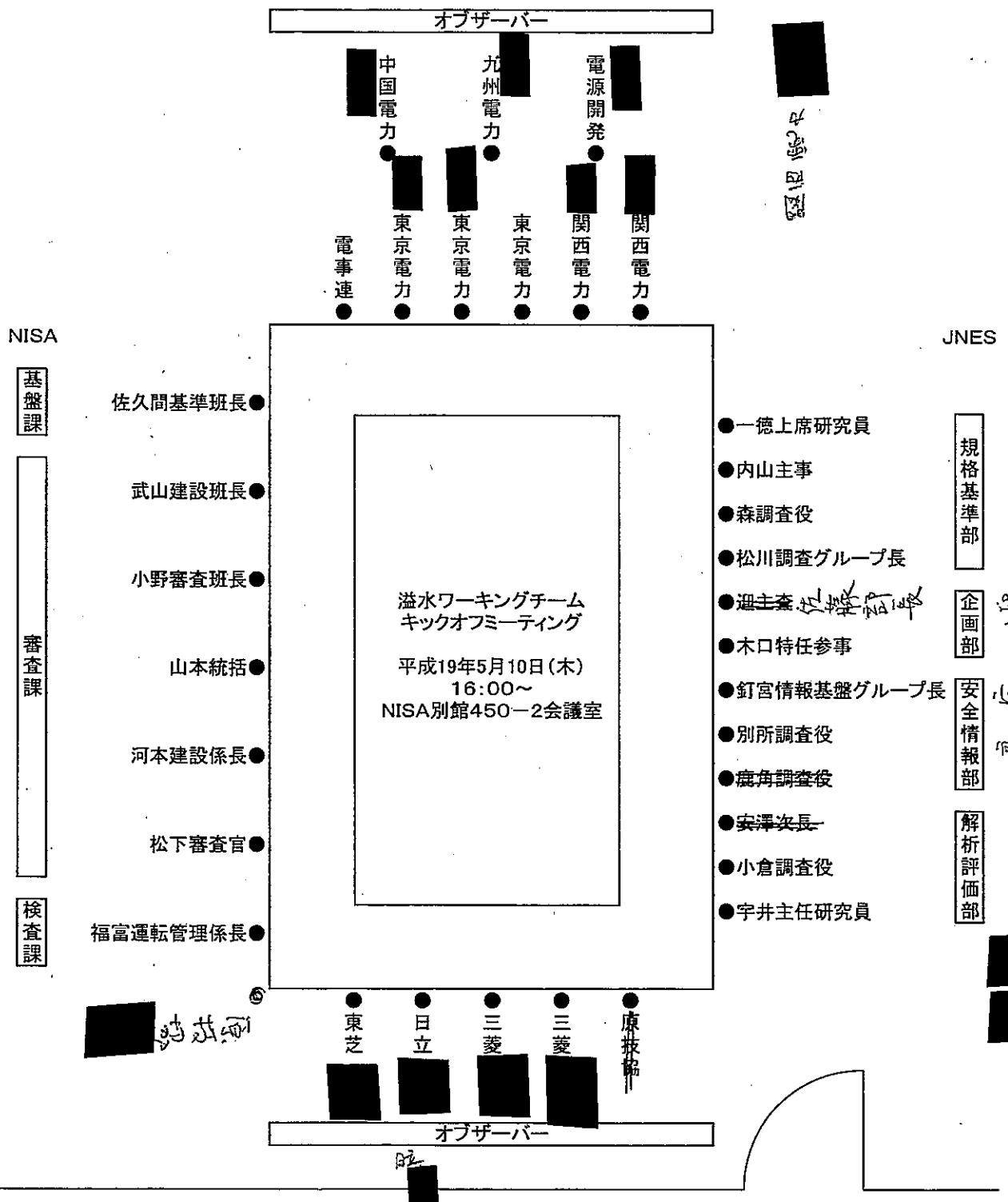


溢水ワーキングチーム  
キックオフミーティング

議事次第

1. 日 時: 平成19年5月10日(木) 16:00~18:00
2. 場 所: NISA別館450-2会議室
3. 議 題:
  - (1) 開会挨拶(NISA 山本主査)
  - (2) ワーキングメンバー紹介
  - (3) 溢水勉強会報告書について(JNES 別所)  
・勉強会検討概要  
・WT検討スケジュール
  - (4) その他  
・サブWTの設置について  
・次回予定
4. 配布資料: 溢水勉強会の調査結果について



## 溢水ワーキングチーム名簿

原子力安全・保安院

原子力発電安全審査課  
山本 統括安全審査官(WT主査)  
小野 審査班長  
武山 建設班長  
河本 建設係長  
松下 審査官

原子力安全技術基盤課  
佐久間 基準班長

原子力発電検査課  
福富 運転管理係長

原子力安全基盤機構

企画部  
木口 特任参事  
迎 主査

規格基準部  
松川 調査グループ長  
森 調査役  
内山 主事  
一徳 上席研究員

安全情報部  
釘宮 情報基盤グループ長  
別所 調査役  
鹿角 調査役

解析評価部  
安澤 次長  
小倉 調査役  
宇井 主任研究員

(オブザーバー)

日本原子力技術協会  
電気事業連合会  
東京電力  
関西電力  
中国電力  
九州電力  
電源開発  
東芝  
日立製作所  
三菱重工業

# 〈案〉

## 溢水ワーキングチーム第2回ミーティング議事要旨

1. 日 時： 平成19年6月18日（月）15：00～17：00

2. 場 所： 経済産業省 別館450会議室

3. 出席者：

【NISA】 山本統括安全審査官（WT主査）、武山審査班長、松下審査官（以上、原子力発電安全審査課）、佐久間基準班長（原子力安全技術基盤課）

【JNES】 木口特任参事、高梨主査（以上、企画部）、松川調査グループ長、森調査役、一徳上席研究員（以上、規格基準部）、釘宮情報基盤グループ長、別所調査役、鹿角調査役（以上、安全情報部）、安澤次長、小倉調査役、宇井主任研究員（以上、解析評価部）

【オザバー】 [REDACTED]（日本原子力技術協会）、[REDACTED]、[REDACTED]、[REDACTED]（以上、東京電力）、[REDACTED]、  
役職、敬称略 [REDACTED]、[REDACTED]、[REDACTED]（以上、関西電力）、[REDACTED]（電気事業連合会）、[REDACTED]（東芝）、  
[REDACTED]、[REDACTED]（以上、日立製作所）、[REDACTED]、[REDACTED]（以上、三菱重工業）、  
[REDACTED]、[REDACTED]（以上、日本エヌ・ユー・エス）

4. 議題：

- (1) 米国の規格基準の要点
- (2) 内部溢水影響評価手法検討に関する電力アクションプラン(案)
- (3) 大飯発電所現地調査報告
- (4) 今後の検討項目とスケジュール

5. 議事概要：

- (1) 米国の規格基準の要点

米国における内部溢水評価手法の概略及び溢水問題への取組み状況並びに溢水に対する各國の対応について、JNESから報告した。これについて、WT主査から「WTの中間報告を8月末～9月初め頃までに作成して、来年5月に事業者にNISA指示文書を出すことに保安院幹部の承認を得たい。については、勉強会の報告書を深堀してポイントを押さえ、図を使ったわかりやすい資料にして欲しい。」という趣旨で、次回WTまでに以下の作業が指示された。

- ① ANSI/ANS の内部溢水防護対象が日本の安全設計審査指針で定義される安全系と対応しているかどうか確認した上で、防護すべき安全機器を具体的に特定し図示すること。
- ② 米国はじめ、仏、独の溢水問題への取組みの経緯を、主要なものと軽微なものに

## 〈案〉

区別して時系列で整理し、次回 WT 会合で提出すること。溢水に対する各国の対応についても、内部溢水に限定してわかりやすくする。

また、古いプラントで ANSI/ANS に対応が不可能な場合に、米国ではリスク評価により炉心損傷頻度への寄与の小さい事象は想定不要としている。わが国では決定論基準でやってきているので、当面は決定論で行くが、そのような場合の対応を今後検討する必要があるかもしれないことは認識しておく。そのバックアップとして、米国での既存炉への ANSI/ANS による決定論的評価とリスク評価の適用状況をよく調べるとともに、わが国のプラントでは具体的にどういうケースが ANSI/ANS に対応不能なのか明らかにする必要がある。

検討した溢水基準の適用にあたっては、安全審査指針のどこで溢水を読み取るか、省令 63 号の 8 条の 2 第 2 項で読み取るかの議論が必要となる。設計基準の観点だけではなく、検査基準の観点からも検討を進めたい。

### (2) 内部溢水影響評価手法検討に関する電力アクションプラン(案)

東京電力から電気事業者の総意として、内部溢水影響評価手法検討に関するアクションプラン(案)が提示され、以下の見解と要望が示された。

- ・米国でも、ANSI/ANS を既設炉に適用することになっていないのではないかと考えられること
- ・ANSI/ANS の手法は一部に保守的な仮定を含んでおり、それを避けるために米国においてはリスク評価を用いて対策が保守的になりすぎないようにしていると思われること
- ・勉強会での JNES 評価で、代表プラントについては安全に余裕があると評価されていること（注：全ての条件を網羅しているわけではなく、米国キウォーニーと同じく非耐震性の高エネルギー配管が地震で破断したときについて評価したもの）

を考慮して、わが国でも ANSI/ANS を既設炉にそのまま適用するのではなく、たとえば起因事象を考慮するといった手法を適用することが望ましい。まだ日本の古いプラントで評価していないので確定的なことは言えないが、ANSI/ANS をそのまま既存炉に適用できないものが出でてくる可能性もある。わが国への適用の前に、米国での規制動向を十分行うとともに、新旧国内プラントについても実機評価してみることが望ましい。また、電気協会での民間基準検討には、平成 20 年度いっぱい迄の期間が必要となる。

これに対して、WT 主査から、わが国では決定論をベースとする方針の上で、以下の意向が示された。

- ・誰が見ても解釈に差が出ない単純な評価にしたいので、リスク評価などの複雑な手法は採らずに、全ての箇所で溢水を想定することが望ましい。JNES で米国の状況をよく調べて、対応検討すること。
- ・本件を遅らせて良いという理由がなく、電力宛の溢水対応検討の指示書を来年 5 月

# 〈案〉

には出したいと考えている。透明性の観点からは民間規格化が望ましいが、電気協会での検討に時間が掛かるようなら内規として規制化を急いでもよい考え。来年夏までに終わらせるための工程案を7～8月中に作成するので、協力をお願いしたい。

- ・事業者は、「検討していないが心配」というのではなく、どこが駄目か具体的に示してもらいたい。
- ・わが国での溢水対策の変遷をまとめてほしい。

## (3) 大飯発電所現地調査報告

6月1日の関電大飯発電所現地調査について報告された。

## (4) 今後の検討項目とスケジュール

WT主査から、以下のスケジュールで作業を進めたいとの目途が口頭で示された。

◆7～8月で以下について検討し、スケジュールを含めた中間報告<1>をとりまとめ、NISA幹部の意思決定に諮る。

- ① 溢水の定義
- ② 溢水の判断基準
  - ・法規制（技術基準、指針）
- ③ 諸外国（米国）の状況
  - ・法規制、評価範囲、手法
- ④ 現状の溢水対策
  - ・国内トラブル事例
  - ・法律に基づく対策／基づかない対策

◆9月頃から1・5ヶ月に1回くらいの頻度でサブワーキングを開いて、勉強会で実施した代表プラント評価に肉付けした『評価マニュアル』を作成し、H20年2月頃、以下を含む中間報告<2>をとりまとめること。

