

研究開発段階における発電の用に供する原子炉及びその付属施設の位置、構造、及び設備の基準を定める規則（案）とその解釈（案）について

平成 25 年 5 月 9 日

日本原子力学会

新型炉部会 新安全基準勉強会

要 旨

研究開発段階にあるナトリウム冷却型高速炉の安全性確保のための根幹となる設計方針としての妥当性の観点から分析を行った。

基本的考え方として、研究開発段階であることの考慮、炉型の特徴を的確に反映すること、リスク低減効果を重視すること、性能規定化を指向すること、科学的・技術的に合理的な設備対策を可能とすること、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。この考え方に基づき、以下の規則又は解釈に対する個別の修正案とその理由をまとめた。（本紙 12 ページ以降に示す。）

ナトリウムに対する設計上の考慮（条文の新設）

第十五条 発電用原子炉の炉心等（規則）

第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ等（規則）

原子炉冷却材液位の確保（条文の新設）

第二十一条 残留熱を除去することができる設備（規則）

第三十一条 原子炉格納施設（規則）

第三十六条 重大事故等による損傷の防止（規則と解釈）

第四十条 特定安全施設（解釈）

第四十一条 原子炉緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備（解釈）

第四十四条 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（規則）

第四十五条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（解釈）

第四十六条 原子炉格納容器内雰囲気冷却するための設備等（規則）

第四十七条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（規則）

第四十八条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（規則）

第五十一条 使用済燃料貯蔵槽を冷却するための設備等（規則）

第五十二条 工場又は事業所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（解釈）

第五十三条 原子炉停止系統失敗時に格納容器破損を防止するための設備（規則と解釈）

なお、規則案では水冷却炉のみに適用される条文、ナトリウム冷却型高速炉のみに適用される条文、両者に共通して適用される条文が混在しており適用対象の明確化が必要であり、また、用語や技術的細目についても精査する必要があるが、ここでは個別具

体的には指摘しない。また、実用発電炉と共通すると思われる事項については検討対象外とした。

1. 基本的考え方

(1) 研究開発段階であることの考慮

炉型や研究開発段階かすでに実用化されているかに関わらず、原子炉施設に求めるべき基本要件は共通化すべきである。このことは、性能規定化を指向することとも通ずる。

ただし、研究開発段階にある原子炉施設においては、技術の成熟化を図っていく途中段階にあり、実験段階において基礎的技術が習得されているものの、出力規模の大型化や発電設備の設置等、新たな開発要素を加えて設計・建設が行われている。世界的にみれば、ナトリウム冷却高速炉の建設・運転経験は蓄積されてきてはいるが、個々のプラントをみれば、それぞれ独自に開発が行われてきており、それぞれに特有の機器設計となっている。研究開発段階においても安全性の確保は必須であり、実用発電炉と同等のレベルの安全性を求めるべきであろう。ナトリウム冷却高速炉については、これまでに世界的に安全研究が展開されてきており、研究開発段階であることも考慮して許認可において設計基準を超える炉心損傷事象がとり扱われてきており、重大事故に対する対策もある程度取り入れられてきているが、実用軽水型発電炉に比べて運転経験が少ないことから、公衆リスク低減の観点から、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、有効な対策を今一度よく吟味することが重要である。

研究開発段階炉を対象とする安全基準もまた、対象とする原子炉施設の技術の進歩とともに成熟させていくべきものであり、柔軟な運用を可能とする基本的規定の策定に重点をおくべきである。

関連箇所：第三十六条、第五十三条

(2) 炉型の特徴を的確に反映すること

今回の新規規則案の最大の特徴は、重大事故に対処するための設備と手順（手順については別基準）に関する規則を大幅に取り入れたところにある。

それらの設備要求は、既設の軽水型発電炉である東京電力福島第一原子力発電所事故の経験に基づいて設定されているように見受けられる。既存軽水炉においても具体的な設計対策はBWRとPWRで異なり、実用発電炉規則案の解釈では、条文によってはBWRとPWRで異なる要求内容が記載されている。ナトリウム冷却高速増殖炉は、軽水炉と異なる様々な特徴を有しており、設計基準事故対策のみならず、重大事故対策においてもその設計上の特徴にマッチした要件である必要がある。なお、当規則案とその解釈は、当面はナトリウム冷却高速増殖原型炉「もんじゅ」を対象として定められるものと考え

られるが、実用化を目指したより革新的なナトリウム冷却高速増殖炉概念が審査対象となる場合には、「もんじゅ」と異なる特徴に応じた規制内容とする必要があり、必要に応じ見直しを行うことが適当である。

添付にナトリウム冷却型高速炉の安全設計の特徴を軽水炉と比較して示す。

関連箇所：第十五条、第十七条、第二十一条、第三十一条、第四十条、第四十一条、第四十四条、第四十五条、第四十六条、第四十七条、第四十八条、第四十九条、第五十条、第五十一条、第五十二条、第五十三条、新設条文（ナトリウムに対する設計上の考慮（第八条のあと）、原子炉冷却材液位の確保（第二十条のあと））

(3) リスク低減効果を重視すること

一般の新基準によって原子炉施設の安全性が向上することが期待されるが、絶対安全を保証するものではない（リスクはゼロとはならない）ことは受け入れなければならない事実である。規制委員会では、確率的な指標である安全目標を検討しているところであり、安全目標を参照し原子力安全の持続的な向上に取り組むとの考え方は妥当である。従来シビアアクシデント対策については、設置者の自主的努力として PRA を実施し、その結果に基づいて事故管理方策の検討が行われてきている。今回、重大事故対策を含めて規制対象となるが、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、リスク低減効果を重視して判断すべきである。

この際、安全設計の基本的考え方である深層防護とのバランスを考慮することもまた重要である。深層防護は幾重にも設計対策を施すことを求めるが、深層防護のレベルの数だけ異なる対策設備を備えなければならないことには必ずしもならない。より厳しいプラント状態への進展の可能性や各々の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、設備や事故管理方策の良し悪しを判断する必要がある。このような考え方は、米国 NRC の「A Proposed Risk Management Regulatory Framework」（2012 年 4 月）にみられる。

関連箇所：第三十六条、第三十七条、第四十条、第四十一条、第四十四条、第四十五条、第四十六条、第四十七条、第四十八条、第四十九条、第五十条、第五十一条、第五十二条、第五十三条

(4) 性能規定化を指向すること

規則案で提示されている要件を達成する手段としては様々な方法が考えられ、どのような手段を選択するかは設置者の判断にまかせ、方策の選択肢を狭めるべきではない。解釈にあくまで例として具体的な設備名を記載することがあって良いが、特定の仕様の設備を備えることを必須とすべきではなく、規則としては、実効的に設備が果たすべき

性能のみを規定すべきである。

関連箇所：第三十六条、第三十七条、第四十条、第四十一条、第四十四条、第四十五条、第四十六条、第四十七条、第四十八条、第四十九条、第五十条、第五十一条、第五十二条、第五十三条

(5) 科学的・技術的に合理的な設備対策を可能とすること

重大事故に対応するためには、設計基準対処設備の通常とは異なる運用や機能回復の考慮、安全設備ではない常設設備の活用を含めて、使用可能なものは最大限活用できるようにすると共に、追加設備が新たなトラブル要因となったり本来の安全機能に悪影響を与えることがないようにすることが重要である。例えば、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シンプル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。この場合、自然循環機能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規則とすべきである。

関連箇所：第三十六条、第三十七条、第四十条、第四十一条、第四十四条、第四十五条、第四十六条、第四十七条、第四十八条、第四十九条、第五十条、第五十一条、第五十二条、第五十三条

(6) 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

将来の革新炉に適用する規則等については、具体的にそのような申請がありうる段階で検討すればよいが、革新炉では、設計段階から重大事故が考慮され対策があらかじめ設計に組込まれることが予想される。例えば、ガードベッセルが格納機能の一部を担う設計とし、炉心損傷時にも原子炉容器内あるいはガードベッセルで保持・冷却できる設計が考えられ、このような革新的な設計にマッチした見直しを行うことができる柔軟性を確保しておくことが必要である。

関連箇所：第三十六条、第三十七条、第四十条、第四十一条、第四十四条、第四十五条、第四十六条、第四十七条、第四十八条、第四十九条、第五十条、第五十一条、第五十二条、第五十三条

2. 設計基準に対する規則

第十五条から第三十一条は、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」をもとに作成した実用発電用原子炉の規則案に対して、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を反映して修正を加えているものと考えられる。基本的には、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の別紙に記載されている「LMFBRの安全設計について」を反映しているものと思われるが、その網羅性及び指摘されているナトリウム冷却高速炉特有の設計上の特徴を踏まえて反映すべき事項の妥当性について検討した。

