく、1次系が2次系に比べて高圧であり、蒸気発生器伝熱管等漏えいが格納容器バイパスとなりうる。 ・ 水化学管理等により応力腐食割れを防止することが重要 <p>原子炉冷却材圧力：約 15MPa 原子炉出入口温度：325/289℃ 水蒸気系圧力：約 6MPa 蒸気発生器出入口温度：277/220℃</p>

表 1 安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較 (3 / 5)

		ナトリウム冷却高速増殖炉 (SFR)	軽水炉 (PWR)
異常 事象 の 特 徴 と 防 止 す べ き 事 項	炉心出力の 異常	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材ボイド反応度が正であり、冷却材沸騰、炉心への気泡流入を防止する設計が重要 低圧系であり、制御棒の飛び出しは生じない。 炉心の変形等が反応度異常の原因となりうるためこれを防止する設計が重要 	<ul style="list-style-type: none"> 高圧系であり、制御棒飛び出しを防止する設計が重要 キセノンの生成・消滅による出力分布の振動の抑制が必要
	炉心冷却の 異常	<ul style="list-style-type: none"> 1次系の急激な流量喪失と液位喪失を防止する設計が重要 高温・低圧の冷却系であることを考慮した原子炉冷却材バウンダリ破損防止のための構造設計が重要 	<ul style="list-style-type: none"> 1次系の急激な流量喪失と冷却材喪失を防止する設計が重要 比較的低温・高圧の冷却系であることを考慮した原子炉冷却材圧力バウンダリ破損防止のための構造設計が重要
	炉心局所の 異常	<ul style="list-style-type: none"> 炉心が稠密でありかつ燃料の比出力が高いため、異物混入等による局所的な流路閉塞による燃料破損防止が重要 	
	冷却材の化 学反応	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材の液面を覆うカバーガスに不活性ガスを用いて通常運転時の化学反応を防止 漏えい冷却材は空気中で燃焼するため、漏えいの防止が重要 蒸気発生器伝熱管等の破損によりナトリウムと水が接触するとナトリウム-水反応が発生するためこれを防止することが重要 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心が高温化するとジルコニウム-水反応によって水素が発生するためこれを防止することが重要

表 1 安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較（4 / 5）

		ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	軽水炉(PWR)
影響緩和設備の特徴	原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> 少なくとも2系統の制御棒による急速炉停止系を設置（設計基準事故に対しては、そのうち1系統の機能に期待） 	<ul style="list-style-type: none"> 少なくとも1系統の制御棒による急速炉停止系に加えて、化学体積制御系（ホウ酸濃度制御）により炉停止可能とする。（設計基準事故に対しては、制御棒による系統の機能に期待）
	崩壊熱除去	<ul style="list-style-type: none"> 独立したナトリウムループを1次あるいは2次主冷却系に接続し、大気に放熱 冷却材漏えい時を含めて炉停止後の炉心冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリに余熱除去設備から補機冷却設備を介して海水または大気に放熱 余熱除去設備は冷却材漏えい時の低圧注入系として使用する。
	液位確保	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材の減圧沸騰がないので、原子炉冷却材バウンダリ破損に対して、ガードベッセル等の静的機器により液位確保 	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材が減圧沸騰するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ破損に対して非常用炉心冷却系による冷却材注水により冷却材喪失を防止
	冷却材の化学反応抑制	<ul style="list-style-type: none"> 漏えいナトリウムの燃焼抑制のためには、漏えいの早期検出、漏えい量抑制、漏えいナトリウムの酸素との接触防止等の対策が必要 蒸気発生器伝熱管等漏えいについては、漏えいの早期検出、水側ブロー等の緩和設備を設置する。大漏えいに対しては、2次系の圧力開放及びナトリウム-水反応生成物処理を行う設備を設ける。 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材喪失事故に伴い発生する可能性があるジルコニウム-水反応により発生する水素または酸素濃度を抑制するために可燃性ガス制御系を設置する。
(設計基準事象対応)	格納	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内へのナトリウムの漏えい燃焼が格納容器への負荷要因となりうるため、これを抑制 ガス状放射性物質の格納容器内への放出がありうるためこれを格納 ガス状放射性物質の発熱及び機器放散熱に対して格納機能を維持する必要がある。 1次/2次バウンダリ破損に対してインリークとすることで格納容器内2次系配管を格納バウンダリとする。 格納容器配管貫通部等からの漏えいを抑制するためにアニュラスとアニュラス空気浄化設備を設ける。 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材喪失事故に伴い格納容器内に放出される原子炉冷却材の有するエネルギーによって生じる圧力温度に対して格納機能を維持する必要がある。 このため格納容器を耐圧設計とすると共に格納容器スプレイ設備を設置する。 格納容器バイパスを防止するため、格納容器貫通配管に隔離弁を設置 格納容器配管貫通部等からの漏えいを抑制するためにアニュラスとアニュラス空気浄化設備を設ける。