- ⑤ 今後の規制のあり方
  - ・技術基準／民間規格（マニュアル、J E A C）
- ⑥ 溢水評価マニュアル

◆パブコメに掛けた後、H20年5月末にNISA指示文書を発出し、事業者に評価・対策・報告を求める。

事業者の提案があれば、NISA-JNESと3者で協議してよいが、具体的な協力を期待している。

次回ワーキングチーム会合は、8月末～9初め頃。米国現地調査については、9月半ば予定とされていたが、検討が進み、それを確認する最も成果が期待できる時期に移す。

# 〈案〉

## 6. 配布資料：

2-1 前回議事要旨

2-2 米国における内部溢水評価手法の概略

〈参考〉原子力発電所における内部溢水の防護について（仮題）

2-3 溢水 WT 検討項目及び検討スケジュール（案）

2-4 大飯発電所現地調査報告書

2-5 内部溢水影響評価手法検討に関する電力アクションプランについて（案）

## 溢水ワーキングチーム（第2回）

### 議事次第

1. 日 時： 平成19年6月18日（月） 15:00～17:00

2. 場 所： 経済産業省別館450会議室

3. 議 題： (1) 米国の規格基準の要点

(2) 今後の検討項目とスケジュール

(3) 大飯発電所現地調査報告

(4) その他

4. 配布資料： 2-1 前回議事要旨

2-2 米国における内部溢水評価手法の概略

〈参考〉原子力発電所における内部溢水の防護について（仮題）

2-3 溢水WT検討項目及び検討スケジュール（案）

2-4 大飯発電所現地調査報告書

## 溢水ワーキングチーム出席者名簿

原子力安全・保安院 原子力発電安全審査課  
(6名) 山本 統括安全審査官(WT主査)  
武山 審査班長  
江藤 建設班長  
松下 審査官

原子力安全技術基盤課  
佐久間 基準班長

原子力発電検査課  
福富 運転管理係長

原子力安全基盤機構 企画部  
(12名) 木口 特任参事  
高梨 主査

規格基準部  
松川 調査グループ長  
森 調査役  
内山 主事  
一徳 上席研究員

安全情報部  
釘宮 情報基盤グループ長  
別所 調査役  
鹿角 調査役

解析評価部  
安澤 次長  
小倉 調査役  
宇井 主任研究員

(オブザーバー) 日本原子力技術協会  
役職・敬称略 (15名)  
東京電力  
[REDACTED]、[REDACTED]、[REDACTED]、[REDACTED]  
関西電力  
[REDACTED]、[REDACTED]、[REDACTED]、[REDACTED]  
電気事業連合会  
[REDACTED]  
東芝  
[REDACTED]  
日立製作所  
[REDACTED]、[REDACTED]  
三菱重工業  
[REDACTED]、[REDACTED]

計33名

## 溢水ワーキングチームキックオフミーティング議事要旨

1. 日 時： 平成19年5月10日（木）16：00～17：40
2. 場 所： 経済産業省 別館450-2会議室
3. 出 席 者：

【NISA】山本統括安全審査官、小野審査班長、武山建設班長、松下審査官、  
河本建設係長（以上、原子力発電安全審査課）、佐久間基準班長（原子力安  
全技術基盤課）、福富運転管理係長（原子力発電検査課）

【JNES】木口特任参事、迎主査（以上、企画部）、松川調査グループ長、森調査役、  
内山主事、一徳上席研究員（以上、規格基準部）、佐藤安全情報部長、釘宮  
情報基盤グループ長、別所調査役、鹿角調査役（以上、安全情報部）、  
安澤次長、小倉調査役、宇井主任研究員（以上、解析評価部）

【オザバー】 [REDACTED] (日本原子力技術協会)、[REDACTED]、[REDACTED] (以上、東京電力)、[REDACTED]、[REDACTED]、  
[REDACTED] (以上、関西電力)、[REDACTED] (中国電力)、[REDACTED] (九州電力)、[REDACTED] (電  
源開発)、[REDACTED] (東芝)、[REDACTED]、[REDACTED] (以上、日立製作所)、[REDACTED]、[REDACTED] (以  
上、三菱重工業)、[REDACTED]、[REDACTED] (以上、日本エヌ・ユー・エス)
4. 議 題：
  - (1) 開会挨拶・ワーキングチームメンバー紹介
  - (2) 溢水勉強会報告書について
  - (3) その他

### 5. 議事概要：

- (1) 開会挨拶・ワーキングチームメンバー紹介  
WT主査である山本統括安全審査官より、ワーキングチーム結成にあたっての挨拶  
があった。溢水規格作成においては、規制側はあくまでサポートであり、事業者が積  
極的に取り組んでほしいとの要望が示された。  
引き続き、各出席者から自己紹介があった。
- (2) 溢水勉強会報告書について  
ワーキングチームに先立ち検討してきた勉強会の成果について、配布資料により報  
告された。ワーキングチームに引き継がれる検討課題として、以下が示された。
  - 勉強会における国内代表プラント評価と米国の評価手法との相違について
  - 米国の規格基準を参考にした設計基準（技術基準の解釈）及び仕様規格（民間規  
格）の整備

また、以下について確認された。

- 本ワーキングチームでは、発電所起源の内部溢水を対象とする。津波に因る外部溢水については、耐震バックチェックマター。
- C V内も含め、あらゆる溢水源について安全性確認を要求した上で、影響のある溢水源をスクリーニングにより抽出していく。

(3) その他：今後のスケジュール等

今後約1年掛けて、以下について検討を実施する。

- a) 技術基準解釈案作成
- b) 安全規制の枠組み構築（どの段階で何に適用するか）
- c) 民間規格案作成

このうち、c) 民間規格案については、10名くらいから成るサブワーキング(NISA: 山本統括安全審査官、武山建設班長、河本建設係長、佐久間基準班長他、JNES: 松川調査グループ長、森調査役他、電力・メカ : 若干名) で骨子検討した結果を、9月頃電気協会で設置する検討分科会に供与する予定であるが、民間規格エンドースに限らず内規化等による規制手段についても優劣を検討する。次回ワーキングまでに、スケジュール案を作成する。