以下のいくつかの点においては、見直すべきと判断する。規則又は解釈に対する個別の修正案とその理由を12ページ以降に示す。

(1) 燃料集合体の流路閉塞防止（第十五条）

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のでこれを防止する必要がある。

(2) ナトリウムの化学的活性に対する対策（新設（第八条のあと））

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。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、破損拡大の抑制手段、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。これらは、ナトリウムを冷却材とする場合の基本的な安全要件であり、独立した条項を設けるべきである。

(3) 残留熱を除去する設備（第二十一条）

ナトリウム冷却高速炉の残留熱除去設備は、大気を最終ヒートシンクとし、一次冷却系統に接続したナトリウムを冷却材とする閉回路を構成している。したがって、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備を兼ねる。その機能は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉停止後に炉心を冷却することである。この設備自体に一次冷却材漏えい時の液位確保機能や通常運転時の液位調整機能はない。一次冷却材漏えい時の液位確保機能は、ナトリウム冷却高速炉の安全設計上重要であり、これに関する独立した条項を設けるべきである。また、原子炉カバー

ガスの流入防止と一次冷却材の二次冷却系統への流入防止については、一次冷却系統への要求であり、一次冷却材系に関する条項を設けるか、原子炉冷却材バウンダリ等に含めるのが適当である。

(4) 原子炉格納施設（第三十一条）

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、格納容器内に充満した蒸気を凝縮させて圧力温度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で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、設計基準事故では、希ガスを除いて放射性物質が格納容器雰囲気に充満する状況とはならず、軽水炉の格納容器スプレイ系に相当する設備は不要とできる（軽水炉においても同設備は希ガスに対しては効果はない）。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恐れがあるが、ナトリウム冷却高速炉では発生しない。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、ナトリウム冷却高速炉においては、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い。

二次冷却系統は原子炉容器格納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が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つな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。「もんじゅ」では、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。

3. 重大事故に対する規則

東京電力福島第一原子力発電所の事故は、軽水炉の重大事故対策を検討する上で貴重な情報をもたらしており、実用発電用原子炉の規則はこれを踏まえたものとなっている

る。ナトリウム冷却高速炉の重大事故対策においても、その設計上の特徴を踏まえて効果的な対策を設定する必要がある。その運転経験が僅少であることから「もんじゅ」の安全審査において、「事故」よりさらに発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象」の評価が行われており、重大事故に対する対策もある程度取り入れられている。また、JAEA、JNES で PSA が実施されており、重大事故に至る事象シーケンスと重大事故時の炉心損傷進展に関する諸現象が分析されている。ただし、冒頭で指摘したように研究開発段階にある原子炉施設に対しては、慎重なリスク分析が必要である。また、これまでの検討は内的事象を対象とした場合が中心であり、厳しい外的事象を考慮した場合に必要な対策は何かとの視点での検討も必要である。以上を背景として、ナトリウム冷却高速炉の重大事故対策としての基準（規則）の妥当性について検討した。

規則又は解釈に対する個別の修正案とその理由を 20 ページ以降に示す。

(1) 重大事故等による損傷の防止（第三十六条）

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」においては、「事故」よりさらに発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象」の評価が求められており、「もんじゅ」の安全審査では、以下の事象が取り上げられている。

- 局所的燃料破損事象
- 集合体内流路閉塞事象
- 一次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
- 制御棒誤引抜時反応度抑制機能喪失事象

これらのうち前者 3 事象は、結果的に炉心の著しい損傷防止となっているのに対して、後者 2 つは、重大事故であり放射性物質の放散抑制となっている。

これらの事象を想定事象選定の際に参照することは当然必要であるが、以降の PRA 研究の知見も踏まえて慎重に判断する必要がある。

実用発電炉に対しては、これまでに個別プラントに対して実施された PRA の結果を分析して、幾つかの個別事故シーケンスグループが設定されているが、これは、国内外の多数の発電用軽水型原子炉の運転経験と PRA 研究に裏打ちされたものと理解されるが、類似の原子炉施設がほとんどない研究開発段階炉にあつては、申請者が事故シーケンスグループを十分吟味して提示し、その妥当性について慎重に審査すべきである。

(2) 重大事故対処設備（第三十七条）

後述のように、ナトリウム冷却高速炉の特徴から、動力源を必要とせず冷却材の自然循環で残留熱を除去することが可能である。このため、この機能を有効に活用できる規則とすべきであり、必ずしも冷却系統そのものの増設を求めのではなく、自然循環機能が喪失する原因（例えば空気冷却器ダンパ開失敗）を同定して喪失を回避するか、

または機能回復させるために必要となる設備や操作、設計基準事故時には活用しない蒸気発生器やメンテナンス冷却系（定期検査等の原子炉が停止状態にある時に使用）を代替冷却手段として活用するために必要となる設備や操作を含めるべきである。また、損傷炉心を原子炉容器内で保持できる場合、これらの冷却設備は重大事故緩和設備としても機能しうる。このように、残留熱除去設備については、設計基準事故対処設備が重大事故防止設備及び重大事故緩和設備としても機能しうる点に考慮した規則とすべきである。

第四十六条から第五十条の格納容器内事象に対処するための規則については、「もんじゅ」では、動的機器の効果に期待することなく、炉心燃料量に比して大型の格納容器で閉じ込める設計となっている（単位熱出力あたりの格納容器体積は、最新 PWR の 7 倍強）。このため、新たな設備導入の要否については、重大事故の進展との関連において格納容器の耐性と導入設備の効果を十分検討した上で判断すべきであり、現時点では必須とすべきではない。

(3) 特定安全施設（第四十条）

「格納容器破損を防止するために必要な設備」の具体的内容については、重大事故の進展との関連において格納容器の耐性と導入設備の効果を十分検討した上で判断すべきである。

補助冷却設備の空気冷却器は原子炉補助建屋の高所に設置されており、故意の大型航空機の衝突に対して機能喪失する可能性があるため、これを考慮した対策とする必要がある。

(4) 原子炉緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備（第四十一条）

「もんじゅ」では、主炉停止系に加えて後備炉停止系が設置されており、後備炉停止系は主炉停止系の代替緊急炉停止手段となる。後備炉停止系は、主炉停止系の機能喪失時にも機能する必要があるため、両者の共通要因故障に配慮した設計とする必要がある。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。

(5) 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（第四十四条）

(6) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（第四十五条）

一般に、「もんじゅ」の補助冷却設備に相当するナトリウム冷却高速炉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二次ナトリウムによる閉ループで構成される。したがって、「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」と「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」は、同じ意味合いであって、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。

ナトリウム冷却高速炉の冷却は、軽水炉のように注水によるのではなく、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、ポンプやブロー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。

「もんじゅ」の場合は、これらは二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。一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ー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。

残留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ー開失敗、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。

ナトリウム冷却高速炉では、全ての除熱手段の喪失を想定した場合にも、原子炉冷却材バウンダリの破損やナトリウムの沸騰に至るまでには時間的余裕が十分にあり（JNES の評価例では約 20 時間）、上記の失敗回避操作を実行することは十分可能と考えられる。

したがって、「設計基準事故対処設備の原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及びそれにより発生する格納容器破損を防止するため、原子炉を冷却するために必要な設備」には、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操作、設計基準事故時には活用しない蒸気発生器やメンテナンス冷却系（定期検査等の原子炉が停止状態にある時に使用）を代替冷却手段として活用するために必要となる設備や操作を含めるべきである。

補助冷却設備は、原子炉補助建屋の高所に配置されるため津波の影響を受けにくく、十分な耐震設計を施すことで津波を随伴する厳しい地震に対しても有効な残留熱除去手段となりうる。この反面、故意の大型航空機の衝突に対して機能喪失する可能性があるため、これを考慮した対策とする必要がある。

(7) 原子炉格納容器内雰囲気冷却等するための設備（第四十六条）

前述のように、ナトリウム冷却高速炉においては、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、格納容器内雰囲気の温度・圧力が上昇する事象はなく、第四十六条 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・冷却されうるが、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、ナトリウム噴出抑制対策とともに、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。除熱失敗系事象については、溶融燃料からの熱負荷によって原子炉容器が溶融貫通し、原子炉容器室に溶融燃料が落下する状況が想定される。この場合原子炉容器室は高温にさらされるが、格納容器床上雰囲気温度・圧力の上昇は軽微にとどまる可能性があり、格納容器外表面からの自然放熱で格納容器の健全性が維持できる可能性がある。ただし、ナトリウム-コンクリート反応等によって発生する水素の拡散燃焼が生じる可能性があり、その効果も踏まえて定量的な評価を行う必要がある。

