

次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計方針

2025 年 2 月

一般社団法人 日本原子力学会
新型炉部会

次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計評価方針検討会

目 次

1. 背景と目的	1
2. 安全確保のための基本的考え方	1
(1) 基本的な安全設計方針	1
(2) 既存軽水炉と次世代高速炉の特徴比較	4
(3) 深層防護の考え方	10
(4) ハザード対策の考え方（ナトリウムの化学反応を含む）	19
(5) 特定重大事故対策の考え方	20
(6) 大規模損壊対策の考え方	21
3. 主要設備の安全設計方針	22
(1) 炉心燃料	22
(2) 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガスバウンダリ構成機器	24
(3) 原子炉停止設備	25
(4) 炉心冷却（崩壊熱除去）設備	26
(5) 原子炉格納設備	28
4. ハザード対策に関する安全設計方針	30
(1) 内部と外部のハザード対策	30
(2) ナトリウムの化学反応対策	31
5. 研究開発段階炉基準規則とのギャップ	34

1. 背景と目的

高速炉開発については、2022 年 12 月 22 日に「戦略ロードマップ」が改定され、ナトリウム冷却高速炉が今後開発を進めるに当たって最有望と評価され、2024～2028 年度に実証炉の概念設計・研究開発、2028 年度に実証炉の基本設計・許認可手続きへの移行判断を行うという計画が定められた。「戦略ロードマップ」で定められた高速実証炉は、現在の軽水炉や「もんじゅ」に比べて、受動安全性を高めるとともに、外部ハザードや重大事故に対して新たな安全メカニズムを組み込んでいる。そのため、高速炉実証炉開発のため、その安全上及び設計上の特徴を考慮した安全基準を策定する必要がある。

このような高速炉実証炉を含む次世代ナトリウム冷却高速炉（以下、「次世代高速炉」という。）の安全性に関する検討経緯と新型炉部会の活動目的に照らして効率的かつ有意義であることから、2023 年 9 月に「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計評価方針検討会」を高速炉開発の専門家が集結する新型炉部会に設置した。同検討会では、5 回の会合を経て、次世代高速炉の安全設計方針をまとめた。

ここでは、主要設備として炉心燃料、原子炉構造、原子炉停止、原子炉冷却、原子炉格納に係る設備を対象とし、特に重大事故等の対策に焦点をあてて、次世代高速炉の安全設計の基本的考え方と、それに基づいた主要な設備設計の基本となる安全機能要求を示す。燃料取り扱い設備、計測制御設備、その他設備については別途整備する。

2. 安全確保のための基本的考え方

(1) 基本的な安全設計方針

原子炉施設の安全設計は炉型によらず深層防護の考え方に基づいているが、具体的な安全設計は、炉型ごとに様々である。ここでは、ナトリウム冷却高速炉を対象とするが、その安全上の特徴は、原型炉「もんじゅ」を対象として策定された「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」にまとめられており、その概要を「①高速炉の安全上の特徴」に示す。これらは、次世代高速炉においても考慮すべき事項である。

原型炉「もんじゅ」では、設計基準を超える事象の評価は行われたが、新規制基準において規制要件とされた重大事故等の対策や、強化された外部事象対策については、原設計においては十分考慮されているわけではなかった。次世代高速炉では、設計段階からこれらの対策を設計に取り入れることができる。新設であることの利点を活かした次世代高速炉の安全設計方針を「②次世代高速炉の安全設計方針」に示す。

① 高速炉の安全上の特徴

- 高速中性子を主体とする臨界体系であり、液体金属を冷却材とする。
- 炉心は臨界体系を維持するために中性子の減速を要しない。このため、冷却材の温度上昇や沸騰に伴う反応度変化は大型炉心では正となりうる。原子炉停止系の機能とあいまって、反応度制御が可能となるように固有の反応度特性を確保する。
- 冷却系は低圧・高温、冷却材の沸点が高く系統加圧が不要、他方凍結に留意する。冷却材の凍結と沸騰が生じないように、また、高温に対する燃料被覆管や原子炉冷却系構成機器の健全性が確保できるように運転温度範囲を設定する。
- ナトリウムは化学的に活性であり、空気、水との接触を防止する。液体ナトリウムで満たされた原子炉冷却系内のカバーガス空間は不活性雰囲気を維持するよう設計される。また、蒸気タービンを発電に用いる場合、蒸気発生器伝熱管漏えいによるナトリウム水反応の影響が炉心に及ばないように、閉ループを構成する2次ナトリウム系を設置する。

② 次世代高速炉の安全設計方針

- 重大事故等対策を含めて、必要な対策を設計に取り入れる。

常陽やもんじゅを含めた既設炉では、新規制基準で新たに要求された重大事故等を中心とした事項に対して、施設の改造あるいは追加安全対策をとりいれて対応することとなるが、新たに設計する次世代高速炉では、重大事故等対策を含めて必要な設計対策をあらかじめ設計にとりいれることで、同様な機能を持つ設備の重複等をなくした合理的な設計を追求する。（設計に取り入れる基本安全機能については、(2)③参照）

- 実績のある能動的な安全設備に受動的な安全機能を組み合わせる。

プラント全体の安全性を向上させるために、実績のある能動的な安全設備に受動的な安全機能を組み合わせる。能動的な安全設備は多様性や多重性を有するように設計することから、さらなる安全性向上を目指す上では、さらに能動的な設備を追加することは合理的ではない。能動的システムの信頼性確保上重要な動力供給、制御等のサポート系に依存することなく、自然に動作する受動的なシステムを組み合わせることで、原子炉施設全体を複雑化させることなく安全性を向上させる。具体的には原子炉停止機能を強化するために、能動的な原子炉停止系に受動的な炉停止機構を組みこむとともに、多重性・多様性を有する崩壊熱除去設備に自然循環による除熱機能を組み込む。これらの設計においては、能動的機能が失われた場合にも受動的機能が作用するように設計する。(設計に取り入れる受動的な安全機能については、(2)③i) ii) 参照)

- 原子炉容器内保持に重点をおいた格納概念

燃料被覆管、原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガスバウンダリ、原子炉格納バウンダリで放射性物質放出に対する多重障壁を形成することは、軽水炉と同様であるが、(2)で述べるナトリウム冷却高速炉の炉心損傷に至りうる事故シーケンスの特徴を踏まえ、損傷炉心を原子炉容器内で保持することとし、原子炉容器が格納機能の一部を担う格納概念とする。原子炉格納バウンダリはガス状及び揮発性の放射性物質、ナトリウムエアロゾルに随伴する固体状放射性物質に対する障壁となる。(設計に取り入れる格納機能については、(2)③iii) 参照)

- 可搬型設備の有効活用

新たに設計する次世代高速炉では、必要な安全機能は恒久設備として設計に取り入れることが可能であるが、恒久設備と組み合わせでフレキシブル

な対応ができるように可搬型設備を有効活用する。

(2) 既存軽水炉と次世代高速炉の特徴比較

ここでは、実用発電炉である軽水炉と比較しながら、次世代高速炉の基本的な安全設計の特徴を説明する。

① 次世代高速炉と軽水炉（既存 PWR）の炉心と冷却系の違い

i) 炉心燃料

軽水炉：軽水を減速材とする熱中性子主体の臨界体系であり、冷却材の沸騰や喪失は負の反応度効果をもたらす。燃料は低濃縮ウランを用いた固体酸化物であり、燃料被覆管にはジルコニウム合金が用いられている。

高速炉：減速材を必要としない高速中性子主体の臨界体系であり、大型炉では冷却材の温度上昇や沸騰による反応度効果は正となる。燃料は Pu と U の混合酸化物、または Pu-U-Zr 合金であり、燃料被覆管にはステンレス等の鉄の合金が用いられている。燃料要素の配列は稠密。

- ✧ 高温かつ高速中性子照射環境での燃料健全性を確保する。
- ✧ 高速炉では、固有の反応度フィードバック特性は軽水炉に比べて弱いので、固有の反応度特性を確保しつつ、急速炉停止機能を強化する必要がある。
- ✧ 冷却材の沸騰や溶融して可動化した燃料が凝集することで正の反応度が投入されうる。

ii) 冷却系

軽水炉：軽水を加圧して炉心冷却に用いる。このため、冷却系の圧力制御が必要となる。

高速炉：ナトリウムの沸点が高いので常圧で液体ナトリウムを炉心冷却に用いる。

冷却材を液体に保つための冷却系の圧力制御は不要。

- ✧ 原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器等の機器は材料がクリープ領域となる高温に耐えられるよう熱応力緩和のため