米、仏の聴き取り調査に赴く予定だが、まずは基準のバックグラウンドとなる米国民間規格(ANSI)を精査し、規格の項目立てから検討する。

既設炉対策では、設備対応とともに、運転員等による能動的対応も柔軟に取り入れていく構え。

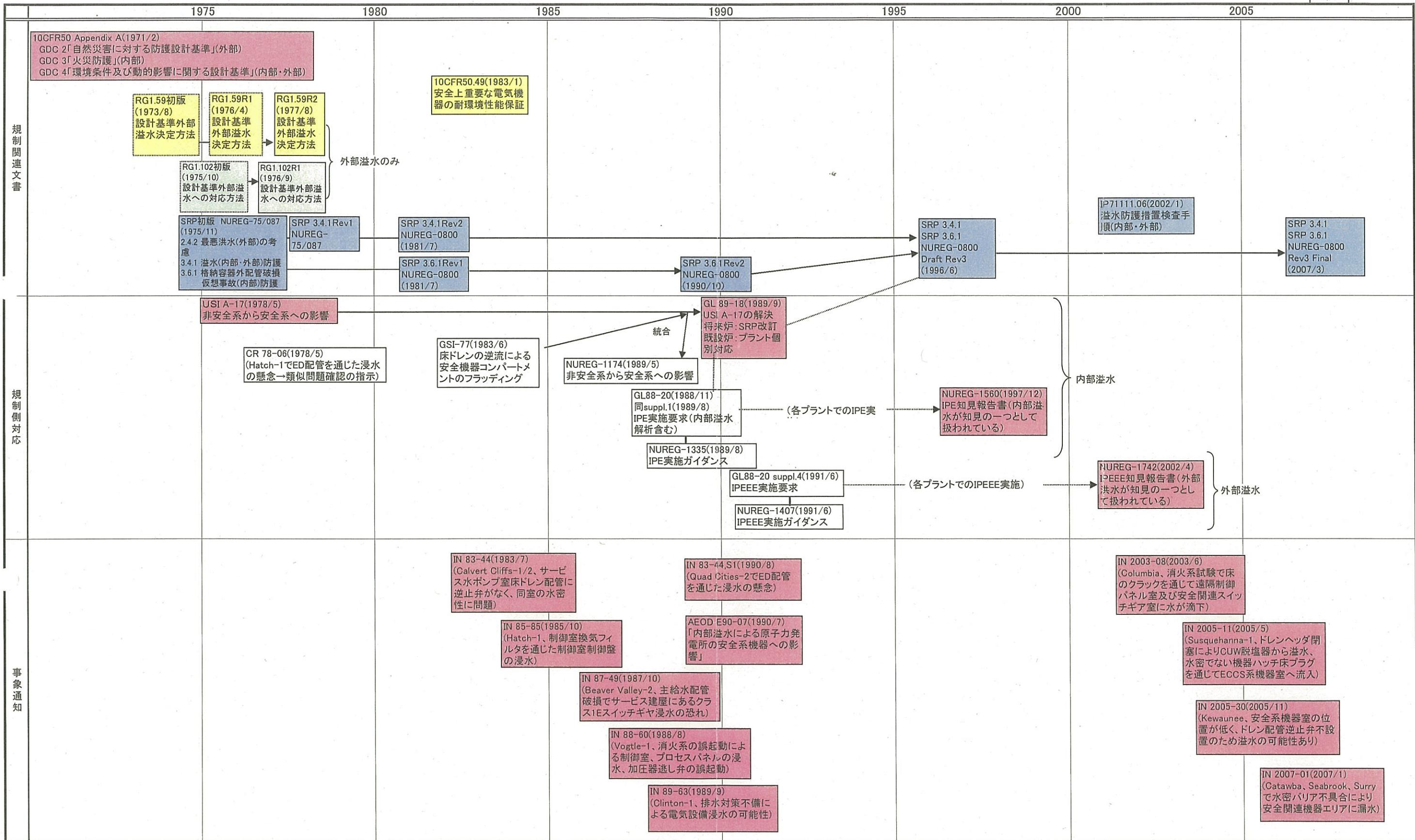
6月1日 関電大飯P Sを視察する。

6. 配布資料： 溢水勉強会の調査結果について

手法の概略		SRP3.4.1の記載内容(審査手順等)	SRP3.6.1の記載内容(審査手順等)	ANSI/ANS-56.10、56.11、58.2での記載内容	その他の資料での記載内容
1 溢 水 源 の 特 定	基本的には液体を内包する全ての配管及び機器を溢水源の候補として検討し、最大の流出水量を与えるものについて検討する。	SRP3.4.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>審査範囲</li> <li>防護すべき安全機器、溢水レベルとの相対位置</li> <li>安全機器設置場所への潜在的流路</li> <li>冗長な安全系統の隔離、潜在的溢水源である非安全系統と安全系統との隔離</li> <li>流入源に対する防護、潜在的溢水源</li> <li>溢水影響を緩和するための設計</li> <li>恒久的排水系で地下水から防護される機器</li> <li>検査・試験・解析・承認基準(ITAAC:DC, COLの場合)</li> <li>COL対応項目、認証要件・制約(COLの場合)</li> </ul>	SRP3.6.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>審査範囲</li> <li>高・中エネルギー配管の配置(分離、囲い、防護措置)</li> <li>格納容器隔離弁の間の高・中エネルギー配管</li> <li>配管損傷解析、環境影響解析、制御室居住性等の審査</li> <li>ITAAC(DC, COLの場合)</li> <li>COL対応項目、認証要件・制約(COLの場合)</li> </ul>	<p>【56.10】通常の条件で液体を内包する全ての配管が、溢水をもたらす可能性があると考える。</p> <p>【56.11】解析で想定された溢水源は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高エネルギー/中エネルギー配管の破断</li> <li>消火系の起動</li> <li>格納容器スプレイ系の誤作動</li> <li>事故による原子炉冷却材系や二次系の破断</li> <li>二次的溢水の原因となる、事象の連鎖</li> </ul> <p>【58.2】配管の損傷には円周破断、縦破断、貫通亀裂、漏れ亀裂が想定される。円周破断/縦破断は以下の場所で発生。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>配管系の加圧部分終端</li> <li>管盤手、弁等の応力度や疲労度が高い中間箇所</li> <li>その他、配管の分類に応じて規定される場所</li> </ul> <p>貫通亀裂の発生場所は円周破断と同様であるが、公称径1インチ以上の高/中エネルギー配管に限定される。漏れ亀裂の発生場所は、解析により決定される。</p>	<p>【LaSalle】すべてのシナリオを考慮するために必要な詳細度で、プラントを固有な領域に分割する。プラント内の各領域について、配管配置図を使って各系統の最大径の配管を確認し、その配管がその系統からの溢水源であると見なす。</p> <p>【ABWR】ANSI/ANS 56.11にしたがって、公称径25Aより大きい中規模エネルギー配管系及び高エネルギー配管系のあらゆる位置で漏れ亀裂を想定する。</p> <p>【AP1000】以下のが溢水源を想定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高エネルギー配管(破断及び亀裂)</li> <li>地震に起因する中エネルギー配管貫通亀裂</li> <li>ポンプのメカニカルシールの損傷</li> <li>貯蔵タンクの破損</li> <li>消火系の作動</li> <li>上部及び隣接部からの流入</li> </ul>
2 安 全 機 器 の 特 定	SARを用いて、どの設備が安全系で、溢水から防護すべきかを特定する。	SRP3.4.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>1.防護すべき安全機器の特定(SAR)</li> </ul>	SRP3.6.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>1.高・中エネルギー配管の特定、配管損傷による影響からの安全機器の防護の審査(SAR)</li> <li>2.設計情報の審査(防護用構築物、コンパートメント、格納容器隔離弁の間の配管:SAR)</li> </ul>	—	—
3 溢 水 流 入 量 ・ 水 レ ベ ル の 算 定	溢水源ごとに保守的な仮定を用いて放出水量を評価し、各領域への流入量、排出水量、床の面積等を考慮して溢水レベルを算出する。溢水レベルが閾値を超えると隣接領域に伝播する。  【放出水量】 配管:規格より放出量を評価 タンク:全量瞬時放出	SRP3.4.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>3.消防システムの作動、配管等の破損による安全機器の冠水の評価</li> </ul>	SRP3.6.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>4.リスク評価の審査(PRA審査組織と協力)</li> </ul>	<p>【56.10】配管が損傷すると、損傷部が隔離されるか液体を内包する機器が空になるまで、液体が放出される。液体の容積は、配管内の液体容積、設備に貯えられた液体容積(タンク等)及びポンプからの液体を含む。ある領域に放出された液体は、放出速度がその領域からの流出速度より大きいと、その領域に蓄積される。領域からの流出速度は、流路面積や高低差等の条件を考慮して評価される。各領域における水位は、その領域に放出された液体容積、その領域の表面積、水面の下にある構造物等の容積を考慮して評価される。</p> <p>【56.11】原因箇所が隔離されるか、フローが迂回されるか、液体を内包する機器が空になるまでは、液体が放出されると仮定する。原因箇所がタンクの場合、タンクの内容物が瞬間に全量放出されるものとして、その後は、自動補給水系及び付属配管系からの放出量を考慮する。溢水レベルは、流入量、流出量、滞留量から評価する。以下について、コンパートメント間での水の移行速度式が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>床ドレン</li> <li>床貫通スリーブ</li> <li>ドロップアウトパネル</li> <li>階段吹き抜け及び床面開口部</li> <li>ドア下方</li> <li>傾斜流</li> </ul>	<p>【LaSalle】流出水量の評価では、設備や配管は破損後30分間は定格流量で運転されると仮定し、系統内の最大径配管の2分の1より大きい配管からは定格流量での流出、それより径の小さな配管からは断面積に比例した流量での流出を仮定する。流出水量が、出力運転時の各系統の保有水量以上にならないように注意する。</p> <p>【AP1000】高・中エネルギー配管の破損部からの放出速度は、ANS-56.11及び3.6節の基準に基づいて決定された。貯蔵タンクの破損では、全インペントリが瞬時放出と仮定。</p> <p>【LaSalle】各領域の面積、保水能力、溢水有効面積、流出経路、溢水の障害物等を考慮して影響を受ける範囲を決定する。最初は、床ドレンが機能せず扉が完全に水を保持すると仮定して溢水領域の水位を計算し、領域内の設備の高さと比較する。クリティカル水位(例:1フィート)より上では、溢水は領域全体に広がると仮定する。</p> <p>他の領域への伝播は、溢水源からの流出水量と(溢水領域の容積+他の領域のクリティカル水位以下の容積)に基づいて評価する。他の領域の水位がクリティカル水位以下の場合、伝播はそこで止まる。</p>
4 の 安 全 影 響 機 器 評 価 へ	溢水レベルより下に設置された機器はその機能を喪失するものとして評価する。	SRP3.4.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>2.設備の冠水防止手段を評価(囲い、ポンプ等:図面)</li> <li>5.安全関連設備が、溢水条件でも機能することの確認(SAR)</li> <li>6.安全関連設備がコンパートメント内に位置すること、バリア等で隔離されていることの確認、潜在的流路の特定(図面)</li> <li>7.溢水影響の緩和設備(ドレン、サンプポンプ等)の審査(当該設備が安全関連の場合)</li> <li>8.溢水防護が恒久的排水システムに依存しているかの決定、排水システムの設計要件の確認(地下水漏出管理など:図面)</li> </ul>	SRP3.6.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>3.高・中エネルギー配管損傷による影響評価の審査(損傷の種類、部位、必須機器への影響等:SAR)</li> </ul>	<p>【56.10】高/中エネルギー配管破断による溢水レベルを求め、安全機器に関する影響を評価する。</p> <p>【56.11】各領域の水位は、その領域に流入する正味流量及び正味床面積を用いて評価される。安全上重要な設備が影響を受ける場合は、冠水までの時間を評価し、緩和設備の必要性を判断する。</p>	最後に溢水の障害物やドレン経路を考慮する。水密扉といった溢水障害物が機能する確率を評価する。TecSpecで、水密扉は常時閉と規定されていれば障害物と考えてよいが、機能しない確率が十分低いことを示す必要がある。水密でない扉は、保水機能はあるが伝播防止機能はないと見えます。
5 防 止 策	主な対策は、溢水の伝播を防止するための隔離、溢水(による機器への影響)の緩和、対処の時間を確保するための漏洩検出である。	SRP3.4.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>2.設備の冠水防止手段を評価(囲い、ポンプ等:図面)</li> <li>5.安全関連設備が、溢水条件でも機能することの確認(SAR)</li> <li>6.安全関連設備がコンパートメント内に位置すること、バリア等で隔離されていることの確認、潜在的流路の特定(図面)</li> <li>7.溢水影響の緩和設備(ドレン、サンプポンプ等)の審査(当該設備が安全関連の場合)</li> <li>8.溢水防護が恒久的排水システムに依存しているかの決定、排水システムの設計要件の確認(地下水漏出管理など:図面)</li> </ul>	SRP3.6.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>2.設備の冠水防止手段を評価(囲い、ポンプ等:図面)</li> </ul>	<p>【56.11】防護策に関する考え方(カテゴリ)の例は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>分流路の使用</li> <li>受動的方法(サンプ等)による封じ込め</li> <li>能動的液体除去機能(ポンプ等)</li> </ul> <p>能動的方法よりも受動的方法を優先させる。望ましい防護方法は、安全上重要な設備と液体系/貯蔵タンクとの隔離である。電気設備は液体系よりも上のフロアに設置すべきである。コンパートメント化などにより、重要な設備のある区画への溢水伝播を最小限に抑えるべきである。</p> <p>防護策の例は以下の通りである。それぞれの防護策が、上記カテゴリの1つ以上に対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>漏洩検出と隔離</li> <li>逆流に対する防護</li> <li>サイフォニング防止</li> <li>設備の防護(最高水位より低い場合)</li> <li>ルート設定(設備レイアウト、配管ルート)</li> <li>溢水緩和系(サンプ、ポンプ、導流堤等)</li> <li>壁や床の貫通部(位置設定、密封)</li> <li>定期的な試験</li> </ul>	<p>【ABWR】解析により、防護上の重要性が確認された設備は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ECCS室、RCW室、制御建屋、原子炉建屋の外側の水密性扉</li> <li>CWSの隔離弁と、RSW系の隔離弁及びサイフォン防止機能</li> <li>RSWポンプ及びCWSポンプをトリップさせる遮断器</li> <li>タービン建屋復水器ピット及び制御建屋RCW室の水位スイッチ</li> <li>サンプポンプ</li> <li>B1Fの原子炉建屋サンプオーバーフィルライン</li> <li>ドレンライン</li> </ul> <p>【AP1000】内部溢水の影響を最小限にとどめる防護メカニズムは、以下のものである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>構造的な囲いやバリア</li> <li>堰及び境界部を高くすること</li> <li>漏洩検出系</li> </ul> <p>囲い及びバリアを貫通する部分の数は最小限にして、かつ水密性にする。ケーブルの貫通部分は、最大溢水レベルよりも高い位置にする。最大溢水レベルより低い位置にあるプロセス配管は、壁または床に埋め込まれている。解析より、水密性ドアは不要なことが示された。壁、床及び貫通部は、最大の静水力学的負荷に耐えられる。</p>
6 確 認 全 停 止 機 能 の	保守的に、溢水レベル以下の安全機器は機能しなくなると仮定して確認する。溢水レベルと機器の設置高さを比較・検討する。	SRP3.4.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>容認基準</li> <li>自然現象に対する防護設計基準(GDC2)</li> <li>環境条件及び動的影響に関する設計基準(GDC4)</li> <li>ITAACに関する要件(10CFR52.47(b)(1)⇒DC、10CFR52.80(a)⇒COL)</li> <li>溢水から設備を防護する設計の妥当性を決定</li> </ul>	SRP3.6.1の記載内容(審査手順等) <ul style="list-style-type: none"> <li>容認基準</li> <li>自然現象に対する防護設計基準(GDC2、BTP3-3)</li> <li>環境条件及び動的影響に関する設計基準(GDC4、BTP3-3)</li> <li>ITAACに関する要件(左欄参照)</li> </ul>	ANSI/ANS-56.10-1982 ANSI/ANS-56.11-1988 ANSI/ANS-58.2-1988	<p>【ABWR】冠水した安全設備についてはクレジットを取らない。</p> <p>【AP1000】安全設備の故障は、それが安全停止機能を持たないか、他の方法で安全停止が可能な場合には許容される。解析により、溢水によって安全停止機能は妨げられないことが示された。</p>

# 溢水問題への取組み状況 一米 国一

別紙2



GL:Generic Letter, IN:Information Notice, RG:Regulatory Guide, CR:IE (Office of Inspection and Enforcement) Circular, GDC:一般設計基準 (General Design Criterion), SRP:標準審査指針 (Standard Review Plan), IP:検査手順書 (Inspection Procedure), USI:未解決安全問題 (Unresolved Safety Issue), GSI:一般安全問題 (Generic Safety Issue), IPE:個別プラントの体系的安全解析 (Individual Plant Examination), IPEEE:外部事象に関するプラント個別解析 (IPE of External Events), ED:機器ドレン (equipment drain)

## 溢水に対する各国の対応

### 米 国

#### 規則

10CFR50 Appendix A

GDC 2

「自然災害に対する防護設計基準」(外部)