表 1 安全設計概念の特徴に関する軽水炉との比較（5 / 5）

	ナトリウム冷却高速増殖炉(SFR)	軽水炉(PWR)
検査性の特徴	<ul style="list-style-type: none"> ・ ナトリウムが化学的に活性であり、1次系バウンダリの開放が困難 ・ 低温停止時にも系統温度が200℃と高い ・ ナトリウムは不透明 ・ 検査のための人のアクセスと目視による検査ができないため、上記の条件に対応できる遠隔検査技術の開発が必要 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 検査時には原子炉冷却材バウンダリが開放され、系統温度は数十度に低下する。 ・ 水は透明であり視認性が良い。 ・ 人がアクセスして目視検査しやすい。また、バウンダリの体積検査も可能

表2 シビアアクシデントに関する特徴の軽水炉との比較

	ナトリウム冷却高速増殖炉 (SFR)	軽水炉 (PWR)
原子炉容器内事象	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧系であり、バウンダリ破損に対しても冷却材の相変化がなく、ガードベセル等の静的機器で冷却材の保持が可能。 ・ 原子炉停止後は、炉心がナトリウムに浸漬している限り、炉心の著しい損傷は防止される。 ・ 冷却材を循環させてヒートシンク（大気）に放熱することで冷却 ・ 炉停止失敗から短時間で炉心損傷に至る可能性があり、急速炉停止機能の強化が重要 ・ 炉心損傷した場合、冷却材沸騰、燃料コンパクション等による反応度投入に着目される ・ 原子炉容器内での損傷炉心の保持・冷却が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧系であり、バウンダリ破損によって冷却材が減圧沸騰し格納容器内への冷却材流出につながると共に炉心が露出するため注水が必要。 ・ 除熱喪失に対して、炉心冷却のため圧力逃がし操作と注水操作が必要。 ・ 格納容器内雰囲気を除熱するためのヒートシンク（海水）につながるシステムが必要 ・ 炉停止失敗に対して、代替炉停止手段を確保 ・ Zr-水反応、水の放射線分解による水素発生、格納容器内への放出、蓄積燃焼に着目される。発生した水素の再結合、爆燃限界未満とする濃度制限等が必要。
格納容器内事象	<ul style="list-style-type: none"> ・ ナトリウム燃焼：多量のナトリウムが短時間で噴出する場合、圧力上昇によって格納容器が機械的に破損する可能性があるためこれを防止。多量のナトリウムが漏えいして滞留する場合、燃焼熱及び頭熱によって接触する格納容器部材が過熱され熱的に破損する可能性があるためこれを防止。 ・ ナトリウム-コンクリート反応：漏えいしたナトリウムがコンクリートと接触する場合、ナトリウム-コンクリート反応によって水素が発生するため蓄積燃焼を防止。 ・ デブリ-コンクリート相互作用：原子炉容器がメルトスルーした場合、燃料デブリがコンクリートと接触し、コンクリートを浸食すると共に水素が発生するためこれを防止。メルトスルー以前の段階で高温のナトリウム蒸気が充満することとなり、格納容器内の広い 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器がメルトスルーした場合、原子炉容器下部での水蒸気爆発とデブリ-コンクリート反応に着目される。 ・ 格納容器スプレイを備えており、原子炉容器下部への注水も可能。（BWRでは、格納容器内注水を行うためにベントが必要） ・ 炉心損傷時に原子炉容器が高圧状態で破損する場合、熔融燃料が格納容器内に飛散し、雰囲気直接加熱によって格納容器が破損する可能性があるため、高圧熔融シーケンスを防止。 <p style="text-align: center;"><u>基本的に格納容器内で注水・循環させるシステムである。</u> <u>除熱できない場合、格納容器内の圧力が上昇し注水の妨げとなるため、注水と圧力逃がしの両者を備える必要がある。</u></p>