薄肉構造とするも耐震性と両立させた構造設計とする。

- ◇ 冷却材の凝固点、沸点、燃料材料および構造材料の高温耐性に対して余裕をもった運転範囲を設定し、原子炉冷却材バウンダリ内で冷却材を保持する。プラント制御に伴う冷却材の補充は不要。原子炉容器内に冷却材の液面を有し、ガス空間にカバーガスと呼ばれる不活性ガスを充てんする。

② 次世代高速炉と軽水炉（既存 PWR）の想定される事故シーケンスの違い

i) 想定起因事象

軽水炉：原子炉圧力バウンダリ破損に伴う冷却材喪失（LOCA）、異常な過渡変化（流量喪失、除熱源喪失等）、蒸気発生器伝熱管破損、制御棒飛び出し等

高速炉：炉内配管破損に伴う炉心冷却材流量減少、1次ポンプ軸固着、制御棒誤引き抜き、気泡通過、異常な過渡変化（流量喪失、除熱源喪失等）、燃料集合体内異常、ナトリウム漏えい燃焼、蒸気発生器伝熱管破損等

- ◇ 低圧系である高速炉では、原子炉冷却材バウンダリ破損に伴う冷却材漏えい時にも系統内の圧力の急激な変化と冷却材の沸騰喪失は発生せず、バックアップとなる静的機器で漏えい冷却材を受け止めることで炉心冷却に必要な冷却材を確保することができる。一方で、1次ポンプの軸固着や炉内配管破損等による冷却材流量減少型事象が急激な燃料被管の温度上昇をもたらさう。反応度投入事象の代表例としては制御棒誤引き抜きと気泡通過がある。

ii) 炉心損傷に至りうる事故シーケンス

軽水炉：LOCA に注水設備の機能喪失を重ねたもの。あるいは、異常な過渡変化時の除熱設備の機能喪失を重ねた場合にも炉心損傷に至りうる。この場合、原子炉冷却材系の減圧操作、低圧注水操作などで対応するがこれらの機能喪失を重ねた場合に炉心損傷に至る。いずれの場合も原子炉トリップ後の冷却材喪失に伴う炉心損傷となる。したがって、炉心損傷後に発生

しうるシビアアクシデント現象は同種のものとなり、炉心損傷の起因となる事故シーケンスの依存性は顕著とはならない。

高速炉：ATWS 系（炉停止失敗）と LOHRS 系（除熱源喪失）に大別される。炉心の特性から ATWS 系の炉心損傷が重視されてきている。LOHRS 系の事象推移は ATWS 系と大きく異なる（事故シーケンスの選定については 2. (3)② iv）を参照のこと）。

ATWS 系では、異常な過渡変化時の原子炉停止系の不作動を想定する。異常な過渡変化として想定する異常のタイプに応じてさらに流量減少型（ULOF）、過出力型（UTOP）、除熱源喪失型（ULOHS）に分類される。ATWS 系事故シーケンスにおいて炉心損傷に至る場合、冷却材沸騰に伴う正の反応度投入等を起因とした過出力によって炉心部のみが溶融し、原子炉容器内のナトリウムは保持される。冷却材の沸騰や、燃料や燃料被覆管の溶融後の移動が反応度変化をもたらす。

LOHRS 系では、原子炉停止後の除熱不全を想定する。原子炉冷却材の漏えいによって崩壊熱除去に必要な冷却材の循環パスが失われる液位喪失型（LORL）と崩壊熱除去系の機能が失われる除熱源喪失型（PLOHS）がある。これらの事故シーケンスでは、時間をかけてナトリウムを含む系統全体が昇温する。系統全体が昇温する結果、燃料被覆管のクリープ破損、冷却材バウンダリ構成機器のクリープ破損が生じうる。燃料被覆管のクリープ破損後も炉心が液体ナトリウムで満たされている限り、炉心燃料は冷却されるため炉心溶融に至ることはない。

このように高速炉の重大事故の進展は、事故シーケンスに依存して大きく異なるため、重大事故対策は事故シーケンス毎に検討することが適切である。

③ 次世代高速炉と軽水炉（既存 PWR）の主要な安全機能の違い

i) 原子炉停止機能

軽水炉：緊急炉停止は制御棒による系が担い、未臨界維持には制御棒とホウ酸水

注入を用いる。ATWS 対策として ATWS 緩和設備（制御装置）。

高速炉：複数の制御棒による系で緊急炉停止と未臨界維持。ATWS 対策として緊急炉停止機能を有する受動炉停止機構を設計に取り入れる。

- ◇ 軽水炉は、炉心固有の反応度フィードバック特性が強く、ATWS を想定しても直ちに炉心損傷に至ることはなく、ATWS 緩和設備（制御装置）で対策することができる。

- ◇ 次世代高速炉は、炉心中心部で冷却材温度係数およびナトリウムボイド反応度は正であり、ATWS を想定すると短時間で炉心損傷に至りうる。このため炉停止機能を強化する。構成機器レベルで多様性を考慮した複数の急速炉停止機能を有する制御棒による能動的炉停止系を備える。さらに、受動的な炉停止機能を導入する。

ii) 炉心冷却機能

軽水炉：LOCA 時の炉心注水、圧力制御、残留熱除去（最終ヒートシンクへの熱輸送）

高速炉：ガードベッセル等の静的機器による原子炉冷却材バウンダリ破損時の液位確保、崩壊熱除去（最終ヒートシンクへの熱輸送）

- ◇ 加圧系である軽水炉は、注水と圧力制御が必要であるが、炉心冷却のために加圧を必要としない低圧系である高速炉では不要。

- ◇ 次世代高速炉では、2 重バウンダリ構造で、原子炉冷却材バウンダリの破損を想定しても炉心冷却に必要な液位を確保する。具体的には、原子炉容器の外側にガードベッセルを設置する。

- ◇ 崩壊熱除去系統は、原子炉冷却材系に接続し、大気をヒートシンクとする 2 次ナトリウムループで構成し、液体ナトリウムを循環させることで崩壊熱を除去する。原子炉冷却材系への接続位置や熱交換器の形式等に多様性を持たせるとともに、ポンプやブローを用いた強制循環機能に加えて、受動的な機能として自然循環機能を持たせる。また、水蒸気系の設備も崩壊熱除去

に活用することも可能である。

- ◇ 軽水炉でも受動的な注水、残留熱除去機能が導入されているが、冷却水を供給する水源を必要とするものが多い。これに対して、高速炉では最終ヒートシンクを大気として、炉心と大気に放熱する熱交換器間の閉ループでナトリウムを自然循環させるのみのシンプルな構成であり、系統圧力の変動も考慮する必要がないので、長期の安定した冷却が可能。
- ◇ 以上の特徴を有する崩壊熱除去設備を多重性・多様性・独立性を考慮して設計に組み込むことで、設計基準事故と重大事故等に対処する。

iii) 放射性物質の格納機能

軽水炉：原子炉格納容器による格納障壁の形成、LOCA 時等に格納容器内に噴出する高温蒸気の凝集、Zr-水反応により生じる水素の濃度制御、放射性物質の放散抑制、原子炉容器メルトスルー時の格納容器内での燃料デブリ保持

- ◇ 加圧系である軽水炉は、LOCA 時等に 1 次冷却材蒸気が噴出することになるので、格納容器でこれを受ける設計とする必要がある。炉心損傷時には、注水冷却するとともに、雰囲気圧力・温度上昇、水素蓄積・燃焼、水蒸気爆発、コアコンクリート反応等の負荷要因に対して対策を講じる必要がある。

高速炉：原子炉格納容器は主としてガス状放射性物質の放散抑制機能を果たし、原子炉容器が炉心損傷時の損傷炉心保持機能を果たす。

- ◇ 次世代高速炉では、原子炉容器内でナトリウムを保持して損傷炉心を冷却する。高過出力となる ATWS 系事故シーケンスでは、炉心部のみが溶融し、原子炉容器内のナトリウムは保持される。PLOHS 系事故シーケンスでは、時間をかけてナトリウムを含む系統全体が昇温する。いずれの場合にも原子炉容器が破損しないように耐性を確保するとともに、原子炉容器内に保持されたナトリウムを活用した冷却手段を設計に取り入れる。