安全上重要な SSC が自然現象(地震、竜巻、ハリケーン、洪水、津波等)からの影響に耐え得ることを要求。

GDC 3「火災防護」(内部)

消火システムは、その破損や誤作動が安全上重要な SSC の安全機能を損なうことのないように設計することを要求。

GDC 4「環境条件及び動的影響に関する設計基準」(内部、外部)

安全上重要な SSC は、平常の運転、保守、試験、及び冷却材喪失事故を含む想定事故に関連した環境条件の影響に対処し、適合できるように設計することを要求。

#### 指針

Reg.Guide 1.59 「設計基準溢水」 1977/8 (外部) ..... 参照

原子炉冷態停止／維持能力が確保されるべき設計基準洪水決定。

Reg.Guide 1.102 「溢水防護」 1977/5 (外部)

GDC 2 及び 10CFR100、Appendix A への適合に関し、安全関連設備に対する溢水防護の容認できる方法。

Reg.Guide 1.127 「原子力発電所に関する水制御構築物の検査」 1978/3 (外部)

**SRP : 初版 1975/11、最新版 2007/3 (NUREG-0800)**

2.4.2 Rev.4 「洪水」 (外部)

最悪洪水の考慮

**3.4.1 Rev.3 「サイト内設備故障による内部溢水防護」 (内部)**

保護すべき SSC の特定、安全系に関する構造物の耐浸水性、安全系隔離性能、浸水箇所の特定、タンク、配管等内部水源による溢水考慮等

**3.6.1 Rev.3 「格納容器外の流体系配管破損からの防護設計」 (外部)**

格納容器外の配管破損仮想事故 (内部) 防護

#### 検査手順 (IP)

IP 7111.06 「溢水防護措置」 2002/1 (外部・内部)

#### 民間規格

ANSI N170-1976 「設計基準溢水の決定規準」

↓改訂

ANSI/ANS-2.8-1981 「設計基準溢水の決定規準」

↓改訂

同 1992 版

※内部溢水対策について

1979 : USI A-17 (系統間相互作用、非安全系から安全系への影響) の一部として問題認識

1989 : GL 89-18 で USI A-17 解決宣言。IPE (個別プラントの体系的安全解析) の中で内部溢水を取り扱うこと、及び IPE ガイダンス文書の中で USI A-17 の研究によって得られた知見を参考すること。将来プラントに対しては SRP 改訂で対応する旨を通知。(情報通知のみ)

#### 溢水に関する一般通達文書

[解析の指示]

GL 88-20 「苛酷事故に対する脆弱性のプラント個別解析 - 10CFR50.54(f)」

GL 88-20, suppl.1 「苛酷事故に対する脆弱性のプラント個別解析の開始 - 10CFR50.54(f)」

GL 88-20, suppl.4 「苛酷事故に対する脆弱性評価のための外部事象に対する個別プラント解析(IPEEE) - 10CFR50.54(f)」

[事象通知]

CR 78-06 「BWR における ECCS 機器室の共通モードフラッディング」 (内部)

IN 83-44 「機器・床ドレン系からの逆流による冗長安全系機器の損傷の可能性」 (内部、外部)、及び IN 83-44 補遺 1 (内部)

### 日 本

#### 安全設計審査指針 (1990/8、2001/3一部改訂)

##### IV. 原子炉施設全般

##### 指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮 (外部)

2. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。…

##### [解説]

「予想される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、津波、風、凍結、積雪、地滑り等から適用されるものをいう。

#### 指針 4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮 (内部)

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

##### [解説]

…二次的飛来物、火災、溢水、化学反応、電気的損傷、配管の破損、機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。

#### 省令 62 号

放射性の液体の流出に関するもの

### 仏 独

#### 内部溢水

・ 設計基準 LOCA 以外に内部溢水に関する基準・指針等はない。

・ 安全解析書に配管破断防護に関する設計上の対応が記載されているが、準拠する基準は米国の規則、指針類である (10CFR50 Appendix A, Reg. Guide 1.46

「格納容器内パイプホイップ防護」(米国では撤回済)、SRP 3.6.1 「格納容器外流体配管破損に対する防護設計基準」)。

#### 外部溢水

DGSNR の基本安全規則 RFS I.2.e

「外部事象起因の浸水の危険性の考慮」に以下の内容が規定されている。

1. 洪水の危険性に関する発電所建設の際に考慮されるべき水位決定の方法

2. 上述の諸目的に応えるための発電所建設に関する一般原則

#### 内部溢水

設計基準 LOCA 以外に内部溢水に関する基準・指針等はない。但し、文献[1]に、国内外の運転経験や解析(PSA)を踏まえ、溢水予防の観点から以下を検討しなければならないとされている。(対策内容についての規定はない)

1. 水内包配管及び機器のうち溢水の恐れのある個所の設計仕様及び安全余裕の確認

2. 安全系トレインの構造的及び空間的分離

3. 漏えいの検知、密閉、隔離の手段

4. 地下水、地表水の侵入を防ぐ建屋の密閉性

5. 他の建屋または部屋からの水の侵入を防ぐ建屋又は部屋の密閉性

6. 運転及び保守における品質管理  
なお、安全上、溢水対策は特に以下の建屋、部屋で十分に検討。実施されなければならないとされている。

1. 格納容器の外で原子炉建屋内にある部屋 (例:PWR の原子炉建屋アニュラス。ドイツの代表的 PSA であるドイツリスク研究によれば、サービス水ポンプが定格流量(3,000t/h)で運転中に、原子炉建屋アニュラスでサービス水系配管が大規模漏洩 (発生頻度 5.0E-3/y) すると 15 分以内で安全関連機能が喪失すると評価されている。)

2. サービス水系ポンプ室、及び、溢水の危険性のあるその他安全関連機器設置室

#### 外部溢水

原子力技術委員会基準 KTA2207, "Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser (原子力発電所の洪水に対する防護)" に規定されている。

[文献 1] J.M.Mattei et al., "Generic Results and Conclusions of Re-Evaluating the Flooding Protection in French and German Nuclear Power Plants", IPSN/GRS,EUROSAFE2001

IN 85-85 「消防系誤作動後の逃し安全弁開放時の系統相互作用」 (内部)

IN 87-49 「格納容器外側の溢水防護の欠陥」 (内部)

IN 88-60 「水密貫通シールの不適切な設計と設置」 (内部)

IN 89-18 「USI A-17 の解決」 (内部)

IN 89-63 「水の侵入とドレンの不良による電気回路の浸水の可能性」 (内部)

IN 92-69 「建屋へのコンジットを通じた開閉所からの水漏洩」 (外部)

IN 94-27 「局所的な溢水による運転上の問題」 (外部)

IN 98-31 「WNP-2ECCS 室の火災防護系の設計上の欠陥と共にモード溢水」 (内部)

IN 2003-08 「コンクリート床クラックからの水漏れの可能性」 (内部)

IN 2005-11 「水密でない機器ハッチの床プラグ/もしくはドレンの閉塞による安全系機器の内部溢水/ブレイ」 (内部)

IN 2005-30 「未解析の内部溢水及び不適切な設計による安全停止への悪影響の可能性」 (内部)

IN 2007-01 「水密バリア不具合に関する最近の運転経験」 (内部)

## 溢水WT検討項目及び検討スケジュール(案)

2007/6/18

## 溢水ワーキングチーム大飯発電所現地調査報告書

1. 調査日 平成19年6月1日

2. 調査場所 関西電力大飯発電所

3. 調査者 NISA 武山、河本

JNES 木口、松川、一徳、宇井

4. 調査内容 定検中の大飯4号機について、添付するルート図1~7に沿って、以下を視察した。

- ① 外部溢水浸入経路、② 内部溢水源、③ 建屋間溢水伝播経路、④ 安全系機器

(1) 純水装置室 ..... 写真<1>

- ① 外部溢水浸入経路：屋外配管の外壁貫通状況

・タービン建屋3号側に隣接する純水装置室には、苛性ソーダポンプ等が設置されている。

(2) タービン建屋 (T/B) ..... 写真<2>

- ① 外部溢水浸入経路：タービン建屋共用搬入口

- ② 内部溢水源：循環水管復水器取合部ラバーエクステンション

- ③ 建屋間溢水伝播経路：タービン建屋→制御建屋間の配管貫通状況

・勉強会で実施した代表PWRプラント（大飯3号機）評価では、上記②循環水管復水器取合部のラバーエクステンション1箇所の破損を仮定した感度解析を検討し、完全破損した場合、制御建屋との連絡開口があるタービン建屋地上階まで溢水が到達する時間を約3.7時間と見積もっている。

(3) 原子炉建屋 (R/B) ..... 写真<3>~<6>

- ① 外部溢水浸入経路：非常用DG搬入口

- ③ 建屋間溢水伝播経路：DGサンプ

- ④ 安全系機器：非常用DG室、DG補機室、余熱除去ポンプ室

・原子炉建屋非管理区域の溢水は、DGサンプに回収された後、タービン建屋サンプに送水される。

・余熱除去ポンプ室等の原子炉建屋管理区域の溢水は、原子炉周辺建屋サンプに回収される。

・余熱除去ポンプ室床ドレインには、漏洩検知器が設置されている他、目皿に逆流を防止するためのバックウォーターバルブが装着されている。

(4) 制御建屋 (C/B) ..... 写真<7>

③ 建屋間溢水伝播経路：海水管の地下壁貫通部状況

④ 安全系機器：原子炉補機冷却水ポンプ

・制御建屋の溢水は、C/B サンプに回収された後、タービン建屋サンプに送水される。

(5) 廃棄物処理建屋 (WD/B) ..... 写真<8><9>

② 内部溢水源：冷却材貯蔵タンク、廃液蒸留水タンク、1次系純水タンク

③ 建屋間溢水伝播経路：廃棄物処理建屋→原子炉建屋間の連絡通路

・冷却材貯蔵タンクは破損しても、水密コンパートメント内でタンク容量全量が安全に保持される。

・廃液蒸留水タンクは耐震Cクラスで、代表 PWR プラント評価において溢水源と想定している。一方、1次系純水タンクは、S<sub>1</sub> 地震で破損しないことを確認することで、溢水源から除外している。