	<p>範囲が高温とナトリウム環境にさらされることとなる。</p> <p>原子炉容器内事象終息によりメルトスルーを防止することが重要</p>	
--	--	--

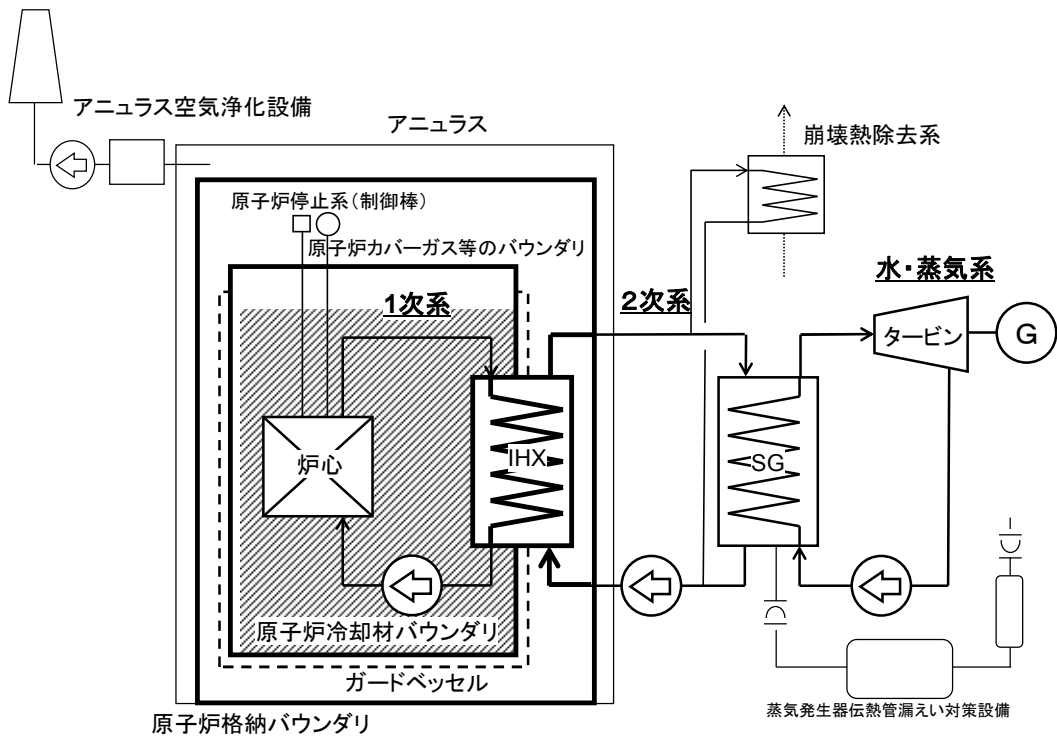


図1 ナトリウム冷却高速増殖炉の安全設備概念

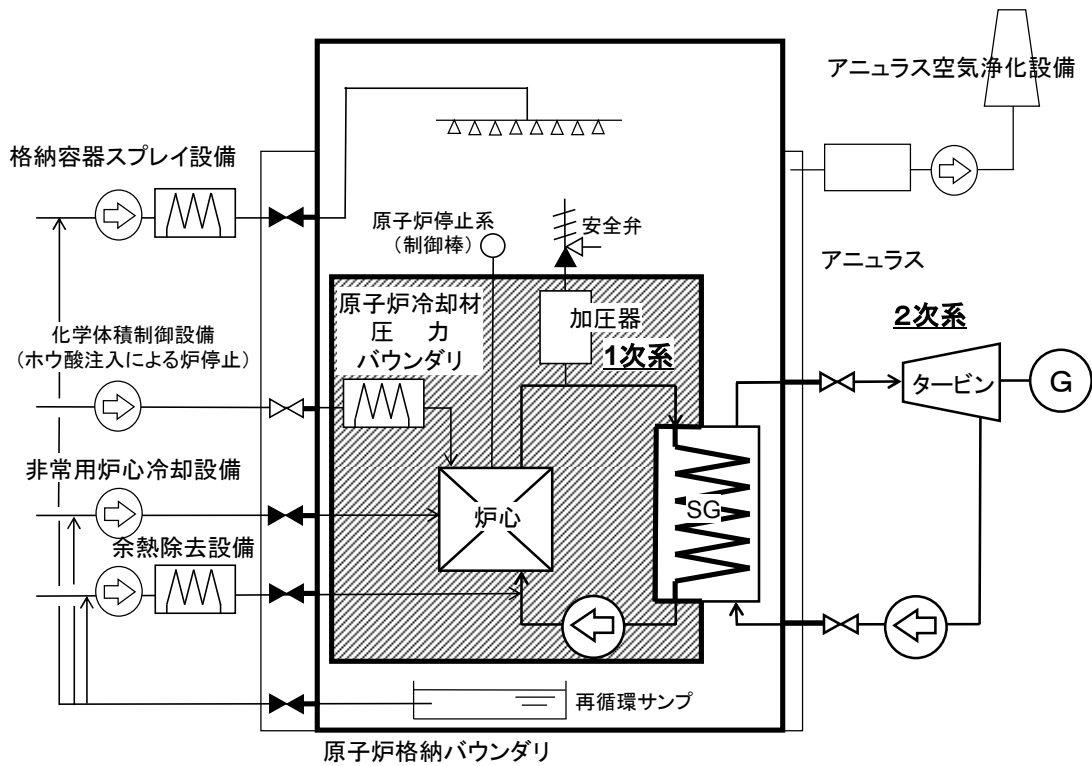


図2 軽水炉(PWR)の安全設備概念

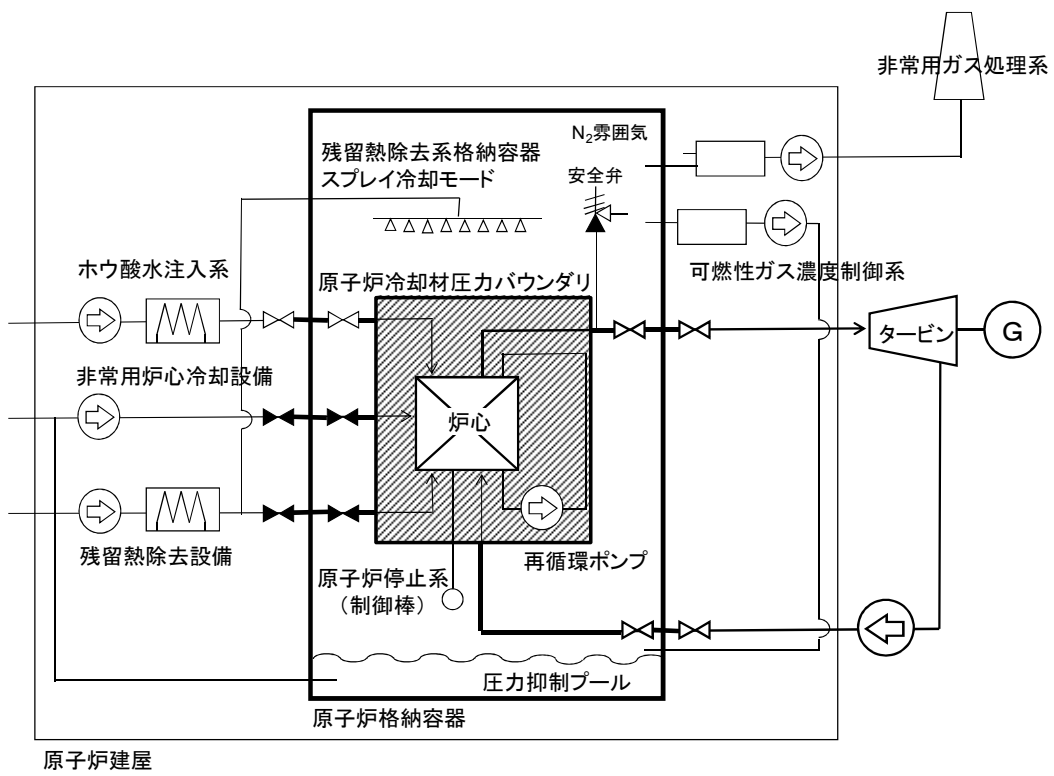


図3 軽水炉(BWR)の安全設備概念

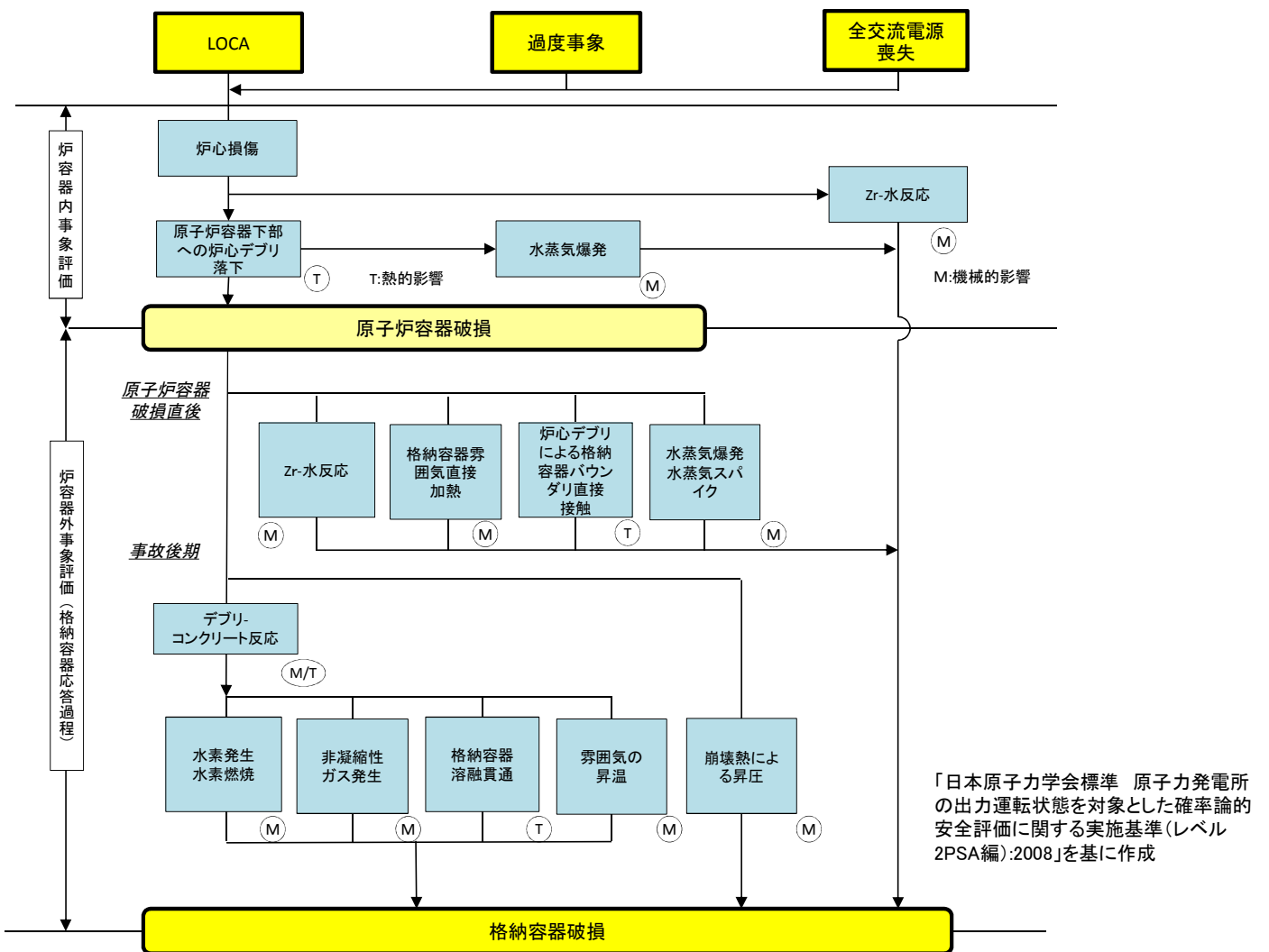


図4 軽水炉のシビアアクシデントの事象進展

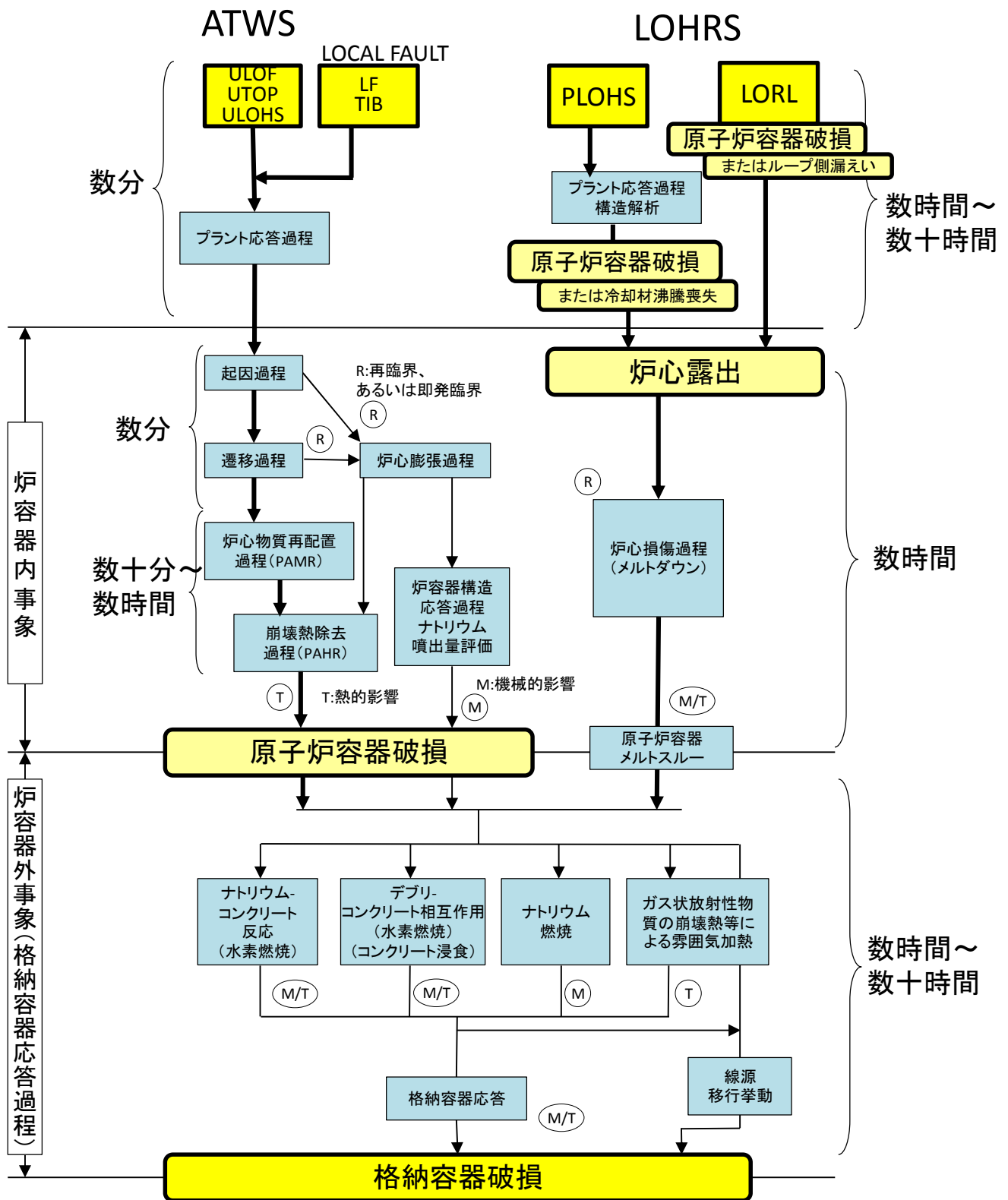


図5 SFRのシビアアクシデント時の物理・化学的な現象

添付②：設計基準対象施設に係る部分で見直しを要する事項について

1. はじめに