(8) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第四十七条）

除熱失敗によって原子炉容器室に溶融燃料が落下した場合、崩壊熱や水素の蓄積あるいは燃焼等によって格納容器雰囲気温度・圧力が異常に上昇した場合の対策として、格納容器雰囲気をベントしたり、外部で冷却・浄化して循環させたりすることが考えられるが、その必要性和有効性・実現性について十分検討する必要がある。

なお、軽水炉では格納容器内に注水を行うために、格納容器雰囲気を減圧する必要がありベントの必要性が高いが、ナトリウム冷却高速炉では、格納容器内への注水は行わないので冷却の観点からのベントは必須とはならない。

(9) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（第四十八条）

除熱失敗によって原子炉容器室に溶融燃料が落下した場合の冷却についても、原子炉容器室の床コンクリートの熱容量及び堆積物上面からの放熱で崩壊熱を吸収できる可能性がある。ナトリウム-コンクリート反応については、反応界面に反応生成物が堆積することによりある程度反応が進行したところで自然に反応が停止する効果が期待できる。デブリ-コンクリート相互作用は高温の燃料デブリによるコンクリートの高温熱分解反応と考えられており、現象を主に支配するのは崩壊熱と周囲への放熱効果である。コンクリート浸食深さと発生水素量を定量化する上では、ナトリウムの冷却効果も考慮して評価することが重要である。

(10) 水素爆発による格納容器破損を防止するための設備（第四十九条）

軽水炉と同様、水素濃度制御設備の要否は、蓄積する水素量と格納容器自由空間体積の関係を定量的に評価した上で判断すべき。ナトリウム冷却高速炉では、水素発生はナトリウムが多量に漏えいしてコンクリートと接触した場合に生じ、ナトリウムミスドが水素と共存した状態となるため、拡散燃焼が生じて水素が消費される効果があるため、これも考慮に入れることを検討すべき。

(11) 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（第五十条）

格納容器内で水素が発生する状況においては、格納容器アニュラス部に水素が漏えいしてくる可能性があるため、可否を含めた対策を検討する必要がある。

(12) 使用済燃料貯蔵槽を冷却するための設備（第五十一条）

EVSTにおいて大規模漏えいは、同容器が密閉構造であることから極めて発生しがたい。水プールは液面が解放となっているため、地震時のスロッシングによって大規模な漏えいが生じうるが、EVSTではその心配はない。EVSTは耐震裕度を十分確保した設計である必要がある。

(13) 工場又は事業所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第五十二条）

ナトリウム冷却高速炉は施設内に多量のナトリウムを内包しているため、格納容器破損又は貯蔵槽内燃料破損にいたった状況において放水する場合、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。

(14) 原子炉停止系統失敗時に格納容器破損を防止するための設備（第五十三条）

ナトリウム冷却高速炉が研究開発段階にあることを考慮すれば、その格納機能については十分な保守性を考慮して機能が維持されることを確認しておくことが妥当である。その炉心特性を考慮すれば、短時間で即発臨界となり機械的エネルギーが放出されるおそれがある炉心損傷事象を想定しても、格納容器が破損して早期大規模放出とならないことを確認することが重要である。機械的エネルギー発生と格納容器応答の評価においては、緩和効果をもたらす物理機構や設計方策の効果を適切に評価するべきである。

設備対策例としては、炉心損傷時に著しい機械的エネルギーの発生を抑制するとともに（ボイド反応度抑制）、機械的エネルギーに対する原子炉冷却材バウンダリ機能が維持できること（原子炉容器の歪制限）、原子炉容器ルーフからのナトリウムの噴出を抑制すること（回転プラグ締め付け力強化）、損傷炉心を原子炉容器内で保持・冷却することが挙げられる（原子炉容器内の受け皿設置）。機械的エネルギー発生の抑制の程度は、原子炉冷却材バウンダリ構成機器の破損限界を下回ればよく、原子炉冷却材バウンダリ構成機器の強度に依存する。

以 上

<p><u>第九条</u> <u>(新設)</u></p>	<p><u>ナトリウムに対する設計上の考慮</u></p>
<p><u>(規則の修正案 (第八条の次に追加))</u></p> <p><u>第八条の二 ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設は、ナトリウムを内包する系統および機器の破損の防止、破損の検知ならびに破損時のナトリウムと空気、水等との化学反応またはその化学反応生成物の影響の緩和を適切に行える設計であること。</u></p> <p><u>2 ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設は、原子炉施設内部で発生が想定されるナトリウムを内包する系統および機器の破損にともなう化学反応または化学反応生成物の影響により、当該発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがないものでなければならない。</u></p> <p><u>3 ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設は、ナトリウムの凍結により当該発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがないものでなければならない。</u></p>	
<p>(修正案の理由)</p> <p>ナトリウム燃焼に関する記載の追加。 ナトリウム冷却型高速炉に特有の重要な事項であり、「規則」として明記する必要がある。</p>	

第十五条	発電用原子炉の炉心等
<p>(規則の修正案)</p> <p>5 燃料集合体は、次に掲げるものでなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 通常運転時の発電用原子炉内において最高使用圧力、自重、附加荷重等に耐えるものとする。 二 輸送中及び取扱中において著しい変形を生じるおそれがないものとする。 三 一次冷却材としてナトリウムを用いる場合には、燃料被覆管の内圧によるクリープ歪み及び中性子照射による膨張により生ずる変形により炉心の冷却機能を損なうおそれがないものとする。 <p>6 燃料集合体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材等は、一次冷却材若しくは二次冷却材の循環、沸騰等（三次冷却材を有する場合には、三次冷却材の循環、沸騰等を含む。）により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないものでなければならない。</p> <p><u>7 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、炉心支持構造物等の設計と相まって、集合体での冷却材流路の閉塞を防止し得る設計であること。</u></p>	
<p>(修正案の理由)</p> <p>燃料集合体の流路閉塞の防止は、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に記載されており、規則として明示するべき。</p>	

第十七条	原子炉冷却材圧力バウンダリ等
<p>(規則の修正案)</p> <p>第十七条発電用原子炉施設(ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設を除く。)には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器(安全機能を有するものに限る。)を設けなければならない。</p> <p>一通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加等に耐えるものとする。</p> <p>二原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有するものとする。</p> <p>三通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないようなじん性を有するものとする。</p> <p>四原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。</p> <p>2 ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等バウンダリを構成する機器(安全機能を有するものに限る。)を設けなければならない。</p> <p>一通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力等に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないものとする。</p> <p>二通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないようなじん性を有するものとする。</p> <p>三原子炉冷却材バウンダリからの一次冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。</p> <p>四原子炉カバーガス等バウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する装置を有するものとする。</p> <p><u>3ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、一次冷却系統を設けなければならない。</u></p> <p><u>一 通常運転時に発電用原子炉の液位を調整できるものとする。</u></p> <p><u>二 原子炉カバーガスが炉心内に流入するおそれがないものとする。</u></p> <p><u>三 一次冷却材が二次冷却系統(二次冷却材が循環する回路をいう。)に漏れないものとする。</u></p> <p><u>3 四 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等バウンダリには、ナトリウムを液体の状態に保つことができること設備を設けなければならない。</u></p>	
<p>(修正案の理由)</p> <p>第二十一条「残留熱を除去することができる設備」2項二、三、四は一次冷却系統に関する要求であり、原子炉冷却材圧力バウンダリ等の関連事項として第十七条に含めるのが適切である。</p>	

<p><u>第二十一条</u> <u>(新設)</u></p>	<p><u>原子炉冷却材液位の確保</u></p>
<p><u>(規則の修正案 (第二十条の次に追加))</u></p> <p><u>第二十一条 ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設では、冷却材循環による熱除去を確実にするため、原子炉冷却材の容積変化を十分考慮して、原子炉冷却材液位を制御するための対策を講じ、運転状態においては定められた設計限界よりも液位が低下することなく、設計基準事故状態においても燃料の冷却が維持される液位を確保することができる設備を設けなければならない。</u></p>	
<p>(修正案の理由)</p> <p>ナトリウム冷却型高速炉の特性に合わせた条文を追加する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第二十条の「解釈」には、「軽水炉と異なり構造上、残留熱を除去するために必要な原子炉容器液位を下回って原子炉冷却材が喪失しない設計であるため、冷却材を補給する必要が無いため当該条項は規定せず、残留熱を除去する系統で担保」とある。 ・ ナトリウム冷却型高速炉の特性を意識した文言と思われるが、この記載は不正確。原子炉冷却材の液位確保は、ナトリウム冷却型高速炉の固有の特性のみにより達成されるものではなく、ガードベッセル等の対策設備や、一次冷却材が二次冷却系統に漏れないような系統設計などにより担保されるもの。 ・ また、原子炉冷却材の液位確保は、ナトリウム冷却型高速炉の崩壊熱除去のための極めて重要な要件であり、他の条項の中にもぐりこませるのではなく、独立した条項として明確に記載すべき。 	