・上記③廃棄物処理建屋→3号原子炉建屋連絡通路には、周辺の堰と同じ高さのスロープが設けられており、廃棄物処理建屋から原子炉建屋への溢水伝播を防止している。

(6) 取水口 ..... 写真<10>

④ 安全系機器：海水ポンプ～海水管トンネル

・土木学会手法による津波水位は T.P.+1.86m で、海水ポンプ電動機レベル T.P.+4.65 m よりもかなり低い (T.P. は東京湾平均海面)。

## 5. 主な質疑応答 [Q : NISA, JNES / A : 関西電力]

Q 消火設備のタイプ及び分電盤との位置関係は？

A DG 室は CO<sub>2</sub>、タービン・発電機はハロン。その他、粉末消火器がある。分電盤との位置関係は、後日、資料で説明する。

Q 溢水時に、PWR サンプ問題同様、ドレインが閉塞してしまう可能性はないか？

A 運転時は、安全系機器設置箇所に資材を放置しないよう管理しているので、資材が流れでドレインを閉塞させることはない。

Q 4号定検中だったが、プラント停止中も維持すべき機能が溢水により停止する可能性はないか？

A 定検中でも、燃料ピットの冷却機能等は最低限必要。保修点検時の監視状況下での誤操作による溢水であれば、早期の発見、対応が可能である。

Q どの程度の漏洩が重要だと考えているか？

A 想定シナリオに依る。米国ではリスク評価も取り入れられているようなので、これから勉強していきたい。

大飯発電所現地調査写真 <1>

平成19年6月1日

純水装置室



純水装置室外壁  
屋外配管との取合(貫通部)状況



純水装置室外壁  
屋外配管との取合(貫通部)状況

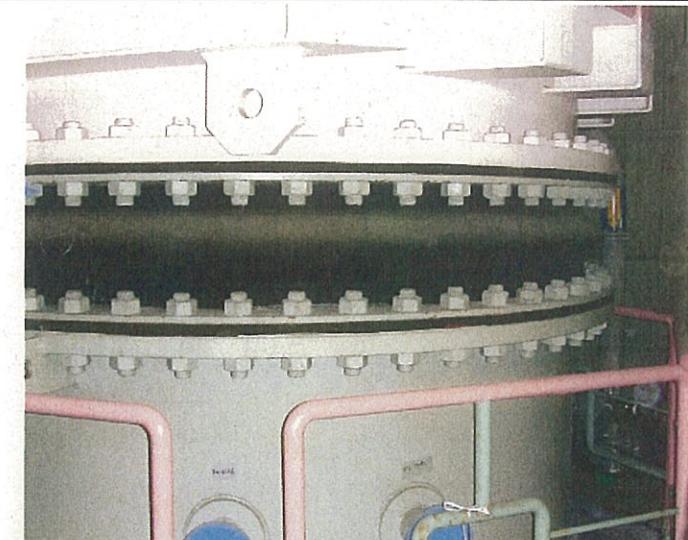


純水装置室外壁  
屋外配管との取合(貫通部)状況  
室内側

大飯発電所現地調査写真 <2>

平成19年6月1日

タービン建屋 T/B

	<p>循環水管復水器取合部ラバーエクステンション 材質はクロロプレンゴム(CR)。</p>
	<p>タービン建屋→制御建屋 配管取合(貫通部)状況 壁に直埋設。</p>
	<p>タービン建屋共用搬入口 屋外からの浸水経路となりうると同時に、内部溢水に関しては屋外への排水経路として一次系への 浸水緩和が期待できる。</p>

大飯発電所現地調査写真 <3>

平成19年6月1日

原子炉建屋 R/B



非常用ディーゼル発電機搬入口  
(3号)

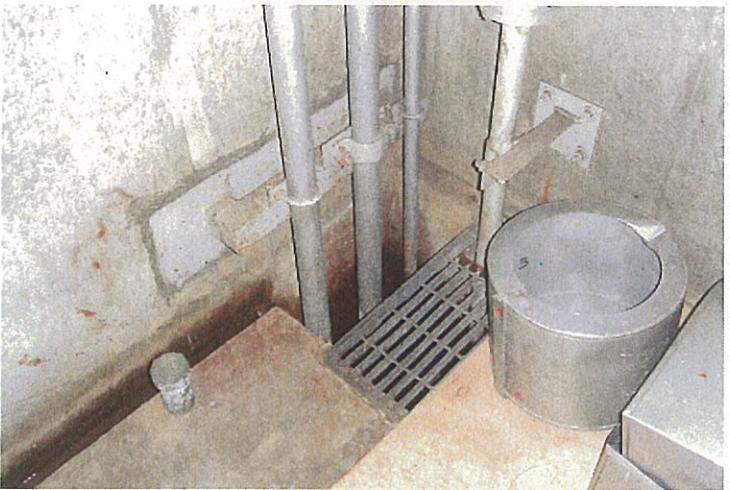


非常用ディーゼル発電機搬入口  
内側  
水密扉ではない。

大飯発電所現地調査写真 <4>

平成19年6月1日

原子炉建屋 R/B

	4号非常用ディーゼル発電機室
	DG サンプ EL3.5m
	DG サンプ室排水→T/B ドレン集 水ピットへ

大飯発電所現地調査写真 <5>

平成19年6月1日

原子炉建屋 R/B

	<p>余熱除去ポンプ EL3.5m</p>
	<p>余熱除去ポンプ基礎立上り EL3.5m</p>

大飯発電所現地調査写真 <6>

平成19年6月1日

原子炉建屋 R/B



余熱除去ポンプ室漏洩検知器  
EL3.5m



余熱除去ポンプ室  
バックウォーターバルブ  
EL3.5m  
目皿内に逆流防止のバックウォーターバルブが装着されている。

大飯発電所現地調査写真 <7>

平成19年6月1日

制御建屋 C/B



原子炉補機冷却水ポンプ  
EL3.5m



原子炉補機冷却水ポンプ  
EL3.5m



海水管貫通部状況

大飯発電所現地調査写真 <8>

平成19年6月1日

廃棄物処理建屋 WD/B

	<p>冷却材貯蔵タンク水密コンパートメント EL17.0mより 10.0mを見下ろす 冷却材貯蔵タンクが破損しても、 水密コンパートメント内でタンク容 量全量が安全に保持され、漏洩 が検知される。</p>
	<p>冷却材貯蔵タンク水密コンパートメント排水口 EL17.0mより 10.0mを見下ろす</p>

大飯発電所現地調査写真 <9>

平成19年6月1日

廃棄物処理建屋 WD/B

	廃液蒸留水タンク EL10.0m
	1次系純水タンク EL10.0m
	廃棄物処理建屋→3号原子炉建屋連絡通路スロープ EL10.0m 堰と同じ高さのスロープにより、廃棄物処理建屋から原子炉建屋への溢水伝播を防止している。

大飯発電所現地調査写真 <10>

平成19年6月1日

取水口

	<p>海水ポンプ 手前4号機、奥3号機</p>
	<p>海水ポンプモータ電源ケーブル ポンプ上部に付いているモータが 浸水するまでは、海水ポンプは機能を失わない。</p>

屋外廻り

図-1

【凡例】

- (1) ↓ は、原則行きを示す。
- (2) ← は、原則戻りを示す。
- (3) ○ は、説明箇所を示す。
- (4) 緑字は、確認箇所を示す。
- (5) 青枠は、移動内容を示す。

4号タービン盤面

1/100 EL+13800

T/B EL.13.8M

図-2

4号-ビン地  
1/100 El +6300

T/B EL.6.8M  
図-3

4号機  
1/100

EL. +6300ft

T/B EL. 6.8M 以下

図-4

一次系  
EL.15.8&17.0M  
図-5

一次系 EL.10.0M

図-6

一次系 EL.3.5M

図-7

## 内部溢水影響評価手法検討に関する電力アクションプランについて（案）

### 1. はじめに

- 我国の安全設計審査指針においては 4. 「内部発生飛来物に対する設計上の考慮」に基づき「安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物に対し原子炉の安全性を損なうことのない設計であること」が要求されている。ここで「内部発生飛来物」とは、同指針 4 の解説で「内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損…等によって発生する飛来物をいう。なお、二次的飛来物、火災、溢水…等の二次的影響も考慮する」とあり、これに基づいてタービンミサイルの影響による溢水評価等を実施している。  
また、具体的な溢水対策としては、堰、漏えい検知器等の設置や安全系設備の系統分離・多重化、機器配置上の配慮など、様々な面から対策が講じられてきている。
- 一方、米国の溢水に関する規制として GDC4 「環境条件及び動的影響に関する設計基準」があるが、内部溢水に対する明示的な要求はない。また、GDC3 「火災防護」に“消火システムは、その破損や誤動作により、安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を損なわないよう設計する”と規定されているに留まっている。なお、民間規格として ANSI/ANS-56.11（以下「ANSI/ANS」）等に、具体的な設計基準が規定され米国新規プラントの設計に活用されているものの、規制、指針(R.G)、標準審査指針 (SRP) に引用はされておらず、既設プラントに規制要求として全面適用されていない状況であると考えられる。
- しかしながら、米国 KEWAUNEE 発電所等において NRC から内部溢水対応を求められている状況について精査し、これまでの指針要求とは別の追加対応として、国内におけるより具体的な内部溢水影響評価手法を確立することは、現プラント設計の妥当性検証の観点、また、溢水に対するプラントの脆弱性抽出/改善対策検討の観点から重要であると認識しており、電力大での検討体制を構築、規格・基準化へ向けて計画的に取り組んでいくこととした。
- 本資料においては、これまでの溢水勉強会での調査・検討結果について電力各社で共有するとともに、米国における取り組みについての確認結果（各種報告書の確認や米国電力からの聞き取り）から、課題の抽出及びアクションプランの検討を行った。

### 2. 米国における取り組み

- 米国では、基本的に SRP に基づき、プラント設計段階において高エネルギー配管破断解析（プラント最終安全解析報告書 (FSAR) として纏められている。）などが実施され、内部溢水評価についても部分的には読み取れるが、内部溢水に特化した体系的な評価が、別スコープで取り組まれている。
- 具体的には、いくつかの不具合経験を発端として、規制当局及び電力事業者双方で、具体的

な評価方法の検討が実施され、ANSI/ANS をはじめとする民間基準が確定的な評価手法による設計基準として策定されたと考えられる。

- しかし、既設プラントにおける溢水評価の実態としては、上記 ANSI/ANS は規制要求として全面適用されていないと考えられ、確率論的評価の結果<sup>(注)</sup>がプラントを評価する上で最終的な判断材料となっており、これは溢水勉強会発足の契機となった米国 KEWAUNEE 発電所が NRC から指示を受けた以降に纏められた詳細評価報告書（2005年12月）からも確認することができる。
- KEWAUNEE 発電所の報告書によると、確定的な評価と確率論的評価が実施されている。炉心損傷頻度（CDF）の低減に対して寄与の大きなケースを絞り込み、これを防止するための対策を実施している状況にあると考えられ、NRC 検査報告書からも、KEWAUNEE 発電所に対し対策指示を行った経緯からも同様な状況は確認できる。
  - 2004年9月の検査中（IP71111.06「溢水防護措置」）、タービン建屋と安全防護区画の排水系が直接繋がっていることを確認。
  - その後、設置者の CAP（是正措置計画書）中に、2003年に上記指摘に関連する不具合があったことを確認。
  - これらの確認・議論が行われていく中で、タービン建屋の非クラス1系統がランダム or 地震で故障した場合の潜在的なリスクを指摘。
  - 2005年1月、設置者が PRA（リスク解析）を更新した結果に基づき、リスク低減への寄与が大きい対策（循環水系の損傷時の影響緩和）を実施。
- 一方、ANSI/ANS における確定的な評価条件は、かなり大きな保守性を有していると考えられる。タンク損傷からの溢水を例にとると、ANSI/ANS では、“損傷したタンクからの水の放出量は、内部容積と同等な量の瞬時放出を考えること”とあるが、原子力発電所では、数千 m<sup>3</sup>～万 m<sup>3</sup> 容量のタンクがあり、瞬時に全量が建屋内に流入することは現実的ではない。このため新設ではなく、米国における既設プラントへの ANSI/ANS の適用状況を十分把握する必要がある。

(注) 米国では確率論的な溢水影響評価方法(溢水PRA)についても検討が進められており、NRC からの個別プラントの体系的安全解析(IPE)の実施要求の一項目として溢水PRA が含まれており、各プラント毎に評価が実施されている。各設置者は、IPE 評価結果に基づき、リスク低減の観点から対策を立案し、改善措置を図っている。

### 3. 国内における規格化の課題

- 米国においては、確定的な評価と確率論的評価がセットで実施されているが、現段階での国内における確率論的評価は、確定的な評価を補完するための手段としての活用が中心であるため、溢水影響評価方法の規格化に際しては、この点を踏まえた整理が必要である。
- 確定的な考え方のみで規格化を進める場合は、上述の通り、ANSI/ANS が米国の既設プラ

ントに全面適用されていないと考えられ、かなり大きな保守性を有していることを認識した上で、必要に応じて運転員操作対応などある程度の現実的要素も考慮した検討を行わなければならない。米国では確率論的評価の結果を最終判断根拠としている状況も踏まえると、この現実的要素を考慮した検討は単純に ANSI/ANS に対し非安全側ということではなく、いかに適切な評価条件を設定するかが重要課題といえる。