本編の表1に示す通り、2013年6月12日の原子力規制委員会本会議にて、「今後、安全審査を行うまでに、パブリックコメントによる意見も含め改めて検討し基準を見直すこととし、今回は修正を行わない」とされたものは、大部分が「第3章 重大事故等対処施設」に係るものであったため、本編ではこれに係る論点に着目して、検討結果を記載している。

ここでは、「第2章 設計基準対象施設」に係る部分について、「新安全基準勉強会」から提出したパブリックコメントを踏まえ、今後見直しを行うべきと判断される主な事項について記載する。

2. ナトリウム冷却型高速炉の特徴の反映

「第2章 設計基準対象施設」に記載された三条から三十六条は、主として旧安全委員会の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全審査指針」を基に作成した発電用軽水炉の基準に対して、ナトリウム冷却型高速炉についての要件を追記する形でまとめられているが、その際、軽水炉とは異なるナトリウム冷却型高速炉の特徴が十分に反映されることが重要である。

具体的には、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に記載されているナトリウム冷却型高速炉の下記のような特徴を十分に踏まえる必要がある。

- 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ため冷却材最高使用温度が沸騰温度より十分低い。
- ② 燃料にプルトニウム-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。

3. 見直しを行うべきと判断される主な事項

ナトリウム冷却型高速炉の特徴の反映という観点で見たとき、現状の基準及び解釈は、主に以下のような点について記載の適正化を図ることが必要と考える。基準の見直しに際しては、これらの点を考慮の上、基準及び解釈が適切に修正される必要があると考える。

(1) ナトリウムの化学活性に対する対策（八条の後に新設）

原子炉冷却材バウンダリまたは二次冷却系統等のナトリウム内包設備からのナト