第二十一条	残留熱を除去することができる設備
<p>(規則の修正案)</p> <p>第二十一条 発電用原子炉施設（ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設を除く。）には、発電用原子炉を停止した場合に発電用原子炉の炉心の健全性を維持するために必要なパラメータを超えないようにするため原子炉容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全機能を有するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p><u>2 ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設には、一次冷却材漏えい等の設計基準事象を含めて発電用原子炉を停止した場合に発電用原子炉の炉心及び原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータを超えないようにするため原子炉容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全機能を有するものに限る。）を設けなければならない。</u></p> <p><u>次に掲げるところにより、原子炉容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全機能を有するものに限る。）を設けなければならない。</u></p> <p><u>一 発電用原子炉を停止した場合及び一次冷却材を喪失した場合に発電用原子炉の炉心の健全性を維持するために必要なパラメータを超えないものとする。</u></p> <p><u>二 通常運転時に発電用原子炉の液位を調整できるものとする。</u></p> <p><u>三 原子炉カバーガスが炉心内に流入するおそれがないものとする。</u></p> <p><u>四 一次冷却材が二次冷却系統（二次冷却材が循環する回路をいう。）に漏れないものとする。</u></p> <p><u>五 三次冷却材（二次冷却材の熱を熱交換器により取り出すための流体をいう。）の漏えいが生じた場合においても発電用原子炉の炉心の冷却機能を維持するものとする。</u></p>	
<p>(修正案の理由)</p> <p>本条項の記載を軽水炉とほぼ同じとするが、一次冷却材漏えいを含む設計基準事象においても機能することを明記。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・一～五の記載には、原子炉冷却材液位確保失敗の防止に関わる要求があるが、その要求については、独立した条項として記載すべき（第二十一条（修正案））。 ・二～四については、一次冷却系に関する要求である。「第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ等」の中に含めるのが適切。 ・五については、蒸気発生器伝熱管破損時の一次・二次バウンダリ健全性確保に関わる重要な要件であるが、これは、「第三十一条 原子炉格納施設」の中で明記することが適切。 	

(規則の修正案)

- 第三十一条 原子炉格納容器は、一次冷却系統に係る施設の損壊又は故障の場合において漏えい率が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないようにするため、想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力等に十分に耐えることができ、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないものでなければならない。
- 2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないようにじん性を有するものでなければならない。ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設にあっては、蒸気発生器伝熱管破損時に想定される圧力荷重に対する耐性を有するものでなければならない。
- 3 原子炉格納容器を貫通する配管には、隔離弁を設けなければならない。ただし、計測又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りではない。また、計測又は制御棒駆動装置に関連する配管以外の配管においても、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りではない。
- 4 主要な配管に設ける原子炉格納容器隔離弁（事故の収束に必要な系統の配管を除く。）は、設計基準事故時に隔離機能の確保が必要となる場合において、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有するものでなければならない。
- 5 発電用原子炉施設~~（ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設を除く。）~~には、次に掲げるところにより安全機能を有する隔離弁を設けなければならない。
- 一 原子炉格納容器に近接した箇所に設置するものとする。
 - 二 原子炉格納容器内に開口部がある配管又は原子炉冷却材圧力バウンダリ （ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設では、原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリ） に接続している配管のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていないものにあつては、原子炉格納容器の内側及び外側にそれぞれ一個の隔離弁を設けるものとする。この場合において、その一方の側の設置箇所における管であつて、湿気等によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるものにあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に二個の隔離弁を設けることができる。
 - 三 前号の配管のほか、原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じているものにあつては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、原子炉格納容器の内側に一個の隔離弁を設ける場合においては、その設置が妥当なものであること。
 - 四 圧力開放板を設ける配管が妥当なものであるときは、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された一個の隔離弁を設けることができる。
 - 五 閉止後において駆動動力源が喪失した場合でも隔離機能を失われないものとする。

6 ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより隔離弁を設けなければならない。

一 原子炉格納容器に近接した箇所に設置するものとする。

二 原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じているものにあつては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、原子炉格納容器の内側に一個の隔離弁を設ける場合においては、その設置が妥当なものであること。

三 圧力開放板を設ける配管が妥当なものであるときは、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された一個の隔離弁を設けることができる。

四 閉止後において駆動動力源が喪失した場合でも隔離機能を失わないものとする。

6 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の**安全健全性**に支障が生ずることを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（安全機能を有するものに限る。以下「格納容器熱除去設備」という。）を設けなければならない。なお、ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設で、一次冷却系統等に係る施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が原子炉格納容器の健全性に支障を及ぼさないことが確認された場合にあつては、その限りではない。

7 格納容器熱除去設備は、当該設備を構成する機器の単一故障が生じ、及び外部電源が喪失した場合においても、当該系統の安全機能が維持できるものであること。

8 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、放射性物質の濃度を低減させるため、原子炉格納施設内の雰囲気浄化系（安全機能を有するものに限る。）を設けなければならない。

9 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る施設の損壊又は故障の際等に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の**安全健全性**に支障を生ずるおそれがある場合は、水素及び酸素の濃度を抑制するため、可燃性ガス濃度制御系（安全機能を有するものに限る。）を設けなければならない。

10 原子炉格納施設内の雰囲気を制御する系統は、当該系統を構成する機器の単一故障が生じ、及び外部電源が喪失した場合においても、当該系統の安全機能が達成できるものであること。

(修正案の理由)

ナトリウム冷却型高速炉に関する記載を下記の観点からの修正。

- ①蒸気発生器伝熱管破損時の一次・二次バウンダリ健全性確保に関わる要件を記載。
- ②破損しても原子炉格納容器隔離機能に影響がない系統（二次冷却系）の配管に対しては、隔離弁設置を要件としないことを明記。
- ③「格納容器熱除去設備」が、必須ではないことを明記。

・第三十一条：「漏えい率が」は不要。削除。

- ・第三十一条：「地震力」を「地震力等」に修正。地震以外の外的要因も考慮すべきと考えられるため。
- ・ 2：上記①の関連。蒸気発生器伝熱管破損時の一次・二次バウンダリ健全性確保に関わる要件を明記するため、「また、ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設にあっては、蒸気発生器伝熱管破損時に想定される圧力荷重に対する耐性を有するものでなければならない」との文言を追記。
- ・ 3：上記②の関連。特にナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設にあっては、一次冷却材が二次冷却系統に漏れないように設計するので（第十七条の規則に対するコメント参照）、原子炉格納容器を貫通する配管である二次主配管等を通じての原子炉格納容器バイパスが生じる怖れがない。そのため、「計測又は制御棒駆動装置に関連する配管以外の配管においても、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りではない。」との文言を追加。
- ・ 5：軽水炉向けの記載とナトリウム冷却型高速炉向けの記載は、ほぼ同じであることから、ひとつにマージ。
- ・ 6：上記③の関連。ナトリウム冷却型高速炉では「格納容器熱除去設備」が必須ではないと考えられるため、その旨を追記。また、原子炉格納容器の「安全性」を「健全性」に修正。
- ・ 9：ナトリウム冷却型高速炉で考慮すべき水素発生源であるナトリウム水反応やナトリウム・コンクリート反応では、酸素発生を伴わないため、「水素及び酸素」を「水素」に修正。

第三十六条	重大事故等による損傷の防止
<p>(規則の修正案)</p> <p>第三十六条 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、格納容器破損及び放射性物質が異常な水準で工場又は事業所の外へ放出されること <u>(以下「放射性物質の異常放出」という。)</u> 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 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、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体の著しい損傷（以下「貯蔵槽内燃料体の著しい損傷」という。）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>4 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、運転停止中における発電用原子炉の燃料体の著しい損傷（以下「運転停止中原子炉燃料体の著しい損傷」という。）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>(修正案の理由)</p> <p>本規則内では「放射性物質の異常放出」は使用されていない。</p>	

第三十六条

重大事故等による損傷の防止

(解釈の修正案)