- ◇ ATWS 系事故シーケンスでは、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。炉心の特性から炉心損傷時には、冷却材の沸騰や溶融燃料の凝集等によって正の反応度が投入される可能性があることから、正の反応度投入によるエネルギー発生を緩和する対策（ナトリウムボイド反応度の低減、溶融燃料の炉心外排出機構等）を設計に取り入れる。炉心損傷したとしても原子炉容器内の冷却材の循環による損傷炉心の冷却を可能とし、損傷炉心を原子炉容器内で保持するための対策を設計に取り入れる。これらの設計対策は、短期間の炉心損傷の事象推移において自然現象として効果が現れるものとし、運転員の判断や操作を要しないものとする。ただし、事故後の冷却過程においては、運転員操作を伴う事故管理方策の適用を考慮する。
- ◇ LOHRS 系事故シーケンスでは、燃料からの発熱は崩壊熱であり、ナトリウムの高い沸点、高い熱伝達特性により、炉心損傷防止対策としての崩壊熱除去機能を失ったとしても燃料のみが高温となることはなく、炉心からの崩壊熱は原子炉冷却材系全体に伝わり、原子炉冷却材系全体が緩慢に温度上昇する挙動となる。このため、冷却材が沸騰・蒸発し、炉心が露出するまでには相当の時間余裕がある。この時間余裕を活用して炉心損傷防止対策としての崩壊熱除去機能が喪失した場合にも有効な追加的な除熱手段を設計に取り入れ、事故の影響を緩和する。

(3) 深層防護の考え方

原子炉施設の安全設計は炉型によらず深層防護の考え方に基づいているが、深層防護の定義は、時代とともに変遷してきている。ここでは、次期軽水炉や次世代高速炉等の国内立地を想定した新型炉に共通して適用する深層防護の定義と目的を示すとともに、これを次世代高速炉に展開した場合の考え方を説明する。

① 深層防護の定義と目的

深層防護の定義と目的、対応する想定事象を表 1 に示す。これは、次期軽水炉と同様である。^{*1}

ここで、深層防護レベルの定義は、IAEA TECDOC-1791^{*2}のアプローチ 2 を採用し、深層防護レベル 2 及び 3 を設計基準範囲（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故）、深層防護レベル 4a 及び 4b を設計基準を超え、重大な放射性物質の放出に至らない範囲として定義する。これは、国内規制基準の深層防護の分類の考え方（「実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について」（原子力規制委員会、令和 4 年 12 月 14 日改訂））とも整合している。

深層防護の実装の考え方は次の通りである。

- i) 原子力安全の目的を達成するために貢献できる複数の防護の目的を設定
- ii) 防護レベルの目的を達成するため、各防護レベルを突破されないための防止策と、防護レベルを突破された時の緩和策を設定
- iii) 異なった防護レベル間の防止策・緩和策は、「広義の独立性*」を有するように設定

*：広義の独立性とは、「深層防護レベルが突破されるのを防止する手段の有効性が独立であること」と考えられる。これは、必ずしも深層防護のレベル毎に異なる設備を設けることなく、前段の深層防護レベルが突破されるような過酷なプラント状態や外部事象等を想定しても、当該安全機能が維持できるように、設備の機能拡張（受動的機能の組み込みや設備容量や運転温度に余裕を持たせることなど）や事故管理方策を適用することを含むものである。

*1: 次期軽水炉の技術要件と実現のための取り組み、「次期軽水炉の技術要件検討」ワーキンググループ（フェーズ 2）報告書、2024 年 3 月、原子力発電部会「次期軽水炉の技術要件検討」ワーキンググループ（フェーズ 2）

*2: “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants”

具体的には、次世代高速炉の特徴に応じて事象選定し、各レベルの目標を達成できるように設計対策し、その有効性を評価する。

表 1 深層防護各レベルの目的と対応する想定事象

深層防護 レベル	深層防護各レベルの目的 (想定事象)
レベル1	異常・故障発生防止
レベル2	異常状態の制御、故障の検知 (運転時の異常な過渡変化)
レベル3	設計基準内への事故の制御 (設計基準事故)
レベル4a	炉心損傷を防止するための設計基準事故 を超える状態の制御 (重大事故に至るおそれがある事故)
レベル4b	シビアアクシデントの影響を緩和するた めの設計基準を超える状態の制御 (重大事故)
レベル5	重大な放射性物質の放出による 放射線影響の緩和

② 次世代高速炉への適用

i) 深層防護レベル 1

放射性物質放散に対する多重障壁となる燃料被覆管、原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガスバウンダリを構成する機器、炉心を支持して反応度及び冷却性を維持する機器、炉心冷却と反応度制御等、それらの異常や破損が炉

心の安全性に影響を及ぼしうる構築物、機器、系統等の健全性と機能を維持して異常・故障発生を防止する。

例えば、高温低圧で過渡時の温度変化が大きいといったプラント寿命中に想定される高速炉特有の荷重条件に対し、原子炉容器に代表される原子炉冷却材バウンダリ構成機器の健全性が十分な余裕をもって確保できるように設計する。

ii) 深層防護レベル 2

運転時の異常な過渡変化^{*3}に対して、異常状態を制御するとともに故障を検知し、事故に進展することを防止する。原子炉出力と炉心冷却の不整合が生じた場合、炉心の固有の反応度特性とあいまって不整合が解消できるように制御できる系統を設けるとともに、制御範囲を逸脱した場合には、直ちに原子炉停止し、プラントを安全停止状態に移行できるように対策する。

代表的な事象例としては、外部電源喪失、1次ポンプトリップ、制御棒誤引き抜き、給水ポンプトリップ等が想定され、これらに対応するための設備として炉心の固有の反応度特性、原子炉制御系、安全保護系、原子炉停止系、崩壊熱除去系等が装備される。安全保護系、原子炉停止系、崩壊熱除去系は、安全系（安全上の重要度が特に高い設備）として設計し、高い信頼性が得られるように、単一故障と外部電源喪失を想定しても機能するように、多重性・多様性・独立性を持たせる。これらの系統は即応性が高い能動的なシステムを基本とするが、崩壊熱除去系には受動的な機能である自然循環機能を持たせることも可能とする。

^{*3}: 定義は以下に示す「実用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」（以下「実用炉基準規則」という）のそれと同様。

通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心又は原子炉冷却材バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの

iii) 深層防護レベル 3

設計基準事故^{*4}に対して、影響の拡大を防止し、設計基準内に事故の影響を抑制する。

代表的な事象例としては、炉内配管破損に伴う炉心冷却材流量減少、1 次ポンプ軸固着、制御棒の異常な引き抜き、気泡通過、燃料集合体内異常、2 次系ナトリウム漏えい、蒸気発生器伝熱管破損等が想定され、これらに対応するための設備として炉心の固有の反応度特性、安全保護系、原子炉停止系、崩壊熱除去系等が装備される。安全保護系、原子炉停止系、崩壊熱除去系の設計については、「ii) 深層防護レベル 2」に記載のとおりである。

設計基準事故において燃料被覆管の破損が生じる場合、原子炉格納系によって、環境への放射性物質の放出を抑制する。燃料被覆管が破損することで、燃料ピン内のガスプレナム及びペレットと燃料被覆管のギャップ空間に蓄積している FP ガスが原子炉冷却材中に放出され、カバーガス空間に移行する。さらに原子炉カバーガス系や原子炉カバーガスバウンダリを構成するルーフスラブの機器貫通部のシール部等を経由して、原子炉格納容器内に移行する。原子炉格納容器は、放出経路となりうる原子炉格納バウンダリを貫通する配管等の隔離に加えて、必要に応じて非常用ガス処理系等を設け、これらの機能によって、放射性物質の環境放出を抑制する。原子炉格納系は、これらの放射性物質の移行経路における保持効果や減衰効果を考慮に入れて設計する。

次世代高速炉はタンク型炉であり、その破損が系外への冷却材漏えいとなる 1 次冷却系の配管を持たない設計となっている。このため、原子炉容器を安全上の重要度が特に高い機器として、高い信頼性が確保できるように設計することで、原子炉容器からの漏えいを設計基準事故より頻度の低い重大事故等に位置付ける。1 次系と 2 次系の境界となる中間熱交換器と崩壊熱除去系熱交換器については、1 次系に対して 2 次系の系統圧力を高く設定し、それらの伝熱管等の境界部分で破損が生じた場合にも炉心冷却に必要な 1 次冷却材の液位が確保できるように設計する。