#### 4. 国内における規格化に向けた検討方針

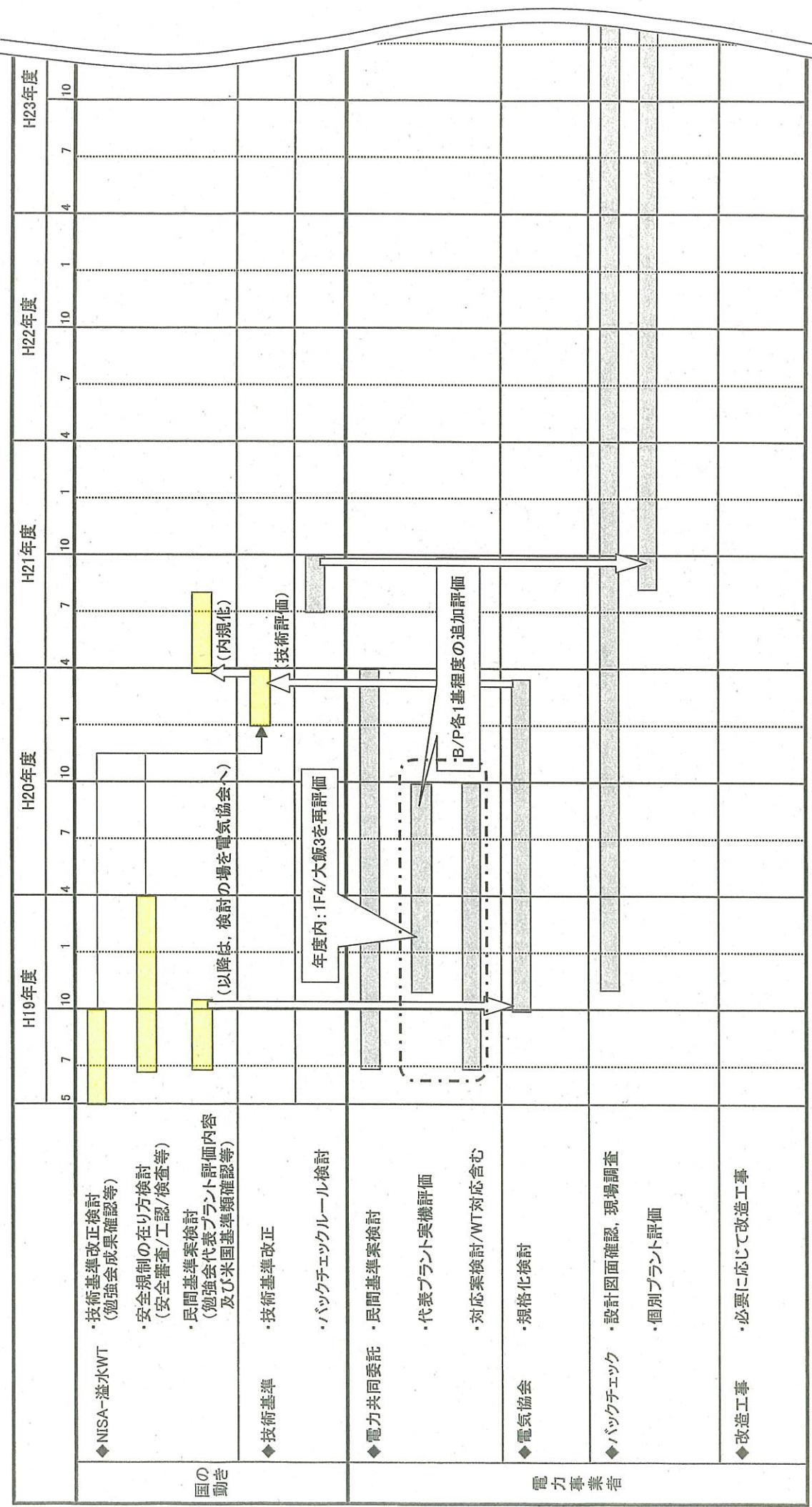
- これまで国内において、米国同様の詳細な内部溢水影響評価が実施されていないのは事実であるが、下記の観点から、国内代表プラント影響評価、米国における規制要件/事業者解析結果等を参考に、十分な検討期間を設け、新たな我が国の内部溢水に係わる規格として検討を進めていくこととした。
  - ・ 溢水勉強会における国内代表プラント評価結果は、安全上、問題となるようなものではなく、ある程度の安全性を有していることは確認されていること。
  - ・ 米国の民間規格 ANSI/ANS 等の確定的な評価については、規制、指針(R.G)、SRP(標準審査指針)に引用されておらず、少なくとも米国既設プラントに規制要求として全面適用されていることが確認できていない状況であることから、これをそのまま国内規制に取り入れることは現実的ではないこと。
  - ・ 米国では確率論的な考え方方が体系的に規制に取り組まれてきた経緯があり、日米規制体系に差があること。
  - ・ 米国の規制及び事業者の対応の具体的な状況調査を実施する必要があること。
- また、上記検討にあたっては、併行して溢水勉強会での代表プラントに加え、旧設計プラント評価を通じ、規格の妥当性確認や課題の抽出を行い、必要に応じて規格への反映、対策検討を行う。
- なお、規格化後、代表プラント以外を対象としたバックチェックヘスムーズに移行できるよう、必要なデータ整理/現場調査等を、各プラント毎に進めていくこととする。

#### 5. スケジュール (添付資料-1 参照)

- ・ 電気協会・分科会立ち上げ ··· H19.9 頃
- ・ 米国規制、事業者対応状況調査 ··· H19.8 頃
- ・ 規格化検討 ··· H19.8~H21.3  
(米国の規制及び事業者の対応状況を調査整理し、代表プラント実機評価等の技術検討を踏まえた規格案を構築する)
- ・ 各プラント設計図面確認/現場調査 ··· H19.11~
- ・ 全プラント影響評価 ··· H21 上期~
- ・ 全プラント対策検討 (必要に応じて) ··· H21 上期~

以 上

内部にすい検討に関するアクションプランスケジュール(案)



# 〈案〉

## 溢水ワーキングチーム第3回ミーティング議事要旨

1. 日 時： 平成19年11月15日（木） 13:30～16:15

2. 場 所： 原子力安全基盤機構本館4階 4A会議室

3. 出 席 者：

【NISA】 山本統括安全審査官（WT主査）、江藤建設班長、河本建設係長（以上、原子力発電安全審査課）、佐久間基準班長（原子力安全技術基盤課）、福富運転管理係長（原子力発電検査課）

【JNES】 木口特任参事、高梨主査（以上、企画部）、栗原調査グループ長、多田調査役、一徳上席研究員（以上、規格基準部）、釘宮情報基盤グループ長、別所調査役、鹿角調査役（以上、安全情報部）、安澤次長、小倉調査役（以上、解析評価部）

【オザバー】 [REDACTED]（電気事業連合会）、[REDACTED]、[REDACTED]（以上、東京電力）、  
役職、敬称略 [REDACTED]、[REDACTED]（以上、関西電力）、[REDACTED]（日本原子力技術協会）、  
[REDACTED]（東芝）、[REDACTED]（日立GE）、[REDACTED]（三菱重工業）

4. 議 題：

- (1) 溢水防護評価マニュアルについて
- (2) 今後の検討スケジュール

5. 議事概要：

- (1) 溢水防護評価マニュアルについて

山本 WT 主査から、保安院首席安全審査官に了解を取った溢水影響評価における基本的事項について説明された。

- ・原子力の安全性に対する溢水の影響を統一した手法で評価する方法を確立し、既存プラントについてもバックチェック、バックフィットを求める。
- ・安全上重要な機器が溢水時にも求められる機能を果たせることをもって原子力の安全性が確保されているとするが、重要度分類指針に基づく分類だけにとらわれず、原子力の安全の確保上必要な機器を広く安全上重要な機器とみなす。
- ・溢水源としては、評価対象とする機器に対して最も厳しい影響を与える溢水事象を想定する。本 WT では溢水の発生要因については議論せず、地震に起因する場合でも他の要因と同様に单一溢水源を想定して評価する。地震による溢水の扱いについては、新たな知見が出たときに見直すものとする。また、雨水、地下水については、内部溢水の範疇としない。

# 〈案〉

- ・原子力の安全確保のため求められる機能は、「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」を基本とし、安全設計審査指針に基づく各プラントの基本設計方針を前提とする。
- ・溢水評価手法は、科学的、合理的に説明できる内容でなければならず、定量的に示せない、確実性のない、曖昧な「余裕」を安易に持ち出すことは排除する。

以上の方針については、事業者側とも共通認識を得た。

機器単体が壊れても安全停止機能が満足できればよいかどうかは、通常運転時と炉停止プロセスでは「外乱」の意味が異なることを踏まえた上で、まずは個別事象ごとに安全停止までのシーケンスを検討した後に一般化しなければならないとの示唆があった。

続いて、JNESと事業者とで作成した溢水評価マニュアル検討案について審議され、以下の意見・コメントがあった。

- ・溢水流量の算定は、米国の基準や過去の事例等を踏まえ、溢水源ごとに適切に設定する必要がある。
- ・溢水源には、容器も含める。
- ・通常運転時に作動状態に変更がない異常影響緩和系の機器が、「炉停止プロセスにおいても单一故障仮定を要求されない」とする抗弁が欲しい。火災防護指針と整合を取りる。
- ・指針解説の10分間ルールは、運転員が操作を開始するまでには少なくとも10分間は時間的余裕を見込んだ評価を行う必要があると規定しているもので、そのまま溢水放出時間と考えてはいけない。運転員等による能動的対応を取り入れる場合は、保安規程、運転マニュアルへの明記を求める。
- ・溢水影響は、物理量で規定すること。
- ・影響判定は、機器ごとの安全機能をブレークダウンして、一般事項及び個別事項を記載すること。

## (2) 今後の検討スケジュール

確認した基本的事項及びコメントを溢水防護評価マニュアル検討案に反映し、12/10週に作業会を設けて逐条検討を行う。また、マニュアル検討案による部分的なプラン試評価を事業者が実施して、適用性を見ることとした。

## 6. 配布資料：

- 3-1 原子炉施設の溢水影響評価における基本的事項について
- 3-2 内部溢水影響評価基準策定にあたって明確にすべき基本的事項（電事連）
- 3-3 原子力発電所の溢水防護評価マニュアル（検討案）
- 3-3' 溢水防護評価マニュアルコメント整理表

溢水ワーキングチーム（第3回）

議事次第

1. 日 時： 平成19年11月15日 13:30～16:00

2. 場 所： JNES本館4階 4A会議室

3. 議 題：

- (1) 溢水防護評価マニュアルについて
- (2) 今後の検討スケジュール
- (3) その他

4. 配布資料：

- 3-1 原子炉施設の溢水影響評価における基本的事項について
- 3-2 内部溢水影響評価基準策定にあたって明確にすべき基本的事項  
(電事連)
- 3-3 原子力発電所の溢水防護評価マニュアル(検討案)