A 「炉心の著しい損傷のおそれがある設計基準事故を超える事故」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、著しい炉心損傷に至る可能性のある以下の事故シーケンスグループとする。なお、研究開発段階の発電用原子炉では、個別プラントの内部事象確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象PRA（適用可能なもの）又はそれに代わる評価により抽出された有意な炉心損傷頻度をもたらす事故シーケンスグループとする。(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何に関わらず、必ず対象に含めなければならない。

(a) 原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループ

- ~~全電源喪失（SBO）~~
- ~~大口徑配管破断（LOPI）~~
- ~~崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）~~
- ~~格納容器バイパス（CVBP：IHX 伝熱部破損）~~
- ~~液位確保機能喪失（LORL）~~
- ~~原子炉停止機能喪失（ATWS）~~
- ~~流量減少時スクラム失敗（ATWS/LOF）~~
 - ~~反応度挿入時スクラム失敗（ATWS/TOP）~~
 - ~~除熱機能喪失時スクラム失敗（ATWS/LOHS）~~
 - ~~流量減少時炉停止機能全喪失（ULOF）~~
 - ~~反応度挿入時炉停止機能全喪失（UTOP）~~
 - ~~除熱機能喪失時停止機能全喪失（ULOHS）~~
- ~~炉心大気泡通過（LBCP）~~
- ~~炉心局所事故（LF）~~
- ~~燃料集合体大規模入口閉塞（TIB）~~
- ~~燃料集合体流路閉塞~~
- ~~炉心外事象~~
 - ~~炉外燃料貯蔵槽（EVST）崩壊熱除去機能喪失（EVST/PLOHS）~~
 - ~~使用済燃料貯蔵プール（SFP）崩壊熱崩壊熱除去機能喪失（SFP/PLOHS）~~
 - ~~燃料取扱施設燃料損傷~~
- ~~地震~~
 - ~~地震時燃料集合体変移（STOP）~~
 - ~~地震時炉停止機能全喪失（SULOF、SUTOP、SULOHS）~~
 - ~~地震時ポンプ軸固着事象（STPS）~~

(b) 個別プラント内部事象確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象PRA（適用可能なもの）により抽出した有意な炉心損傷頻度をもたらす事故シーケンスグループ

- i) 個別プラントの内部事象PRA及び外部事象PRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ii) その結果、原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、対策を要する事故シーケンスグループとして追加すること。

B 「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること」とは、以下に掲げる事故シーケンスグループごとの要件を満たすものであること。

- (ア) 反応度挿入型の事故シーケンスグループ（UTOP、STOP、LBCP など）：炉心内で最大出力を有する燃料ピンの中心溶融なし。
- (イ) 炉心流量減少型の事故シーケンスグループ（ULOF など）：出力/流量比が最大となる燃料集合体のナトリウム沸騰なし。
- (ウ) 除熱機能喪失型の事故シーケンスグループ（SBO、PLOHS、ULOHS など）：冷却材バウンダリを構成する構造材温度が75.0℃/1.00時間以下。
- (エ) 冷却材液位喪失型の事故シーケンスグループ（LORL など）：冷却材バウンダリを構成する構造材温度が75.0℃/1.00時間以下。
- (オ) 炉心局所事故シーケンスグループ（LF、TIB など）：燃料集合体のナトリウム沸騰なし。
- (カ) 炉外燃料貯蔵槽（EVST）及び使用済燃料貯蔵プール（SFP）の崩壊熱崩壊熱除去機能喪失事故シーケンスグループ（EVST/PLOHS、SFP/PLOHS など）：冷却材バウンダリを構成する構造材温度が75.0℃/1.00時間以下。

(キ)燃料取扱設備の事故シークエンスグループ：燃料被覆管温度がXXX°C以下。

C LOCAのように原子炉冷却材圧力バウンダリの喪失を起因事象とする場合には、第1B項(ウ)第二号の基準を適用する必要はない。

D 限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。

E 炉心損傷防止対策の有効性の評価については、別途定める「炉心損傷防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法(仮称)」によること。

(格納容器破損防止対策に係る有効性評価)

F 第2項の「格納容器破損モード」とは、以下のものとする。なお、研究開発段階の発電用原子炉では、個別プラント内部事象PRA及び外部事象PRA(適用可能なもの)又はそれに代わる評価により抽出された有意な頻度をもたらす格納容器破損モードとする。(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格納容器破損モードの検討結果如何に関わらず、必ず対象に含めなければならない。

(a) 原子力規制委員会が指定する格納容器破損モード

- i) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- ii) ナトリウム燃焼
- iii) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- iv) 炉外の溶融燃料-冷却材相互作用
- v) 水素燃焼
- vi) 格納容器直接接触(シェルアタック)
- vii) 溶融炉心・コンクリート相互作用

(b) 個別プラント内部事象PRA及び外部事象PRA(適用可能なもの)で抽出した有意な頻度をもたらす格納容器破損モード

- i) 原子炉設置者は、個別プラントの内部事象PRA及び外部事象PRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ii) その結果、原子力規制委員会が指定する格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすモードが抽出された場合には、対策を要する格納容器破損モードとして追加すること。

G 「格納容器破損防止対策の有効性」とは、上記の格納容器破損モードに対して、以下の各号のうち必要なものについて、要件を満足することをいう。

- (a) 格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力又は限界圧力を下回ること
- (b) 格納容器バウンダリにかかる温度は、最高使用温度又は限界温度を下回ること
- (c) 放射性物質の総放出量は、放出量の性能要求値を超えないこと
- (d) 急速な炉外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと
- (e) 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること
- (f) ナトリウムの燃焼、可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること
- (g) 格納容器の床面に落下した溶融炉心が床面を拡がり格納容器バウンダリと直接接触しないこと
- (h) 溶融炉心による侵食によって、格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと

H 限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。

I 前項(f)の「格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。

- (a) 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること

J 格納容器損傷防止対策の有効性の評価については、別途定める「格納容器損傷防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法(仮称)」によること。

(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)

K 第3項の「重大事故の兆候がある場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の損傷に至る

可能性があると想定する以下(a)及び(b)の想定事故とする。(ナトリウムを冷却材とするものを除く)

(a) 想定事故 1： 非常用の補給水系（設計基準で要求）が故障してプール水の補給に失敗することにより、プール水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。

(b) 想定事故 2： サイフォン効果等によりプール水の小規模な喪失が発生し、プール水位が低下する事故。

L 「貯蔵槽内燃料体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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。(ナトリウムを冷却材とするものを除く)

一 想定事故 1 及び想定事故 2 に対して、以下の評価項目を満足することを確認することをいう。

イ 燃料有効長頂部が冠水していること。

ロ 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

ハ 未臨界が維持されていること。

M ナトリウムを冷却材とする使用済燃料貯蔵槽及び燃料取扱い設備においては、冷却機能喪失によってナトリウム温度が上昇する事象及び冷却材漏えいによってプール液位が停止する事故を想定する。

(運転停止中原子炉の燃料損傷の防止)

M 第 4 項の「重大事故の兆候がある場合」とは、停止中の原子炉において燃料の損傷に至る可能性がある
と想定する事故であり、個別プラントの停止時に関する PRA 又はそれに代わる評価により抽出した運
転停止中事故シーケンスグループとする。

(修正案の理由)

(炉心の著しい損傷の防止)

実用発電炉（軽水炉）は世界的に見れば数百基にも上り、確率論的安全評価（PSA）は各国で実施されている。十分な PSA の実績があることから、事故シーケンスグループを指定することが可能である。一方、ナトリウム冷却型高速炉は世界的に見ても研究開発段階であり、十分な PSA の実績があるとは言い難い。また、研究開発段階では個別プラント毎に事故シーケンスグループが異なる可能性が高く、事故シーケンスを指定することによって、リスクドミナントでない事故シーケンスグループを対象とせざるを得ない事態に陥る可能性や、あるいは、リスクドミナントな事故シーケンスグループを見失う可能性がある。したがって、申請者が個別プラントに対して PSA を実施して事故シーケンスグループを十分吟味して提示することが適切である。

事故シーケンスグループを特定しない場合、そのグループごとに判断基準となる要件を設定することができない。PSA で抽出された事故シーケンスグループの要件は、D 項のように、その根拠と妥当性を示せばよいと考えられることから、要件についても記載する必要はない。E 項に示す有効性評価に関する手法は実用発電炉を対象としており、その手法に関するドキュメントをナトリウム冷却型高速炉には適用できないため、解釈に記載する必要はない。

(格納容器破損の防止)