2 次系ナトリウム漏えい及び蒸気発生器伝熱管破損については、これらの事象が発生した場合には、当該 2 次系ループの熱輸送機能が失われる恐れがあるため、安全保護系、原子炉停止系、崩壊熱除去系の機能によって、異常

を検知して原子炉停止し、崩壊熱を除去することで、事象を終息させる。これらの事象で発生しうるナトリウム燃焼及びナトリウム水反応に対して、これらの事象を検出し、緩和・終息させる対策を講じることで、これらの事象が安全機能を有する設備の機能を阻害しないように設計する。（「(4) ハザード想定対策の考え方」参照）

*4: 定義は以下に示す「実用炉基準規則」のそれと同様。

発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの

iv) 深層防護レベル 4a

重大事故に至るおそれがある事故シーケンス^{*5}は、設計が具体化する段階までに PRA を実施して、その結果を参考に明確化していくこととするが、高速炉で考慮すべき事故シーケンスとして ATWS 系、LOHRS 系を想定し、著しい炉心損傷を防止するための対策を講じる。

軽水炉では、原子力規制委員会が指定するものに加えて、個別プラントの PRA の結果から必要に応じて追加することとしている。常陽でも同様の方法がとられており、もんじゅでは事故シーケンスグループの指定は受けていないが PRA の結果を参照して選定されている。実証炉では、常陽、もんじゅの例を参考としつつ、PRA を実施し、その結果や先行事例を参照して選定する方針である。

ATWS 系と LOHRS 系の事故シーケンスの特徴は 2. (2) ②で述べたとおりである。これらの事故シーケンスの分類は、常陽、もんじゅを含むこれまでに実施された高速炉の PRA 研究の成果に基づいている。これらの事故シーケンスは、図 1 に示すように細分化される。

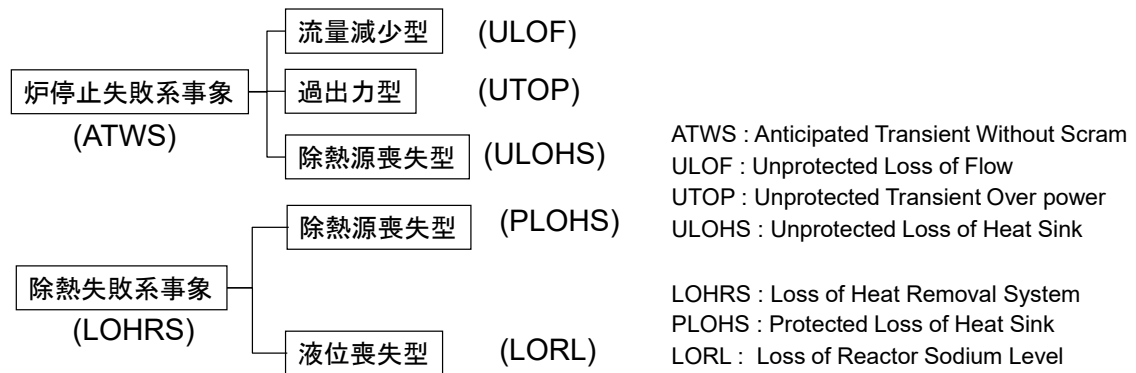


図1 炉心損傷に至るおそれがある事故シーケンスの分類

常陽の安全審査では、上記の事故シーケンスに加えて、局所的燃料破損（LF:Local (Fuel) Fault）の想定が求められているが、事象想定のかえ方について今後検討する。

深層防護レベル 4a では、これらの事故シーケンスに対して、著しい炉心損傷の発生を防止するための対策を講じる。

ATWS 系に対しては、能動的炉停止系の不作動を想定しても機能する、受動的な炉停止機構を導入する。受動的炉停止機構は、流量減少型、過出力型、除熱源喪失型のいずれのタイプの ATWS にも対応できるものとする。

LOHRS 系のうち、PLOHS 系に対しては、崩壊熱除去系の多重故障、外部事象による機能喪失を想定しても、崩壊熱除去機能の全喪失に至らないように崩壊熱除去設備を系統構成する（単一故障基準を超えた想定にも対応できるように機能拡張する）。LORL 系に対しては、原子炉容器からのナトリウム漏えいを想定し、ガードベッセルを設置することで漏えいしたナトリウムを保持し、崩壊熱除去に必要な液位を確保する。

*5: 定義は以下に示す「実用炉基準規則」のそれと同様。

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、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

v) 深層防護レベル 4b

重大事故の状態^{*6}として、深層防護 4a の措置が機能しない場合において、評価対象とする事故シーケンスの進展によって格納機能に対して負荷を与える状態を想定する。

- ✧ ATWS 系：炉心溶融の進展に伴う原子炉容器への機械的・熱的負荷
- ✧ LOHRS 系（PLOHS）：除熱不全による炉心及び原子炉容器への熱的負荷
（LORL は、原子炉容器と同等の信頼性を有するガードベッセル等で対策することとして重大事故から除外）

重大事故において考慮すべき原子炉容器及び格納容器の破損モードと対策を表 2 に示す。

- 格納機能を有する原子炉容器と格納容器の破損モードに対して、それぞれの破損を防止するための対策を用意する。
- 対策は、ATWS 系、LOHRS 系それぞれの事象進展過程において機能を発揮できるものとする。

表 2 想定される格納機能に対するチャレンジ要因と対策

(a) 原子炉容器		(b) 格納容器	
原子炉容器破損対策		格納容器破損対策	
原子炉容器破損モード	設計対策	格納容器破損モード	設計対策
動的な圧力・温度負荷 [ATWS]	- 炉心損傷過程における即発臨界超過の防止（再臨界回避方策） - 原子炉容器の耐性確保とルーフスラブからのナトリウム噴出防止	ガス状FP及び揮発性FPの崩壊熱による雰囲気加熱 [ATWS][PLOHS]	炉心損傷過程において生じる負荷に対して、内部構造物の熱容量も考慮して格納容器の耐性を確保
燃料デブリの接触による局所加熱 [ATWS]	原子炉容器内コアキャッチャーによる接触防止	動的な圧力・温度負荷（ナトリウム噴出・燃焼） [ATWS]	
除熱不全による過温 [PLOHS]	代替除熱手段による過温防止	動的な圧力・温度負荷（ナトリウムコンクリート反応によって発生する水素の蓄積燃焼） [ATWS][PLOHS]	ナトリウムとコンクリートの接触防止（原子炉容器とガードベッセルの 2 重破損の防止、鋼板コンクリート構造の採用）
ガス状FP及び揮発性FPの崩壊熱によるカバーガス部の過温と過圧 [ATWS][PLOHS]	カバーガス安全弁	溶融炉心・コンクリート相互作用 [ATWS][PLOHS]	損傷炉心物質の原子炉容器内保持により防止

*6：定義は以下に示す「実用炉基準規則」のそれと異なる。

炉心が著しく損傷した場合において、格納容器に負荷を与える状態。

その理由は、1) 軽水炉では、炉心損傷後に発生しうるシビアアクシデント現象は同種のものとなり、炉心損傷の起因となる事故シーケンスの依存性は顕著とはならないのに対して、高速炉では、ATWS 系と LOHRS 系で事故シーケンスの進展が大きく異なり、炉心損傷時のプラント状態が大きく異なる (2. (2)②ii) 参照) こと、2) 高速炉では、原子炉容器が格納機能の一翼を担うため、重大事故の原子炉容器と格納容器のそれぞれについてのチャレンジ要因を考慮する必要がある (2. (2)③iii) 参照) ことである。

vi) 深層防護レベル 5

敷地外緊急時対応等であり、別途検討する。

深層防護のレベル間の独立性

- レベル 2, 3 に対して、レベル 4 は独立した対策とする。さらに、レベル 4a と 4b の独立性を持たせる。レベル 4a は炉心損傷の発生防止であり、レベル 4b は炉心損傷時の影響緩和である。レベル 4b はレベル 4a が機能しない場合に機能することが求められるので、必然的に機能的な独立性が求められる。レベル 2 と 3 については、多重性・多様性・独立性を考慮した信頼性の高い安全系で対応するため、独立性は求めない。安全系と常用系は独立とする。
- ☆ ATWS 系：レベル 2, 3 能動的炉停止、レベル 4a 受動的炉停止、レベル 4b 損傷炉心の原子炉容器内保持。レベル 2, 3 とレベル 4a は作動原理が異なることから機能的に独立性を有する。レベル 4a と 4b は、物理的に別の設備であり、質的にも異なることから独立性を有している。
- ☆ LOHRS 系 (LORL)：原子炉容器の信頼性を確保して、レベル 2, 3 の対策を不要とする。レベル 4a の対策として、ガードベッセルで炉心冷却に必要な液位を確保する。この場合、炉心損傷に至ることなく炉心冷却が可能となる。原子炉容器からの漏えいが設計基準を超える低頻度事象となるように原子炉容器の設計・製作・保守を行う。ガードベッセ