## 溢水ワーキングチーム(第3回)出席者名簿

原子力安全・保安院 原子力発電安全審査課  
(5名) 山本 統括安全審査官(WT主査)  
江藤 建設班長  
河本 建設係長

原子力安全技術基盤課  
佐久間 基準班長

原子力発電検査課  
福富 運転管理係長

原子力安全基盤機構 企画部  
(10名) 木口 特任参事  
高梨 主査

規格基準部  
栗原 調査グループ長  
多田 調査役  
一徳 上席研究員

安全情報部  
釘宮 情報基盤グループ長  
別所 調査役  
鹿角 調査役

解析評価部  
安澤 次長  
小倉 調査役

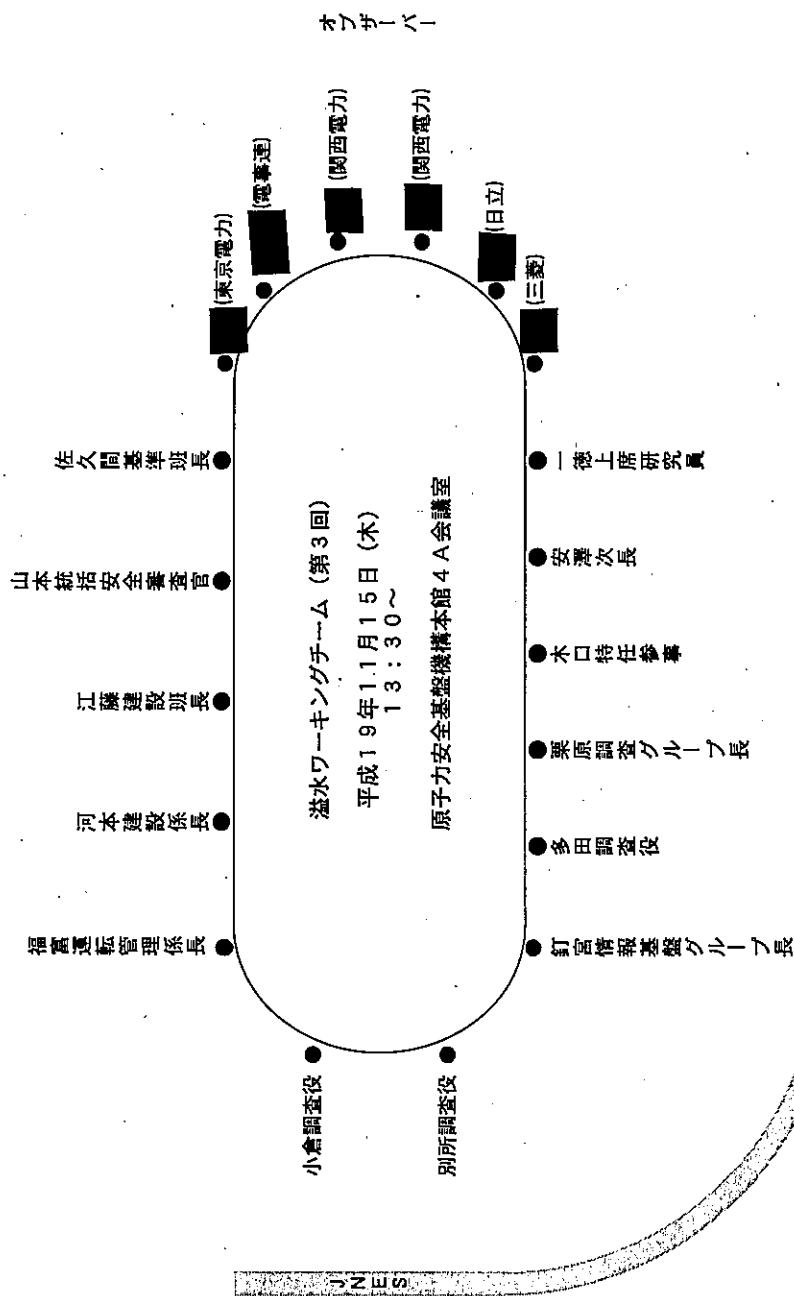
(オブザーバー)  
役職・敬称略 (9名)

電気事業連合会  
東京電力  
、  
関西電力  
、  
日本原子力技術協会  
東芝  
日立製作所  
三菱重工業

計24名

----- 感 -----

日本原子力安全基盤機構 J N E S



日本原子力安全基盤機構 J N E S

J N E S  
● 鹿角調査役  
● 高梨主査



平成19年11月15日  
溢水ワーキングチーム  
主　　査

原子炉施設の溢水影響評価を実施するため、溢水ワーキングチームを編成し調査・検討を進めているところであるが、一部の基本的事項について以下のとおり確認する。

#### 1. 検討の目的

- ・ 原子力の安全性に対する溢水の影響を各プラント統一した手法で評価する方法を確立する。
- ・ 確立した手法で、新設炉のみならず、既存の55基のプラント及び建設中のプラントについて評価を実施する。評価の結果問題があれば、対策を実施する。

#### 2. 原子力の安全性

安全上重要な機器が、溢水時にも求められる機能を果たせることをもって、原子力の安全性が確保されているとする。この場合、安全上重要な機器として考えられるものには、重要度分類指針に基づく機器(指針は機能を記載)があるが、本検討においては、この指針の分類にとらわれず、原子力の安全の確保上必要な機器は、広く安全上重要な機器とみなす。

#### 3. 溢水源

##### ・ 溢水源の想定

溢水源は、評価の対象とする機器に対して、最も厳しい影響を与えるものを想定する。

##### ・ 地震の取扱い

溢水源を想定するに当たり、溢水の発生する要因として「地震」を前提とするか否かについては、溢水の発生要因は議論しないこととする。

##### ・ 雨、地下水の取扱い

雨、地下水については、内部溢水の範疇としない。

#### 4. 安全確保の考え方

- ・ 原子力の安全確保のため求められる機能は、止める、冷やす、閉じこめるとする。
  - ・ 安全設計審査指針に基づく各プラントの基本設計方針を前提とする。
- 例えば「冷やす」に着目した場合、原子炉容器に注水する場合でも「高圧注水系」、「低圧注水系」などがあり、このような基本設計時の考え方を変更することはない。要するに、高圧注水系の機能、低圧注水系の機能をそれぞれ確保する必要があるものとする。

#### 5. 機器の余裕の考え方

中越沖地震時、耐震B、Cクラスの機器類があまり損傷していないのは、原子力施設の機器類には「余裕」があるためとし、評価に当たって、余裕を考慮するべきとする考え方もあるが、定量的に示せない、確実性のない、曖昧なものを評価において考慮することは、科学的または合理的とは言えないので考慮しないこととする。

#### 6. その他

今回検討する評価手法は、科学的、合理的に説明できる内容でなければならず、この点を念頭において検討を進めていくこととする。

2007年11月15日  
電気事業連合会

### 内部溢水影響評価基準策定にあたって明確にすべき基本的事項

内部溢水影響評価基準については、JNES殿と素案ベースで議論させて頂いているところであるが、細部の評価条件を検討する前段として、保安院殿、JNES殿とともに、共通認識しておくべき基本的事項について、以下のとおりまとめましたのでよろしくご配慮お願いいたします。

#### 1. 安全が確保されていることの判断基準の考え方

これまで、原子力の安全確保のために求められる安全機能は「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」ことであり、溢水事象が発生して、仮に、機器が損傷し、当該機器が単体で機能喪失すると想定した場合であっても、これらの安全機能が確保されていればよいと議論がなされてきたものと認識している。

このような議論をより明確にした上で、評価における判断基準として、その考え方をまとめておく必要がある。これにより、評価上留意すべき溢水防護対象機器が定まるものと考える。

(例)

判断基準：溢水により原子炉に外乱が及び停止する必要があった場合に、原子炉を安全に停止し、冷却することにより停止状態を維持できること。溢水事象の安全解析により放射性物質の放出を軽減する工学的安全施設の機能が要求される場合には確実に機能すること。

溢水防護対象機器：溢水により原子炉に外乱が及び、かつ異常影響緩和系の作動を要求される場合において、外乱を安全に収束させるために必要な「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の機能を有する機器

#### 2. 溢水量想定にかかる基本的な考え方

今後、評価基準の詳細を詰めていくに際し、溢水発生量の前提となる損傷想定について、以下のような基本的考え方は事前に明確化しておく必要があると考える。

・配管損傷の程度（開口）をどう決めるか。

想定する配管の開口については、米国SRP等、従来から、設計基準にある $1/4 D_t$ 等を参照し、現実的な想定として頂きたい

・タンク本体の損傷を考慮するか。

タンク単体の損傷により大量の溢水が発生した事例は現状見あたらぬこと、

現実的には、亀裂程度の損傷であれば配管損傷に包含されると考えられるところから、タンク本体からの溢水は考慮する必要はないのではないか。（地震による損傷は除く。）

- ・循環水エキスパンジョンジョイント部の損傷をどう考えるか。  
完全破断した事例はないと考えられるが、国内外の実績や海外の評価実態を考慮して合理的に決めたい。

### 3. 地震による損傷の扱いについて

地震による耐震BCクラス機器の損傷については、今後の柏崎の健全性評価の動向などを見ながら今後検討することとし、当面は、地震以外の損傷について検討するとの方針と理解している。

地震による耐震BCクラス機器の損傷について、柏崎では設計を上回る地震力が作用し、発生応力が許容基準を上回った部位が多くあると想定される。今後、現状の状態はどうか、なぜ耐えたか、など、想定外の地震を受けた場合の耐震安全性が検討されていくものと考えるため、これらについての知見が得られれば、損傷の想定に反映して頂きたい。

また、事業者側の対応としては、既設プラントの溢水評価と追加対策実施はセットで検討すべき課題と認識しており、追加対策の検討に手戻りが生じないよう、規制への取り入れについてもセットとし、地震による耐震BCクラス機器の損傷の扱いについて明らかになった以降として頂きたい。

以上

原子力発電所の溢水防護評価マニュアル（検討案）

平成19年11月15日

産業界コメント案

## 目次

1. 総則 .....	2
1. 1 一般 .....	2
1. 2 適用範囲 .....	2
1. 3 関連法規 .....	2
1. 4 用語の定義 .....	3
2. 想定すべき溢水源 .....	4
2. 1 一般事項 .....	4
2. 2 耐震設計B, Cクラスの設備 .....	5
2. 3 消火水系統 .....	5
2. 4 格納容器スプレイ系統 .....	6
2. 5 配管 .....	6
2. 6 循環水管の伸縮継手部破損 .....	7
3. 溢水影響評価 .....	7
3. 1 一般事項 .....	7
3. 2 安全設備に対する溢水影響評価 .....	7
3. 2. 1 原子炉施設の安全確保 .....	7
3. 2. 2 防護対象設備と判断基準 .....	7
3. 2. 3 溢水防護区画の設定 .....	10
3. 2. 4 影響評価 .....	11

## 1. 総則

### 1. 1 一般

この評価マニュアルは、発電用原子力設備において、原子炉施設若しくはその附属設備が、溢水発生の影響を受けることにより、原子炉に外乱が及び、外乱を収束するために必要となる原子炉の停止、冷却、或いは閉じ込めに係わる機能（以下、安全機能という。）が喪失することのないよう、適切な防護措置が施されているか評価するための手順を示すものである。

なお、当評価マニュアルでは、管理上の考慮事項であると考えられる事項、すなわち、人的過誤による誤作動を除く人為的な放水や配管破壊等により発生する可能性のある溢水については評価の対象外としている。

また、当評価マニュアルで対象とする溢水源は、発電所の敷地内に施設される設備に想定される破損および系統の作動が原因で発生するものを対象とする。なお、津波、洪水等の敷地外で発生する自然現象が水源となるものは本評価マニュアルの対象外である。（解説一-1）

#### 解説一-1 「一般」

原子炉施設は、想定される異常事象に対しても、その安全性を脅かされることがあつてはならないことから、万一の溢水に対しても、原子炉施設の安全性が確保されているか評価しておく必要がある。