第 1 項（炉心損傷防止）の解釈と同様の理由から、申請者が個別プラントに対して PSA を実施して格納

容器破損モードを十分吟味して提示することが適切である。

格納容器破損モードを特定しない場合、その格納容器破損モードごとに判断基準となる要件を設定することができない。PSA で抽出された格納容器破損モードの要件は、H 項のように、その根拠と妥当性を示せばよいと考えられることから、要件についても記載する必要はない。J 項に示す有効性評価に関する手法は実用発電炉を対象としており、その手法に関するドキュメントをナトリウム冷却型高速炉には適用できないため、解釈に記載する必要はない。

(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)

解釈が未記載であるため実用炉解釈と同様に記載した。ただし、ナトリウム冷却型高速炉の特徴を反映した。

(運転停止中原子炉の燃料損傷の防止)

解釈が未記載であるため実用炉解釈と同様に記載した。ただし、ナトリウム冷却型高速炉の特徴を反映した。また、研究開発段階であるがゆえに PSA により事故シーケンスグループを提示することとした。

第四十条	特定安全施設
<p>(解釈の修正案)</p> <p>【特定安全施設】</p> <p>1 第一号における「原子炉建屋への故意の大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して必要な機能が損なわれないものであること」とは、以下に規定する設備又はこれと同等以上の効果を有する設備とする。</p> <p>(a) 原子炉建屋と特定安全施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離（例えば 100m 以上）を確保すること、又は意図的な航空機衝突に対して頑健な建屋に収納すること。</p> <p>2 第二号における「第5-4条第2項の地震力」を適用する場合の耐震重要度分類は、Sクラスとする。</p> <p>3 第三号における「第5-4条第3項の地震力及び第5-5条に規定する津波に対して必要な機能に大きな影響を及ぼすおそれがないものであること」とは、基準地震動及び基準津波に対する設計基準上の許容限界は設計基準と同じものを適用する（例えば、基準地震動に対して設計基準上の許容値を適用する）が、可能な限り、設計基準における防護措置とは性質の異なる対策（多様性）を講じること等により、基準地震動を一定程度超える地震動及び基準津波を一定程度超える津波に対して頑健性を高めること。</p> <p>例えば、設計基準事故対処設備は剛構造であるのに対し、特定安全施設に属する設備については、免震、制震構造を有し、水密性が保証された建屋又は高台に設置された建屋等に収納することをいう。</p> <p>4 第一号及び第二号を一の施設が同時に満たす必要はなく、複数の施設で要求を満たしてもよい。</p> <p>5 第三号における「格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に規定する設備又はこれと同等以上の効果を有する設備をいう。</p> <p>(a) 以下の機能を有すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> i 炉内の熔融炉心の冷却機能（例えば、原子炉内への冷却資源入設備 ii 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能（例えば、格納容器下部炉室冷却設備 iii 格納容器の冷却・減圧・放射性物質低減機能（例えば、格納容器冷却設備 iv 格納容器の除熱・減圧機能（例えば、フィルタ・ベント（排気筒を除く） v 格納容器内の水素爆轟防止機能（必要な炉型）（例えば、水素濃度制御設備 vi サポート機能（例えば、電源設備、計装設備、通信連絡設備 vii 上記設備の関連設備（例：減圧弁、配管等） <p>(b) 上記の機能を制御する緊急時制御室を設けること。</p> <p>(c) 上記の機能を有する設備は、設計基準事故対処設備及び2-1-重大事故対策における要求事項によって整備された設備にして、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(d) 格納容器破損防止対策が有効に機能しなかった場合は、制御室から移動し緊急時制御室で対処することを想定し、緊急時制御室の居住性について、同様の評価を行うこと。この場合に想定する放射性物質の放出量等は東京電力福島第一原子力発電所事故</p>	

と同等とすること。

(e) 通信連絡設備は緊急時制御室に整備され、中央制御室、発電所内緊急時対策所その他の必要箇所との通信連絡を行えるものであること。

(f) 電源設備は、「格納容器の破損を防止するために必要な設備」に電力を供給するものであり、特定安全施設の第一号及び第二号の要件を満たすこと。同電源設備には、可搬式代替電源及び恒設代替電源のいずれからも接続できること。なお、電源設備は、特定安全施設であるが、著しい炉心損傷のおそれが生じた場合にも活用可能である。

(g) 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、原子炉容器内での損傷炉心の冷却・保持や格納容器下部に落下した溶融炉心の放熱効果等による安定化の可能性等を含め、ナトリウム冷却型高速炉の重大事故の進展との関連を十分に評価した上で、「格納容器の破損を防止するために必要な設備」が有すべき機能を設定すること。

E-6 第四号における「一定期間」とは、外部からの支援が受けられるまでの期間（例えば、少なくとも7日間）必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことをいう。

(修正案の理由)

1) 条文との整合や誤植の修正

- ・ 第5条第一項 → 第四条第二項、
- ・ 第5条第三項の地震力及び第6条に規定する・・・
→ 第四条第三項の地震力及び第五条に規定する・・・
- ・ 2. 重大事故対策 → 重大事故対策
- ・ E → 6

2) (g)項の追記

ナトリウム冷却型高速炉では、当該炉型の重大事故の進展挙動・特徴を考慮した上で、格納容器の耐性確保の観点から導入すべき設備やその効果を十分に検討する必要があるため。

第四十一条	原子炉緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備
<p>(解釈の修正案)</p> <p>1 「原子炉を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力(ナトリウム冷却型高速炉を除く)等のパラメータの変化から急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 「原子炉を臨界未満にするために必要な設備」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備等をいう。</p> <p>a) <u>センサー出力から最終的な作動装置の入力までの</u>主炉停止系統から独立した後備炉停止系は<u>共通要因故障を防止して信頼性を向上させる(BCR)をする</u>こと。</p> <p>b) ATWS の兆候を検知した場合には、原子炉出力を抑制するため、後備炉停止系を自動させる装置を装備すること。後備炉停止系が自動的に作動しない場合には、手動による原子炉スクラム操作を行うこと。</p> <p>c) ATWS の兆候を検した場合には、制御棒保持電源のしゃ断操作を実施すること。</p> <p>d) ATWS の兆候を検知した場合には、制御棒駆動機構駆動軸の挿入操作を行うこと。</p>	
<p>(修正案の理由)</p> <p>低圧システムのナトリウム冷却型高速炉の場合は「原子炉圧力」のパラメータは不要である。</p> <p>研究開発段階の原子炉では様々な炉停止系の設計が検討される可能性があることから、独立2系統の原子炉停止系に対して、特定の設計条件を指定するのではなく、共通要因故障を防止することにより信頼性を向上させるような設計とすることを要件とすべきである。</p>	

第四十四条	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
<p>(規則の修正案)</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設(ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設を除く)には、冷却材バウンダリが低圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損(炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。)を防止するため、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>(修正案の理由)</p> <p>1) ナトリウム冷却型高速炉を適用の対象から除くことの追記</p> <p>ナトリウム冷却型高速炉では、本条での「原子炉を冷却するために必要な設備」は第四十五条の「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に含まれる。従って、本条の基準は第四十五条で一括して取り扱うこととすべき。</p> <p>軽水炉では、重大事故時には、原子炉圧力容器の減圧操作と冷却材注入操作による原子炉冷却材インベントリ確保、および原子炉冷却材から最終ヒートシンクまで熱を輸送する機能の達成(例えば、補機冷却海水設備や代替冷却設備等による対応)が必要であり、個々の機能に対応して第四十四条、第四十五条に分割して設備等の基準が定められている。一方、ナトリウム冷却型高速炉では、重大事故に至る過程での(冷却材漏えいに伴う)原子炉容器液位確保失敗は十分な確度で防止できるため、冷却材の注入を必要とはしない。また、炉心から最終ヒートシンク(大気)までの熱輸送経路はナトリウム冷却材の循環で可能である。以上のことから関連設備の基準を第四十五条で一括して取り扱うこととした。</p>	