ルも同様とするとともに、原子炉容器とガードベッセルの共通要因破損を防止する。次世代高速炉では、原子炉建屋に免震技術を適用することで原子炉容器とガードベッセルを含む冷却系機器の地震に対する裕度を確保することとしている。

☆ LOHRS 系 (PLOHS) : レベル 2, 3 安全系である多重性・多様性・独立性を考慮した崩壊熱除去系、レベル 4a 安全系である設計基準対象設備の機能拡張、または独立した系統の導入によって、複数手段の共通要因による機能喪失を防止し、設計基準を超える過酷なプラント状況での機能を維持する。

- ✓ 設計基準を超える故障の重ね合わせや全電源喪失、内部と外部のハザードを想定しても機能する冷却設備を備える。このため、多様な冷却手段を組み合わせ、除熱手段の全てが機能喪失しないように（複数の除熱手段のうち、いずれかの除熱手段は機能するように）、設計基準を超える状態における有効性を確保することで、有効性の観点からの独立性を確保する。
- ✓ 長期の電源喪失時にも機能するよう、自然循環機能を備える。
- ✓ 可搬型設備の活用を含む事故管理方策を取り入れ、ハードとソフトの両面から対策する。
- ✓ レベル 4b の対策として、レベル 4a までの手段と同時に機能喪失しない独立性の高い除熱手段によって炉心及び原子炉容器を冷却する。

深層防護の妥当性の判断

- 設計基準対象設備（深層防護レベル 2 及び 3）、重大事故等対処設備（深層防護レベル 4a 及び 4b）が設計要求を満足することを、以下を含む安全評価によって示す。

☆ 深層防護の各レベルに対応した想定事象、あるいは想定事故シーケンスに対する対策設備の有効性を評価

☆ 対策設備の信頼性・有効性確保のための特性（安全機能の重要度分類

とそれに応じた設計、多重性・多様性・独立性、アクティブ・パッシブ等)の確認

☆ 内部と外部のハザード、シビアアクシデントを含む想定されるプラント状態においても対策設備が機能しうることの確認

- 決定論的評価を主体として、必要に応じて確率論的評価を活用する。

(4) ハザード対策の考え方 (ナトリウムの化学反応を含む)

ここでハザードとは、原子炉施設安全の脅威となりうる地震、津波等の自然現象と外部人為事象（故意によるものを除く）、原子炉施設内で発生しうる火災や溢水を指す。このような内部と外部のハザードに対して安全機能が確保できるように対策する。

- ハザードによって脅かされる安全設備の防護と裕度の確保、共通要因による複数の安全機能の喪失を防止
- ナトリウムの化学反応は内部ハザードの一つとして位置付け、安全設備の脅威とならないように対策

外部ハザードに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、津波や火山灰降下のように、外部環境にさらされたプラント外面の機器や周辺施設の機能に影響を与えるものが考えられる。地震時の津波、台風に伴う降水といった同時に発生する蓋然性の高い外部ハザードについては、重ね合わせを考慮する。また、設計基準を超える条件では、長期の外部電源喪失を伴う可能性があるため、その重ね合わせを考慮する。

内部と外部のハザードに対して、主要安全設備（その機能喪失が炉心損傷に直結しうる設備と事故を終息させるために必要な設備）の裕度を確保する、あるいは、物理的分離を含めた防護手段を設ける。また、複数の安全設備が同時に機能喪失しないように、特定の設備の損壊が他の安全設備に波及しないように対策する。

高速炉では、高温での過渡的な温度変化を含めた熱荷重に対して寿命中の健全性を確保するためには、原子炉容器等のナトリウムを内包する機器や配管を薄肉

構造とすることが有利な反面、耐震性を確保するためにはある程度の板厚を確保する必要もあるため、これらの相反する要求を満足できるバランスのとれた設計が求められる。

高速炉では、主冷却系の冷却材にナトリウムを用いていることから、主冷却系からのナトリウム漏えいは当該冷却系の機能を阻害するため炉心冷却に直接的に影響を与える。この観点からナトリウム漏えいは安全評価の対象事象となる(2.(3)②iii) 参照)。一方で、漏えいしたナトリウムの燃焼は安全施設の脅威となりうるハザードとして考慮する。なお、ナトリウムと水蒸気との熱交換器である蒸気発生器での伝熱管漏えいに伴うナトリウム-水反応が炉心の脅威とならないように、2次ナトリウム冷却系を設置する。さらに、ナトリウム-水反応を検出し、その影響が、水漏えいを生じたループの原子炉冷却材バウンダリを構成する中間熱交換器の伝熱管等の健全性に有意な影響を与えないように緩和するための対策を講じる。

高速炉では、大気放熱の崩壊熱除去設備を用いることから、これらの大気との熱交換を行う機器設備について飛来物や火山灰降下等から防護することが重要である。異常低温に対するナトリウムの凍結防止も重要である。

(5) 特定重大事故対策の考え方

- 故意による大型航空機衝突、テロ等の意図的な人為事象を想定しても機能する冷却設備を高速炉の特徴を考慮して原子炉施設本体に組み込む（深層防護レベル 4b の対策との統合）

特定重大事故等対処施設とは、重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するためのものをいう^{*7}。

^{*7}: 「実用炉基準規則 2 条 2 項 12 号」

次世代高速炉で、これに相当する機能は深層防護レベル 4b の対策に相当する冷却とそのサポート及び制御機能である。原子炉施設本体に組み込まれた冷却設備が大型航空機衝突、テロ等を想定しても機能喪失しないように、原子炉建屋の頑健性、区画分離、機器・設備の配置等の対策を施す。また、空気冷却器の空気流出入口については、分散配置するとともに離隔距離をとる。

(6) 大規模損壊対策の考え方

規制要求は、深層防護 4b までの対策が適切にとられているにも関わらず、仮想的に格納容器が破損した状態を想定した場合に、取りうる設備対策を求めるもの。

このため、仮想的に格納容器が破損した状態を想定し、以下の観点等から取りうる対策を用意する。

- ◇ 崩壊熱除去
- ◇ ナトリウム火災抑制
- ◇ 放射性物質放散抑制

3. 主要設備の安全設計方針

ここでは、「2. 安全確保のための基本的考え方」で整理した、次世代高速炉の特徴を踏まえた深層防護（DiD : Defence in Depth）のあり方に基づき、主要設備の安全設計方針として、炉心燃料、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガスバウンダリ構成機器、原子炉停止設備、炉心冷却（崩壊熱除去）設備、原子炉格納設備についての機能要求を該当する深層防護のレベルを明示し整理する。機能要求として研究開発段階炉設置許可基準規則の要求を意識した記載レベルとしている。なお、各設備への基本的な機能要求とそれを達成するために求められる特性として、多重性・多様性・独立性、アクティブ・パッシブの導入、恒設・可搬、品質確保に係る安全重要度分類に関する要求については、参考のため【】で明示する形とした。ここで、アクティブ・パッシブは、動的設備に対する能動的・受動的という意味と、静的機器か動的機器かの両者を含めている。本章をまとめることによって、5章に示す研究開発段階炉設置許可基準規則とのギャップ整理に繋げることを意図している。

(1) 炉心燃料

[DiD 1, 2]