リウム漏えいが生じた場合に、漏えいナトリウムの燃焼を抑制し、炉心と貯蔵燃料の冷却性を確保する必要がある。このために必要となる検出手段、燃焼抑制手段、原子炉停止等の炉心保護動作等が行える設計と手順が求められる。また、蒸気発生器伝熱管破損に伴い発生するナトリウム水反応が炉心の冷却性を損なうことがないようにする必要がある。このために必要となる検出手段、圧力開放と反応生成物の処理手段並びに原子炉停止等の炉心保護動作等が行える設計と手順が求められる。

ナトリウム漏えい・燃焼については、八条の「解釈」に、「ナトリウム冷却型高速炉については、化学的に活性なナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を考慮する必要がある」との文言が記されている。また、ナトリウム水反応については、それに関連する記載として、二十一条に、「三次冷却材の二次冷却系統への漏えいが生じた場合においても炉心の冷却機能を維持するものとする」との記載がある。

しかしながら、ナトリウム漏えい・燃焼とナトリウム水反応への安全要件は、ナトリウムを冷却材とするナトリウム冷却型高速炉にとって基本的なものであり、これらに関する安全要件を記載した、独立した条項を設けるのが適切と考える。

(2) 燃料集合体の流路閉塞防止（十五条）

ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体は、ラッパ管で1体ごとに冷却材流路が仕切られており、燃料集合体入口あるいは内部で冷却材流路が閉塞すると局所的な冷却材沸騰や被覆管破損を引き起こすおそれがある。

したがって、十五条の中に、これを防止する必要性に関する記載を追記するべきである。

(3) 残留熱を除去する設備（二十一条）

ナトリウム冷却型高速炉の残留熱除去は、一次冷却材が漏えいした場合においても必要な液位を確保する機能と、一次冷却材から最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する機能により達成される。