第四十五条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
<p>(解釈の修正案)</p> <p>【最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】</p> <p>炉心の残留熱を「<u>最終的な熱の逃がし場最終ヒートシンク</u>へ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備等をいう。</p> <p>(1) 炉心損傷防止</p> <p>a) 炉心損傷を防止するため、重大事故防止設備等を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>e) 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統の機能が喪失した場合、中央制御室での補助冷却設備自然循環移行操作を行うこと(自動での移行の確認を含む)。</p> <p>d) 中央制御室での補助冷却設備自然循環移行操作に失敗した場合、現場での補助冷却設備自然循環移行操作を行うこと。</p> <p>e) 必要に応じ、メンテナンス冷却系の緊急起動を行うこと。</p> <p><u>c) ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設では、「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」として以下の方策を考慮して良い。</u></p> <p><u>i) 炉心から最終ヒートシンクまでの熱輸送経路について、重大事故に至る事故シナリオとの関係において十分な信頼性が確保できることを条件に、設計基準事故対処設備としての1次主冷却系設備、2次主冷却系設備、および崩壊熱を除去するための設備の何れかによって構成される熱輸送経路と同一とすること。ただし、設計基準事象で、熱輸送経路の確保のための原子炉容器冷却材液位確保の機能が喪失している場合には機器の復旧操作や適切な代替手段等により原子炉容器内冷却材液位を確保しなければならない。</u></p> <p><u>ii) 炉心冷却機能としてナトリウム冷却材の自然循環を用いる設備を含めること。この場合、自然循環による炉心冷却運転を達成するために中央制御室等からの操作や現場操作等により通常の運転モードから自然循環除熱モードへの移行を可能とする設備とすること。また、冷却材の凍結等によるナトリウム循環機能の喪失を防止すること。</u></p> <p><u>iii) 設計基準対応設備には該当しないが、原子炉冷却材に接続され最終ヒートシンクまで熱輸送が可能な設備を重大事故対処設備とすること。ただし、重大事故対処設備としての運転が他に悪影響を及ぼすことがないことを条件とする。</u></p> <p>d) フィルタ・ベントを整備する場合(ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設を除く)は、第49条第1項(a)を準用すること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	

(修正案の理由)

1) 条文との整合

最終的な熱の逃がし場 → 最終ヒートシンク

2) (1) c)、d)、e) の修正

ナトリウム冷却型高速炉の重大事故防止設備として、ナトリウム冷却材の特徴を考慮した熱輸送経路の確保方策について加筆した。特定施設の機器名称を用いた記述とはせず、より一般的なものとなるよう修正した。

(修正案：c) i) について)

設計基準事故対処設備としての1次主冷却系設備、2次主冷却系設備、および崩壊熱を除去するための設備が多重化され、かつ共通要因によるナトリウムバウンダリ破損が回避可能な設計となっていれば、設計基準事象の範囲でその一部の系統が機能を喪失したとしても、これらの設備からなる熱輸送経路の少なくとも一部は重大事故対処設備として活用することが可能である。

設計基準事象の範囲で原子炉冷却材バウンダリからナトリウム漏えいが発生した場合、軽水炉のように減圧沸騰は生じないことから、最外殻容器としてのガードベッセル、ナトリウム漏えい部からの漏えい量緩和のための設備操作(アルゴンカバーガス系統隔離操作、主循環ポンプ停止操作等)、及びナトリウム冷却材温度低下に伴う体積収縮への対応操作によって原子炉容器冷却材液位を確保することで、炉心から最終ヒートシンクまでの熱輸送経路を確保できる。原子炉容器の冷却材液位確保に失敗した場合は、ガードベッセル破損による場合を除き、猶予時間が比較的大きいことから復旧操作や代替機器によるアクシデントマネジメントにより対応するものとする。

(修正案：c) ii) について)

ナトリウムは高い熱伝導性を持つ。また沸騰温度は高く大気圧で883℃であり、これは原子炉出口平均温度(典型的な値として500～550℃)より十分高いことから、ナトリウム冷却材では大きな温度差をとれるとの特徴があり、自然循環による崩壊熱除去にとって望ましい特性を有する。崩壊熱除去設備の信頼性確保の観点から、自然循環による受動的な除熱機能を活用した設計とすることが可能であり、これを積極的に活用すべきである。

(修正案：c) iii) について)

本来の用途以外の用途として重大事故への対処が可能な設備は、悪影響を及ぼすことがないことを条件として、これを積極的に活用すべきである。

3) 「フィルタ・ベントを整備する場合」からナトリウム冷却型高速炉を除外すること
ナトリウム冷却型高速炉では、炉心の残留熱除去のためにフィルタ・ベントを活用することがないことによる。

第四十六条	原子炉格納容器内雰囲気を冷却するための設備等
<p>(規則の修正案)</p> <p>第四十六条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の原子炉格納容器内の雰囲気（以下「格納容器内雰囲気」という。）の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内雰囲気の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない（ナトリウム冷却高速炉に係る発電用原子炉施設を除く）。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器破損（炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。）を防止するため、必要がある場合においては、格納容器内雰囲気の圧力及び温度並びに放射性物質濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	
<p>(修正案の理由)</p> <p>設計基準事故においては、格納容器内雰囲気の温度・圧力が上昇する事象はない。また、炉心の著しい損傷が発生した場合でも、格納容器の健全性は維持できる可能性がある。</p> <p>現時点では、条文に「必要がある場合においては」との文言を入れておくべきである。（実用発電炉規則「第四十九条 水素爆発による格納容器の損傷を防止するための設備」で同様の文言が入っているのは、大型格納容器を有するPWRでは不要と判断されたためと考えられ、ここでも同様の扱いとしておくべき）</p> <p>ナトリウム冷却型高速炉においては、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、格納容器内雰囲気の温度・圧力が上昇する事象はなく、第四十六条1項は適用されない。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合としては、炉停止失敗系と除熱失敗系かによって格納容器への負荷は異なってくる。炉停止失敗系では、損傷炉心は原子炉容器内で保持・冷却されうるが、即発臨界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、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。除熱失敗系については、溶融燃料からの熱負荷によって原子炉容器が溶融貫通し、原子炉容器室に溶融燃料が落下する状況が想定される。この場合原子炉容器室は高温にさらされるが、格納容器床上雰囲気の温度圧力の上昇は軽微にとどまる可能性があり、格納容器外表面からの自然放熱で格納容器の健全性が維持できる可能性がある。「原子炉格納容器の冷却設備等（アニュラス循環排気系空調設備）」は、格納容器外面の冷却効果を促進することを意図したものと推測されるが、その要否や効果を含めて検討する必要がある。</p>	

第四十七条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
<p>(規則の修正案)</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生したことに伴い格納容器の圧力が異常に上昇した場合において格納容器破損（炉心の著しい損傷前に発生するものに限る。）を防止するため、<u>必要がある場合においては</u>、格納容器内雰囲気圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	
<p>(修正案の理由)</p> <p>除熱失敗によって原子炉容器室に熔融燃料が落下した場合、崩壊熱や水素の蓄積あるいは燃焼等によって格納容器雰囲気温度・圧力が異常に上昇した場合の対策として、格納容器雰囲気をベントしたり、外部で冷却・浄化して循環させたりすることが考えられるが、その必要性和有効性・実現性について十分検討する必要がある。</p> <p>現時点では、条文に「必要がある場合においては」との文言を入れておくべきである。</p> <p>なお、軽水炉では格納容器内に注水を行うために、格納容器雰囲気を減圧する必要があるがベントの必要性が高いが、ナトリウム冷却高速炉では、格納容器内への注水は行わないので冷却の観点からのベントは必須とはならない。</p>	

第四十八条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
<p>(規則の修正案)</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器破損を防止するため、<u>必要がある場合においては</u>、原子炉格納容器の下部に落下し、及び溶融した発電用原子炉の炉心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>(修正案の理由)</p> <p>溶融炉心が原子炉格納容器の下部に落下した場合においても、原子炉格納容器の健全性が維持される可能性があるため、現時点では、条文に「必要がある場合においては」との文言を入れておくべきである。</p> <p>除熱失敗によって原子炉容器室に溶融燃料が落下した場合の冷却については、原子炉容器室の床コンクリートの熱容量及び堆積物上面からの放熱で崩壊熱を吸収できる可能性がある。ナトリウム - コンクリート反応については、反応界面に反応生成物が堆積することである程度反応が進行したところで自然に反応が停止する効果が期待できる。デブリ - コンクリート相互作用は高温の燃料デブリによるコンクリートの高温熱分解反応と考えられており、現象を主に支配するのは崩壊熱と周囲への放熱効果である。コンクリート浸食深さと発生水素量を定量化する上では、ナトリウムの冷却効果も考慮して評価することが重要である。</p>	