- ・炉心は、ナトリウムに特有の高熱伝導度、圧力変動に対して安定な性質、単相流運転が通常期待できる特性、およびドップラ効果に基づく負の反応度係数等により、通常運転時において、原子炉出力の過渡的变化に対し、固有の出力抑制特性を有する設計とする。炉心は、出力振動が発生した場合であっても、上記特性および計測制御系により、核分裂の連鎖反応を制御することができ、燃料の許容損傷限界を超えない設計とする。
- ・燃料集合体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線条件に対し、必要な物理的及び化学的性質を保持するよう応力、最高温度、放射線照射量及びひずみ量を制限する設計とする。
- ・燃料集合体への冷却材流路は、異物等による流路の閉塞を防止する設計とする。
- ・燃料集合体は、輸送及び取扱い中に受ける荷重に耐える設計とする。
- ・炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生じ

る場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能とあいまって、燃料要素の許容損傷限界を超えないように最大線出力（燃料中心最高温度）、燃料被覆管最高温度及び燃料被覆管累積損傷和等の制限値を設定し、この制限値を満足できる設計とする。

- ・燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料要素の内外圧力差、燃料要素及び集合体の照射、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・動的荷重、燃料ペレットの変形等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持できる設計とする。

[DiD 1, 2, 3]

- ・燃料集合体は、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想定される荷重の組合せに対し、原子炉の安全停止及び停止後の炉心の冷却機能を確保するため、必要な構造及び強度を維持する設計とする。
- ・燃料要素は、燃料要素の内圧によるクリープひずみ、熱膨張による変形量及び中性子照射による膨張により生ずる変形量を炉心の冷却機能を損なわない範囲内に制限する設計とする。
- ・燃料集合体は、冷却材の循環により生ずる流体振動やフレットィング及び温度変動等により損傷を受けない設計とする。
- ・燃料要素および燃料集合体の安全機能の重要度を適切にクラス分類し、その安全機能の重要度に応じて、安全機能を確保する設計とする。【安全重要度分類】
- ・炉心は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。【安全重要度分類】
- ・現地搬入後、燃料集合体の変形の有無等进行检查し、その健全性を確認できる設計とする。

[DiD 4b]

- ・炉心は、ATWS 系の炉心損傷の事象進展過程において、ナトリウムボイド反応度を含む全ての反応度フィードバックを考慮して、好ましい核的、熱的及び構造的特性を有し、原子炉容器内で損傷炉心を保持する機能を失わないよう大規模な機械的エネルギー放出を回避する設計とする。

(2) 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガスバウンダリ構成機器

[DiD 1, 2, 3, 4a, 4b]

- ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガスバウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時に放射性物質の放出に対する障壁機能を有する設計とする。また、設計基準事故や重大事故等においても、起因事象や事象推移の特性に応じて、格納バウンダリとあいまって放射性物質の放出に対する障壁機能を果たす設計とする。

[DiD 1, 2, 3]

- ・原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器をもって、冷却材の漏えいを防止し、原子炉容器内のナトリウム液位を必要な高さに保持する設計とする。
- ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガスバウンダリの必要な箇所に、ナトリウムを液体の状態に保つことができる設備を設けることで、ナトリウム凍結を防止する設計とする。
- ・原子炉カバーガスの炉心内への流入を極力防止するとともに、流入したとしても炉心の反応度や冷却に直ちに有意な影響を及ぼすことがない設計とする。
- ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガスバウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時により生じる衝撃、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ひずみ、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガスバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とするとともに、ナトリウムによる腐食を防止した設計とする。

[DiD 1, 2, 3, 4a, 4b]

- ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガスバウンダリの安全機能と、原子炉冷却材バウンダリの破損を想定した場合の緩和機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるように設計し、その健全性及び能力を確認するため、適切な方法により原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。【安

全重要度分類】

[DiD 4a : LOHRS 対策]

- ・重大事故等として想定する原子炉冷却材バウンダリからの冷却材漏えいについては、ナトリウム漏えい検出器を設けることで、万一の原子炉冷却材バウンダリからの一次冷却材の漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できる設計とする。
- ・重大事故等として原子炉冷却材バウンダリの破損を想定した場合にも、原子炉冷却材のナトリウム液面を崩壊熱除去に必要な液位に維持できる設計とする。【多重性・多様性・独立性】
- ・液位確保のためのバックアップ機能については、原子炉容器とバックアップ機能との共通要因破損を防止するとともに、原子炉容器の破損によるバックアップ機能の従属破損を防止する。【多重性・多様性・独立性】

(3) 原子炉停止設備

[DiD 2, 3]

- ・運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、迅速に原子炉を自動停止して原子炉を未臨界状態に移行し、その状態を維持できる原子炉停止系を設ける。
- ・原子炉停止系は制御棒により構成し、能動的炉停止機能を有する少なくとも2つの異なる系統を設け、それぞれが独立して原子炉を未臨界に移行し、その状態を維持できる設計とする。
- ・原子炉停止系の1つは、最大の反応度価値を持つ制御棒1本が挿入されない場合でも、高温状態及び低温状態において原子炉を未臨界状態に移行し、その状態を維持できる設計とする。
- ・原子炉停止系は、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合においても機能できるよう多重性又は多様性及び独立性を確保し、安全機能を確保できるように設計する。【多重性・多様性・独立性】

[DiD 4a : ATWS 対策]

・運転時の異常な過渡変化時において、能動的炉停止機能（原子炉停止系）により原子炉を緊急停止できない事象が発生した場合の炉心損傷防止対策として、短時間で著しい炉心損傷に至りうる事象に対して有効に機能する受動的炉停止機構を設ける。短時間で著しい炉心損傷に至る可能性のある事象として、以下を想定する。

- ・炉心流量喪失時原子炉停止系機能喪失（ULOF）
- ・過出力時原子炉停止系機能喪失（UTOP）
- ・除熱源喪失時原子炉停止系機能喪失（ULOHS）

[DiD 2, 3, 4a]

- ・原子炉停止系及び受動的炉停止機構の安全機能の重要度を適切にクラス分類し、その重要度に応じて安全機能が確保されるよう設計し、その機能を確認するため、適切な方法により原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。【安全重要度分類】
- ・原子炉停止系には実績のある能動的機構を採用し、それらにより原子炉を緊急停止できない場合の炉心損傷防止対策である受動的炉停止機構は、炉心出力及び炉心温度を下げるための固有の反応度フィードバック特性を補完するように、また、動的な信号、動的な機器、電源を使用せず、自然現象に直接的に反応するように設計する。【アクティブ・パッシブ】
- ・原子炉停止系はすべて恒設とする。【恒設・可搬】

(4) 炉心冷却（崩壊熱除去）設備

[DiD 2, 3]

- ・原子炉停止後の炉心崩壊熱及び燃料交換時等の長期にわたる原子炉停止時の炉心崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる設備として崩壊熱除去系を設ける。
- ・崩壊熱除去系は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故といった起因事象に加えて単一故障を考慮した場合においても、必要な除熱量を確保した設計とす

る。

- ・崩壊熱除去系は、2次冷却系を1次冷却系統よりも高压に保持することで、熱交換器の伝熱管が破損した場合、放射化し放射性物質を随伴しうる1次冷却材が2次冷却系に漏れ出すことがない設計とする。
- ・崩壊熱除去系によるナトリウムの凍結を防止するための対策や設備を備えた設計とする。
- ・崩壊熱除去系は、系統を分離するとともに、系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるよう、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計とする。【多重性・多様性・独立性】

[DiD 4a, 4b:LOHRS 対策]

- ・設計基準事故よりも過酷な状態として、系統・構造・機器の多重故障に起因する設計基準を超える事象に対処するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象とする崩壊熱除去系の機能拡張（4a）を行うとともに、追加的な代替冷却手段（4b）を備えた設計とする。

[DiD 4a:LOHRS 対策]

- ・運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象とする崩壊熱除去系は、管理・運用性及び信頼性の高い恒設設備対応を基本とするが、設計基準を超える事象に対して柔軟な対応が可能なように、この崩壊熱除去系の機能拡張として、時間余裕を有効活用した手動操作や可搬型設備等による機能回復が可能な設計とする。【恒設・可搬】

[DiD 4b:ATWS 対策]

- ・炉心損傷時において、原子炉容器内で保持している損傷炉心物質に対して、崩壊熱除去系による原子炉容器内ナトリウム冷却を行うことで、熔融炉心の格納に関する設備の機能とあいまって、炉容器内事象終息が達成可能な設計とする。

[DiD 4b:LOHRS 対策]