二十一条の「解釈」に、「一次冷却材が漏えいした場合」の残留熱を除去する機能とは、一次冷却材が漏えいした状態においても、一次冷却材の循環に必要な液位をガードベッセル等の静的な機器で確保し、炉心を冷却する機能をいう」との記載があるが、「液位確保」と「最終ヒートシンクへの熱輸送」は、ともにナトリウム冷却型高速炉の安全設計上重要であるので、「液位確保」に関する要件を「解釈」の中で記述するのではなく、これに関する独立した条項を設けるのが適切と考える。

なお、二十一条には、一次冷却材の二次冷却系統への流出防止に関する記載があるが、これは一次冷却系統への要求であり、一次冷却系に関する条項を設けるか、原子炉冷却材バウンダリ等（十七条）に含めるのが適切である。

また、二十一条には、三次冷却材（水・蒸気）の二次冷却系統への漏えいが生じた場合の炉心冷却機能の維持に関する記載があるが、蒸気発生器伝熱管破損に伴い発生するナトリウム水反応は、当該ループの二次冷却系を用いた残留熱の除去に影響するのみでなく、原子炉格納容器バウンダリの一部を構成する当該ループ一次冷却系統と二次冷却系統の境界となる中間熱交換器の伝熱管等の健全性にも影響するので、それに係わる要件を原子炉格納施設（三十二条）に追記すべきである。

(4) 原子炉格納施設（三十二条）

設計基準事故に対して放射性物質の放散を抑制する機能を有する点は軽水炉と共通である。軽水炉の代表的な設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故では、格納容器内に高温・高圧水が噴出して蒸発し、格納容器内の雰囲気温度と圧力を上昇させる。このため、軽水炉では格納容器内に充満した蒸気を凝縮させて温度・圧力を低減するために格納容器スプレイ系等を備えている。一方、ナトリウム冷却型高速炉では、設計基準事故では漏えいナトリウムを液体のまま保持でき、適切に燃焼抑制を図ることによって格納容器雰囲気の温度・圧力の上昇要因がほとんどなく、格納容器雰囲気の冷却設備を不要とできる。

また、軽水炉では燃料被覆管にジルカロイを用いており、原子炉冷却材喪失事故時には、ジルコニウム水反応によって水素が発生するおそれがあるが、ナトリウム冷却型高速炉ではその要因による水素発生はない。漏えいナトリウムとコンクリートが接触することで水素が発生しうるが、これについては鋼製ライナを敷設すること等によって防止できる。これらのことから、ナトリウム冷却型高速炉においては、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備及び可燃性ガス濃度制御系は必要でない。

三十二条の第7項に記載の「原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備」についてはナトリウム冷却型高速炉を対象外としているが、第9項に記載の「可燃性ガス濃度制御系」についても、ナトリウム冷却型高速炉を対象外とするのが適切である。

二次冷却系統は原子炉格納容器バウンダリを貫通するが、格納容器の内外で閉じており、かつ、一次冷却系統と二次冷却系統の境界となる中間熱交換器の伝熱管等の破損が生じた場合にも一次冷却材の二次冷却系統に流出しないように設計することから、放射化された一次冷却材が格納容器外に漏えいすることはない。蒸気発生器伝熱管破損によって発生するナトリウム水反応による圧力荷重に対して中間熱交換器伝熱管等を含む二次冷却系統のナトリウムバウンダリが破損することがないように設計することで、格納容器外の冷却系統の異常が格納容器バイパスに繋がらないようにできる。以上の設計要求を満足する場合、二次冷却系統に隔離弁を設置することは必須とはならない。また、「もんじゅ」では、二次冷却系統は、格納容器隔離時においても必須の安全機能を果たす補助冷却設備の冷却材循環パスを形成しており、その機能確保の観

点から隔離弁による循環パスの遮断はできない。

三十二条の第 4 項には、「事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合」には隔離弁の設置は必須でないとの記載があるが、「もんじゅ」の二次冷却系統がこれに該当しうることが明確に分かるような記載とすべきである。