第五十一条	使用済燃料貯蔵槽を冷却するための設備等
<p>(規則の修正案)</p> <p>第五十一条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽から水（ナトリウム冷却型高速炉にあっては、液体）が流出した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽から大量の水（ナトリウム冷却型高速炉にあっては、液体）が漏えいした場合において、貯蔵槽内燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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>(修正案の理由)</p> <p>ナトリウム冷却型高速炉のナトリウムを冷却材とする炉外燃料所蔵槽（EVST）からの大量漏えいの対策については、その必要性を十分検討した上で要否を判断すべきである。</p> <p>EVST は、ナトリウムを内包しカバーガスを有する閉容器であり、漏えいがあった場合、液位を維持するガードベッセル等といった設備が重要となる。EVST において大規模漏えいは、同容器が密閉構造であることから極めて発生しがたいと考えられる。水プールは液面が解放となっているため、地震時のスロッシングによって大規模な漏えいが生じうるが、EVST ではその心配はない。EVST は耐震裕度を十分確保した設計である必要がある。</p>	

第五十二条	工場又は事業所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
<p>(解釈の修正案)</p> <p>「敷地外への放射性物質の拡散を抑制する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。<u>(ナトリウム冷却型高速炉を除く)</u></p> <p>(a) 水素爆発を防止するための設備を、炉外燃料貯蔵槽 (EVST) 及び燃料池 (使用済燃料貯蔵プール) を配置した建屋に設置すること。</p> <p>(b) 使用済燃料貯蔵プールの燃料損傷に至った場合のために、原子炉補助建物に放水できる設備を配備すること。</p> <p>(be) 放水設備は、航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>(cd) 放水設備は、移動する等して、複数の方向から原子炉補助建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>(de) 放水設備は、複数プラント同時使用を想定し、所内プラント基数の半数分 (端数は切り上げ) を配備すること。</p> <p>(ef) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備、手順等を整備すること。</p> <p>(g) EVST については、上記と同等以上の対応を行うこと。</p> <p><u>ナトリウム冷却型高速炉においては、漏えいナトリウムと水の化学反応が生じうることに留意し、敷地外への放射性物質の拡散を効果的に抑制しうる措置を具体化すること。</u></p>	
<p>(修正案の理由)</p> <p>ナトリウム冷却型高速炉では、格納容器破損や炉外燃料貯蔵槽の建屋破損が生じる場合、ナトリウム漏えいを伴う可能性があるため、有効な対策について十分検討する必要がある。</p>	

第五十三条	<u>原子炉停止系統失敗時に格納容器の早期破損を防止するための設備</u>
<p>(コメント対象とする規則)</p> <p>第五十三条 ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設には、炉心における一次冷却材が減少し、かつ、原子炉停止系統が機能しない場合においても炉心の著しい損傷及びそれにより発生する格納容器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>(修正案)</p> <p><u>(原子炉停止系統失敗時に格納容器の早期破損を防止するための設備)</u></p> <p>第五十三条 <u>研究開発段階の</u>ナトリウム冷却型高速炉に係る発電用原子炉施設は、<u>放射性物質の早期大規模放出に至るおそれがある重大事故が発生した</u>場合においても炉心の著しい損傷により発生する格納容器の<u>早期破損を防止するために必要な措置を講じたもので</u>なければならない。</p>	
<p>(修正案の理由)</p> <p>五十三条は実用炉にはない要件であり、研究開発段階のナトリウム冷却型高速炉に特有のものである。したがって、三十六条とは重複しない特別な要求と位置づけるべきである。</p> <p>ナトリウム冷却型高速炉は、その炉心特性から、原子炉停止系統失敗時には格納容器の健全性を脅かすおそれがあるエナジェティック事象（機械的エネルギー〔過大な圧力〕を発生させる事象）に進展するおそれがある。そのような事象は早期に格納容器を破損させ、放射性物質の早期大規模放出に至るおそれがあり、公衆リスクを増大させる可能性がある。ナトリウム冷却型高速炉が研究開発段階にあることを考慮すれば、不確かさを考慮しても早期の大規模格納容器破損が防止され公衆リスクが適切に抑制されていることを確認すべきである。</p> <p>格納容器の早期破損を防止するためには、頑強な格納容器を設計することも考慮に入れ、特別な設備の設置でなくても設計上の工夫を柔軟に行う余地を残すため「措置を講じたもの」とすべきである。</p>	

第五十三条	<u>原子炉停止系統失敗時に格納容器の早期破損のを防止するための設備</u>
<p>(コメント対象とする解釈)</p> <p>「全ての原子炉停止機能が喪失した事象」とは、以下の事故シーケンスグループに所属する事故とする。</p> <p>1) 原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループ</p> <p>① 流量減少時炉停止機能全喪失事象（一次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象：ULOF）</p> <p>② 反応度挿入時炉停止機能全喪失事象（制御棒誤引抜時反応度抑制機能喪失事象：UTOP）</p> <p>2) 「炉心の著しい損傷」とは機械的エネルギーを発生させる炉心状態をいう。</p>	
<p>(修正案)</p> <p><u>「放射性物質の早期大規模放出に至るおそれがある重大事故」とは、公衆が十分に避難できないほどの短時間で格納容器の早期破損に至るおそれがあるエナジェティック事象(大きな機械的エネルギーを発生させる事象)であって、公衆リスク低減の観点からあえて想定するものとする。</u></p> <p><u>「格納容器の早期破損を防止するために必要な措置」とは、機械的エネルギーの発生抑制及び影響緩和のために考慮される設備や設計上の配慮をいう。なお、その有効性評価にあたっては、取り入れた設備や配慮された設計の効果や事故時の現象論的な物理機構を、研究開発段階炉としての安全評価上の不確かさと合わせて適切に考慮すること。</u></p>	
<p>(修正案の理由)</p> <p>格納容器の早期破損は放射性物質の早期大規模放出に直結であることから、公衆リスク低減の観点から格納容器の早期破損防止を要件とすべきである。</p> <p>ナトリウム冷却型高速炉は、原子炉停止系統失敗時の仮想的な炉心損傷状態を想定すると、その炉心特性から短時間（数分前後）で即発臨界に至り大きな機械的エネルギーを発生させるおそれがあり、格納容器早期破損の可能性がある。このような大きな機械的エネルギーを発生させる事象はエナジェティック事象と言い、歴史的にナトリウム冷却型高速炉の安全上重要な課題として扱われてきた。これまでの数十年にわたる研究からエナジェティック事象が顕在化する可能性は極めて低いものの、ナトリウム冷却型高速炉は研究開発段階で不確かさが大きいことから、あえて想定する事象と位置づけられる。</p> <p>エナジェティック事象で、短時間に事象進展し大きな機械的エネルギーを発生させる事象としては、例えば、流量減少時炉停止機能全喪失事象（一次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象）が考えられる。</p> <p>エナジェティック事象による格納容器破損防止のためには、設備を設置するだけでな</p>	

く、機械的エネルギーの発生を抑制するためボイド反応度制限等の設計上の工夫を行い、また、機械的エネルギーが発生したとしても影響緩和のための多重障壁の一部である原子炉容器等を頑強にするといった設計上の配慮を行う必要がある。

評価にあたっては、研究開発段階炉としての安全評価上の不確かさを適切に考慮するものの、非現実的な評価とする必要はなく、様々な対策を評価の中にも取り入れる必要がある。また、数十年にわたる研究から機械的エネルギー低減メカニズムが明らかにされていることから、事故時の現象論的な物理機構を考慮する必要がある。

ナトリウム冷却高速炉の安全設計の特徴

— 軽水炉との比較 —

わが国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。

- ・ 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。

軽水炉は高圧系であり、代表的設計基準事象であるLOCAに対して、冷却材の相変化とそれに伴う圧力変化を考慮した冷却設備とする必要があり、かつ、それらの冷却設備は、原子炉冷却系に加えて格納容器に対して必要となる（炉心注水機能、減圧機能、格

納容器冷却機能（冷却材の凝縮機能）、冷却材循環機能に関わる系統が必要）。また、LOCA 時の放射性物質の閉じ込め障壁は基本的には格納容器となる。

低圧系である SFR では、炉停止後の崩壊熱除去については、冷却材の相変化を考慮する必要はなく、原子炉停止直後から低温停止に至るまで除熱モードが変わらないため簡素な系統構成とすることが可能であり、かつ、バウンダリ破損に対して配管の高所引き回しとガードベッセルによって、炉心冷却に必要な冷却材が確保でき、格納容器への影響を軽減することができる。

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。 	<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。
	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°C・880°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°C(大気圧)、345°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) 	<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、非常用炉心冷却設備で注水して冷却 ・ 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

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 (設計基準事象対応)	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 	<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。
	崩壊熱(残留熱)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 残留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、配管の高所引き回しと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、原子炉冷却材バウンダリ破損に対して非常用炉心冷却設備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(必要な場合)。
	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