- ・代替冷却手段として備える崩壊熱を除去する設備は、共通要因故障を回避するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象とする崩壊熱除去系とは

独立し、実行可能な範囲で多様性を備えた設計とする。

[特定重大事故]

- ・特定重大事故等対処施設に要求される機能（深層防護レベル 4b の対策に相当する冷却とそのサポート機能）をあらかじめプラントに組み込んだ設計（ビルトイン）とする。この機能が航空機衝突、テロ等を想定しても機能喪失しない設計とすることで、深層防護レベル 4b 対策としての代替冷却手段が、特定重大事故等対処施設を兼ねるものとする。

[DiD 2, 3, 4a, 4b]

- ・崩壊熱除去系を含む崩壊熱除去機能を有する設備の安全機能の重要度を適切にクラス分類し、その重要度に応じて安全機能が確保されるよう設計し、その機能を確認するため、適切な方法により原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。【安全重要度分類】
- ・信頼性の強化及び長期の全交流電源喪失時の機能維持のため、崩壊熱を除去する設備は自然循環能力を適切に備えた設計とする。【アクティブ・パッシブ】

(5) 原子炉格納設備

《損傷炉心の格納に関する設備》

[DiD 4b : ATWS 対策]

- ・炉停止失敗系の重大事故時に、原子炉容器内で損傷炉心物質を保持する機能を失わないよう、原子炉容器の破損を防止する設計とする。
- ・崩壊熱除去機能とあいまって、損傷炉心物質を原子炉容器内で長期的に保持可能な設計とする（炉容器内事象終息）。
- ・炉容器内事象終息によって、水素の発生要因となる格納容器内でのコア・コンクリート反応が生じない設計とする。
- ・重大事故対処設備は、想定される重大事故の使用条件において、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。【安全重要度分類】
- ・炉停止失敗系の重大事故対処設備は、想定する事故シーケンスや事象推移の不確

かさを考慮しても機能する設計とする。

- ・炉停止失敗系の重大事故では、炉出力が急激に上昇して短時間で炉心損傷に至る恐れがあるため、重大事故対処設備はビルトインの設計とし、事象推移において有効に機能し、運転員の判断や操作を要しないものとする。事故後の長期的な安定冷却においては、運転員操作を伴う事故管理方策の適用を考慮する設計とする。【アクティブ・パッシブ】

- ・熔融炉心の格納系は恒設とする。【恒設・可搬】

《ガス状及びエアロゾル状の放射性物質の格納に関する設備》

[DiD 1, 2, 3, 4a, 4b]

- ・設計基準事故及び重大事故等で想定される全ての環境条件において、原子炉格納容器及びその付帯設備はその雰囲気中に含まれる放射性物質の格納機能を維持することができる設計とする。
- ・通常運転、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等において、原子炉格納容器及びその付帯設備は、原子炉格納容器及びその付帯設備に内包される放射性物質からの放射線による運転員及び公衆に対する過度の被ばくから防護する設計とする。
- ・原子炉格納容器及びその付帯設備の安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるように設計し、その健全性及び能力を確認するため、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。【安全重要度分類】
- ・ガス状及びエアロゾル状の放射性物質の格納系は恒設とする。【恒設・可搬】

[DiD 2, 3, 4a, 4b]

- ・原子炉格納容器を貫通する配管には、隔離弁を設ける。ただし、事故の収束に必要であり、隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある系統の配管は対象外とする。
- ・原子炉格納容器から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の浄化系を設ける設計とする。

- ・原子炉格納容器隔離弁を設ける場合については、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合においても機能できるように設計する。【多重性・多様性・独立性】

- ・原子炉格納容器隔離弁は、自動隔離弁とし、隔離機能の確保が可能な設計とする。

【アクティブ・パッシブ】

[DiD 4b : ATWS 対策]

- ・炉心の著しい損傷に至った場合においても、それに伴う事象進展を考慮した上で、放射性物質に対する格納機能を維持できる設計とする。

4. ハザード対策に関する安全設計方針

ここでは、「2. 安全確保のための基本的考え方」で整理した次世代高速炉の特徴を踏まえ、内部・外部のハザード対策に関する設備の機能要求を整理する。なお、ナトリウム炉に特徴的な内部ハザードとして、ナトリウム漏えい燃焼とナトリウム水反応を特に取り上げる。記載内容については3章に準じている。

(1) 内部と外部のハザード対策

- ・高速炉の特徴（機器の薄肉構造、最終ヒートシンクが空気、冷却材がナトリウムなど）を考慮した上で、重要な安全機能に影響を与えうる内部及び外部ハザードに対して、安全機能を有する設備を防護できる設計とする。外部ハザードに対しては、その影響の不確かさを踏まえ、設計基準相当の設計条件に対して裕度を確保した設計とする。

- ・地震対策として免震技術を採用する場合には、適正な裕度を含めた長期にわたる免震装置の機能が保証できる設計とする。

- ・ハザードによる重要な安全機能の同時喪失を回避するため、設備間の独立性を確保した設計とする。共通要因故障をもたらす外部ハザードに対しては、安全機能を有する設備に適切に多様性を持たせること、位置的分散を図ることなどで、共

通要因による機能喪失を防止した設計とする。【多重性・多様性・独立性】

- ・ハザードに対処する設備は、安全機能の重要度を適切にクラス分類し、その重要度に応じて安全機能が確保されるよう設計し、その機能を確認するため、適切な方法により原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。

【安全重要度分類】

- ・ハザードに対処する設備は、管理・運用性及び信頼性の高い恒設設備を基本とするが、ハザードによる影響の不確かさを考慮して、配置の自由度が高く、対応の柔軟性を有する可搬設備も活用する。【恒設・可搬】
- ・外部ハザードの想定条件は、国内規制要件に沿って設定するとともに、外部ハザードの重ね合わせも考慮する。
- ・安全機能を有する設備は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分を行うとともに、設計用地震力に対して裕度を確保する設計とする。
- ・外部飛来物に対して炉心を安全な状態に維持するために、原子炉格納容器を含む防護壁を設けること等で、炉停止及び炉心冷却に係る安全機能が損なわれないうような関連設備を防護する設計とする。

(2) ナトリウムの化学反応対策

《ナトリウム漏えい燃焼》

- ・ナトリウムを内包する機器・配管は、十分に確立された適切な規格及び基準に従って、設計、製作、組み立て、建設、試験及び検査を行い、その破損によるナトリウム漏えい燃焼の発生を極力防止する。
- ・ナトリウムを内包する機器・配管には、小口径配管を極力接続しないことで、ナトリウム漏えいの可能性を低減する設計とする。
- ・ナトリウム漏えい燃焼が、炉心に直接影響を及ばないようにするとともに、安全機能を有する設備が機能喪失しないよう考慮した設計とする。
- ・原子炉格納容器内においては、ナトリウム漏えい燃焼が原子炉停止機能、原子炉

冷却材バウンダリ機能、原子炉停止後の除熱機能及び放射性物質の閉じ込め機能(格納容器の健全性)に影響を及ぼさない設計とする。

- ・原子炉格納容器外においては、ナトリウム漏えい燃焼が原子炉停止後の除熱機能に影響を及ぼさないように系統分離を行い、また、放射性物質の閉じ込め機能(格納容器の健全性)に影響を及ぼさない設計とする。
- ・ナトリウムの漏えい燃焼に伴うエアロゾルの拡散が安全機能を有する設備及び周辺環境に影響を及ぼさない設計とする。
- ・ナトリウム漏えいがあった場合でも、漏えいナトリウムの燃焼を抑制できるような構造や雰囲気とするため、ナトリウムバウンダリを不活性ガス内包の防護構造で覆う等の対策を講じた設計とする。
- ・ナトリウム漏えい燃焼が重大事故シーケンスの起因事象とならないようにナトリウム漏えい燃焼対策設備の裕度を確保するため、起因事象に対する影響緩和方策の故障を想定しても対応可能な設計とする。
- ・裕度確保のため影響緩和方策の故障を想定した場合、室内への漏えいナトリウムの飛散に至る可能性があるため、室内の窒素雰囲気化、漏えいナトリウムの貯留室への移送、室内へのキャッチパンと断熱材の施設、建屋コンクリート表面へのライナの設置等、適切に組み合わせて漏えいナトリウムが飛散したとしても、ナトリウムとコンクリートの直接接触を防止できる設計とする（これにより直接接触による水素発生を防止する）。対策の組み合わせの設定に際しては、原子炉格納容器内外で、防護の目的が異なることを考慮する。
- ・静的な防護構造による対策や、ポンプ停止等の動的な操作による対策を適切に組み合わせ、ナトリウム漏えい燃焼の影響を緩和できる設計とする。【アクティブ・パッシブ】
- ・ナトリウム漏えい燃焼対策設備は基本的に恒設とするが、柔軟な対応のため可搬のナトリウム消火剤も用意する。【恒設・可搬】
- ・ナトリウム漏えい燃焼対策設備は、防護対象とする安全機能の間接関連系と位置付けて重要度を設定する。その重要度に応じて、安全機能を確保する設計とし、その機能を確認するため、適切な方法により原子炉の運転中又は停止中に試験

又は検査ができるように設計する。【安全重要度分類】

- ・安全機能の重要度や、ナトリウム漏えい燃焼対策設備の裕度確保の観点を踏まえ、必要に応じた多重性・多様性・独立性を確保する設計とする。【多重性・多様性・独立性】

《ナトリウム-水反応》

- ・伝熱管等のナトリウム-水バウンダリ（ナトリウムと水を隔てる境界部分）は、十分に確立された適切な規格及び基準に従って、設計、製作、組み立て、建設、試験及び検査を行い、その破損によるナトリウム-水反応の発生を極力防止する。
- ・蒸気発生器伝熱管からの水漏えいに伴うナトリウム-水反応が発生した場合においても、炉心に直接影響を及ぼさないようにするとともに、従属的なナトリウム漏えいを防止できるように、ナトリウム-水反応の影響を抑制できる設計とする。具体的には、2 次系の配管及び機器が有する放射性物質の閉じ込め機能(1 次系/2 次系バウンダリ境界の健全性)及びナトリウムの保持機能(2 次系バウンダリの健全性)を維持する。
- ・ナトリウム-水反応に伴う反応生成物による影響（圧力上昇、水素ガスの蓄積、水素以外の反応生成物の影響等）が、炉心の安全性や周辺環境に影響を及ぼさない設計とする。
- ・ナトリウム-水反応が重大事故シーケンスの起因事象とならないように、ナトリウム-水反応対策設備の裕度を確保するため、起因事象に対する影響緩和方策の故障を想定しても対応可能な設計とする。
- ・ナトリウム-水反応の発生を早期に検知し、ナトリウム-水反応の拡大を防止して、影響を緩和するための対策は、動的機器と静的機器を適切に組み合わせて構成する。また、動的機器については必要な動作を自動的に行える設計とする。【アクティブ・パッシブ】
- ・ナトリウム-水反応対策設備は基本的に恒設とする。【恒設・可搬】
- ・ナトリウム-水反応対策設備は、防護対象とする安全機能の間接関連系と位置付けて重要度を設定する。その安全機能の重要度に応じて、安全機能を確保する設計とし、その健全性及び能力を確認するため、適切な方法により原子炉の運転中

又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。【安全重要度分類】

- ・安全機能の重要度や、ナトリウム-水反应对策設備の裕度確保の観点を踏まえ、必要に応じた多重性・多様性・独立性を確保する設計とする。【多重性・多様性・独立性】

5. 研究開発段階炉基準規則とのギャップ

ここでは、「3. 主要設備の安全設計方針」及び「4. ハザード対策に関する安全設計方針」に示す安全設計方針を踏まえ、「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」（以下「研開炉基準規則」という）とのギャップを抽出する。なお、「研開炉基準規則」は、高速増殖原型炉「もんじゅ」及び新型転換原型炉「ふげん」を対象として施行されており、今後、安全審査を行う際に見直すこととされている（研究開発段階発電用原子炉の関係規則等に係るパブリックコメントで寄せられた意見への対応について、平成 25 年 6 月 12 日、原子力規制庁）。

・ 第 4 条（地震による損傷の防止）及び第 39 条（地震による損傷の防止）

建物・構造物の免震構造に関する審査ガイドでは、免震技術の原子炉建屋本体への適用を対象外としているが、次世代高速炉では安全機能を有する設備の耐震健全性を確保するために、原子炉建屋に免震装置を適用する方針である。そのため、審査ガイドの改正に向けて、適用実績データの蓄積を進めるとともに、採用技術の成熟度に応じた規格基準策定等を進める必要がある。

・ 第 17 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ等）

「研開炉基準規則」では、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を要求している。次世代高速炉では、自由液面からのガス巻き込みに関し、中間熱交換器を介したコールドプレナム部への巻き込みが防止できることを評価等で確認するとともに、もし巻き込んでしまった場合であっても、滞留が想定される部位にガス抜き穴を設けておくことで、大規模な気泡の蓄積に繋がらないように対策する方針である。これにより、ガス巻き込みの影響が炉心に有意な反応度変化をもたらさず、ポンプ等の機器の健全性に悪影響を与えないようにする。

・ 第 42 条（特定重大事故等対処施設）

「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」（以下「研開炉基準規則解釈」という）では、特定重大事故等対処施設は重大事故等対処設備に対して、可能な限りの多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を要求しているが、次世代高速炉では深層防護レベル 4b の冷却設備である重大事故等対処設備に対して、大型航空機衝突、テロ等を想定しても機能喪失しない設計とし、特定重大事故等対処施設を兼ねる方針である。

・ 第 47 条（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）
及び第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

「研開炉基準規則解釈」では、重大事故防止設備は設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性、位置的分散を要求しているが、次世代高速炉では深層防護レベル 4a の炉心冷却対策として、アクシデントマネジメント対策を意図した、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象とする崩壊熱除去系の機能拡張を行うこととしている。広義の独立性とは、「深層防護レベルが突破されるのを防止する手段の有効性が独立であること」と考えられ、これは必ずしも深層防護のレベル毎に異なる設備を設けることなく、前段の深層防護レベルが突破されるような過酷なプラント状態や外部事象を想定しても、当該安全機能が維持できるように、設備の機能拡張を適用することを含むものとする。

・ 第 49 条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 及び第 50 条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

「研開炉基準規則」では、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内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に、及び炉心の著しい損傷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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための必要な設備を要求している。次世代高速炉では以下のとおり炉容器内事象終息を達成可能とする方針であり、著しい損傷炉心物質やナトリウムの炉外流出による原子炉格納容器への熱的影響を防止でき、また、ATWS 時に原子炉格納容器へのガス状またはエアロゾル状の放射性物質の放出による崩壊熱の一部放出の可能性はあるが、十分な原子炉格納容器の容量の確保によって対応できるため、原子炉格

納容器の冷却等のための設備を不要とする。

重大事故等の対応として、ATWS と LOHRS においては深層防護レベル 4b の方策を以下とし、炉容器内事象終息が達成可能とする。

- ATWS：炉心損傷が発生しても、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持して、崩壊熱除去系による原子炉容器内ナトリウム冷却を行う。
- LOHRS：運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象とする崩壊熱除去系とは独立した代替冷却手段による原子炉容器内ナトリウム冷却を行う。

・ 第 51 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）、第 52 条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）及び第 53 条（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）

「研開炉基準規則」では、炉心の著しい損傷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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を要求している。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器や原子炉建屋等の水素爆発による破損/損傷を防止する必要がある場合の設備を要求している。次世代高速炉では想定される ATWS 系の重大事故に対して、炉心の著しい損傷が発生する場合でも原子炉容器の機械的破損を防止する方針とする。さらに、熔融した炉心を原子炉容器内で長期的に安定冷却・保持することで、原子炉容器の熱的破損を防止し、格納容器と燃料の直接接触が生じない設計とする（炉容器内事象終息）。なお、次世代高速炉の燃料被覆管にはジルコニウムは含まれない設計のため、ジルコニウム水反応による大量の水素の発生はない。

・ 第 56 条（緊急停止失敗時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

「研開炉基準規則解釈」では、炉心の著しい損傷として、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持できない機械的エネルギーが生じる炉心損傷状態を挙げており、これを防止することを要求している。次世代高速炉では、炉心損傷時に熔融燃料を炉心領域外に流出させる設備を導入し、大規模な熔融燃料領域の形成を回避することで、上述のような厳しい機械的エネルギーの発生を防止する設計とする。また、炉容器内事象終息を達成して損傷炉心の保持冷却を可能とする設計とする。