### 1. 2 適用範囲

この評価マニュアルは、発電用原子力設備における原子炉施設若しくはその付属設備に適用する。

### 1. 3 関連法規

この評価マニュアルは以下の法令を参考としている。

(1) 発電用原子力発電設備に関する技術基準を定める省令（省令第 62 号）（平成 18 年

1月1日）

- (2) 電気事業法（平成 年 月改正）
- (3) 電気事業法施行令（平成 年 月改正）
- (4) 電気事業法施行規則（平成 年 月改正）
- (5) 電気設備に関する技術基準を定める省令（平成 年 月改正）
- (6) 建築基準法（平成 年 月改正）
- (7) 建築基準法施行令（平成 年 月改正）
- (8) 消防法（平成 年 月改正）

また、この評価マニュアルは以下の審査指針を参考としている。

- (1) 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針
- (2) 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- (3) 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針
- (4) 発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針

なお、この評価マニュアルは以下の民間規格を参考としている。

- (1) 日本工業規格
- (2) 原子力発電所の火災防護指針 (JEAG4607)

#### 1. 4 用語の定義

本評価マニュアル及び解説においての用語の定義は以下の通りである。

- (1) 「安全設備」 その故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれ直接又は間接に生じさせる設備。「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（省令第62号）」の第2条（定義）第1項8号によるところの安全設備。
- (2) 「溢水」 発電所内に施設される設備の破損及び系統の作動が原因で、流体が漏洩又は流出することにより、被水又は没水することを言う。流出した液体は、滞留水、流水、噴霧等の形態で存在する。（解説—1. 4—1）

##### 解説—1. 4—1 「溢水の定義」

- (1) 津波、洪水等敷地外で発生する自然現象に起因するものは対象外である。
  - (2) 溢水源の設定において、合理的な根拠があるものは対象外とすることができます。
  - (3) スロッシングによるプール等からの流出水は溢水に含まれる。
  - (4) 外部に施設された消火水配管等の破断等に起因する事象は溢水に含まれる。
- 
- (3) 「溢水源」 溢水（解説—1. 4—1）の原因となる設備。
  - (4) 「溢水緩和装置」 安全設備が設置されている溢水区画内に、必要に応じて設置されるサンプ、排水路、堰、排水ポンプなど溢水を緩和するための系統、機器、構築物である。（解説—1. 4—2）

##### 解説—1. 4—2 「溢水緩和装置の例」

溢水緩和装置は、ピットやタンクなどに重力差により流出させる静的溢水緩和装置とポンプなどにより強制的に排出する動的溢水緩和装置とがある。

- (5) 「安全機能」 溢水を引き起こす起因事象発生後に、原子炉に外乱が及び、外乱を

安全に収束するために必要となるプラント停止を確保し、炉心冷却機能を維持し、環境への放射性物質の放出を低減するための構築物、系統又は機器の有する機能。

- (6) 「耐震クラス」 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」で定義されている耐震クラス。
- (7) 「系列」 複数ある非常用電源の内、一つの非常用所内電源に依存する安全設備一式。
- (8) 「溢水防護区画」 壁、隔壁、間壁、堰、又はそれらの組み合わせによって、他の区域と分離され、溢水防護の見地から、1つの単位と考えられる区域をいう。同じ部屋に属する空間であっても、溢水の水位や影響度によって、ある高さの堰で区切られた場合も一つの溢水防護区画として取り扱う。
- (9) 「管理区域」 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（省令第62号）」の第2条（定義）第1項9号によるところの管理区域。
- (10) 「没水」 溢水が原因で機器等が水中に沈んだ状態をいう。
- (11) 「被水」 「没水」状態ではなく、水流状もしくは水滴状の水が機器等にかかる状態をいう。

## 2. 想定すべき溢水源

### 2. 1 一般事項

安全設備は、以下の想定される溢水源からの溢水に対して、安全設備に対して要求されている機能が確保されることを評価すること。（解説-2. 1-1）

- (1) 基準地震動S s の地震発生後の従属事象として考慮すべき溢水源
- ・ 耐震設計B、Cクラス設備の破損による内包液体の流出
  - ・ スロッシングによるプール等からの流出（解説-2. 1-2）
- (2) 異常状態の拡大防止のために設置されている設備の作動によるもの（单一の溢水源を想定）
- a. 火災時に考慮している消火水系統
    - ・ 火災検知器により自動作動するスプリンクラー等からの消火水
    - ・ 建屋内の消火活動のために設置されている消火栓からの消火水
  - b. 格納容器スプレイ系統
    - ・ 格納容器スプレイ作動設備の单一の機器故障による格納容器内へのスプレイ水の放散
- (3) 流体を内蔵する設備の破損想定による溢水源（单一の溢水源を想定）
- ・ 流体を内蔵する配管の破損想定による溢水
  - ・ 循環水管の伸縮継手部の破損

解説-2. 1-1 「溢水源」

溢水源を検出する検出器を設置し、その信号で自動的に溢水を隔離（溢水拡大を防止）させる回路を設けている場合、放水量の算定に当たっては、この回路の動作を考慮できる。なお、地震時に期待する場合は、基準地震動 S<sub>s</sub> の地震によっても機能が維持されること。（付録Aを参照）

また、運転員等による手動操作により溢水源を隔離できる場合は、その効果を考慮してもよい。

#### 解説－2. 1－2 「スロッシングの評価手法」

JEAG 4601-1987 6.5.4(5)で示す手法によるか、または流動解析により算定した漏洩量により、溢水影響評価を実施する。

#### 2. 2 耐震設計B, Cクラスの設備

安全設備が設置されている区域の溢水の原因となる（その区域内での破損だけではなく、建屋外を含む区域外（他の建屋や屋外）での破損でもあってもその区域へ流体の流入を考慮する必要がある場合も含む）全ての耐震設計B, Cクラスの設備は、基準地震動 S<sub>s</sub> の地震発生後の従属事象として、機器や配管の破損による内部流体の流出を溢水源として考慮する。破損による流体の流出量は、その設備・系統内の全保有水が流出するものと想定する。タンクにあっては、タンク保有水量全量とする。（解説－2. 2）

#### 解説－2. 2 「耐震設計B, Cクラスの設備」

耐震実力評価により、地震によっても破損しない評価結果が得られたものについては、溢水源から除外できる。

#### 2. 3 消火水系統

安全設備が設置されている区域にスプリンクラー装置が設置されている場合、その作動による溢水を考慮する。また、前記区域にスプリンクラー装置が設置されていない場合にあっても、それ以外の区域のスプリンクラー装置の作動によって当該区域に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動による溢水を考慮する。溢水量は、スプリンクラー装置が2時間連続して作動することを見込み算定する。なお、スプリンクラー装置の作動による溢水は、一つの区域における火災を想定するものとし、他の区域と同時に発生するしなくてもよい。

安全設備が設置されている区域での火災発生時に消火栓による消火活動が期待されている場合については、消火活動にともなう溢水を考慮する。また、前記区域で消火栓による消火活動が期待されていない場合であっても、それ以外の区域の消火活動による消火水によって影響を受ける可能性がある場合は、その消火水を溢水として考慮する。これらの場合の溢水量は、消火栓による消火活動が連続して2時間実施されることを見込み算定する。

（解説－2. 3）なお、スプリンクラー装置の作動による溢水源がある場合は、消火栓による溢水を考慮しなくてもよい。

### 解説－2. 3 「消火水」

消火装置が作動する時間を2時間と想定する根拠としては、火災発生時の消火水の放水量として、原子力発電所の火災防護指針(JEAG4607-1999)の2時間耐火をベースに次のように想定する。(130ℓ/min×2個×2時間=31.2 m<sup>3</sup>)

### 2. 4 格納容器スプレイ系統

機器の单一故障により原子炉格納容器スプレイ設備が誤作動することが想定される場合は、これに伴い原子炉格納容器内に放出されるスプレイ水を溢水源として考慮する。

溢水量の算定に当っては、全台の原子炉格納容器スプレイポンプが作動し定格のスプレイ流量が放出されるものとして、誤作動後運転員がリセット操作を行うまでの10分間の間に放出される量とする。

### 解説－2. 4

10分間は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の解説において、運転員が操作を開始するまでには少なくとも10分間は時間的余裕を見込んだ評価を行う必要があると規定していることに基づいたものである。

### 2. 5 配管

#### (1) 格納容器内の配管

原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する原子炉冷却材配管の両端破断を想定する。

(解説－2. 5-1)

#### (2) 格納容器外の配管

- ・ 高エネルギー配管(>95℃または>1.92MPa(gauge))：完全両端破断口または竹割状破断口からの流出量(解説－2. 5-2)
- ・ 低エネルギー配管(≤95℃且つ≤1.92MPa(gauge))：溢水影響が最大となる配管のスリット状单一破損に対する影響を評価するものとし、その他の全系統は通常運転状態を考慮する。(解説－2. 5-2, 3)

### 解説－2. 5-1 「原子炉冷却材配管の破断」

原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する原子炉冷却材配管の破断は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」で安全評価が要求されている原子炉冷却材喪失事象である。

なお、全系統のECCSの作動及び格納容器スプレイ系の作動を前提条件とする。

### 解説－2. 5-2 「高低エネルギー配管の定義」

高低エネルギー配管の定義は、S.R.P-3.6.2により、対象配管の範囲及び破断想定箇所について

S. R. P-3. 6. 2 を準用可とする。

#### 解説-2: 5-3 「スリット状」

低エネルギー配管は破断に至っていない「スリット状」の損傷を考慮し、その形状は配管外形の1/2の長さと配管肉厚の1/2の幅を仮定する。

### 2. 6 循環水管の伸縮継手部破損

- 循環水管の Exp.ジョイント部は配管の一部であるが、鋼製ではなく、流量も極めて大きいことから、上記の内部エネルギーを有する配管とは別に個別の評価を行う。なお、破損形状は過去の事例等を踏まえ適切に設定する。

## 3. 溢水影響評価

### 3. 1 一般事項

溢水影響評価は、以下の手順で行う。

原子炉の安全確保：安全設備が設置されている溢水防護区画は、想定される溢水事象に対し、その防護対象機器・部位が溢水の影響を受けずその機能が確保されていることを評価する。（図-1）

### 3. 2 安全設備に対する溢水影響評価

#### 3. 2. 1 原子炉施設の安全確保

溢水に対する原子炉施設の安全確保の考え方は以下の通りである。

- 発電用原子力設備内のいかなる場所の想定される溢水に対しても、溢水発生の影響を受けることにより、原子炉に外乱が及び、外乱を安全に収束するために必要な原子炉の安全停止機能が維持できる。
- 発電用原子力設備内のいかなる場所の想定される溢水に対しても、溢水発生の影響を受けることにより、原子炉に外乱が及び、外乱を安全に収束するために必要な放射性物質の格納あるいは放出低減機能が維持できる。
- 発電用原子力設備内のいかなる場所の想定される溢水に対しても、その溢水により制御室の居住性が失われず、また、溢水発生の影響を受けることにより、原子炉に外乱が及び、外乱を安全に収束するために現場での操作等を必要とする設備がある場合には、その設備への接近性が失われない。

#### 3. 2. 2 防護対象設備と判断基準

溢水源の種類により溢水影響の範囲や原子炉施設の安全確保のために防護すべき設備は異なる。このため、想定される溢水源毎に評価すべき防護対象設備と判断基準を以下に

示す防護対象設備と判断基準を以下に示す。

(1) 格納容器内で発生する溢水

原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する原子炉冷却材配管の破断等により冷却材が原子炉格納容器内に放出される。この事象は原子炉冷却材喪失事象であり、安全保護系の信号により工学的安全施設が作動し、原子炉施設の安全確保の機能を果す。

(解説－3. 2. 2－1)

この事象における異常影響緩和系は下記の範囲内の設備であり、破断により流出した冷却材による溢水で、原子炉冷却材喪失事象を収束するために必要となる異常影響緩和系の安全機能を喪失してはならない。(解説－3. 2. 2－2)

- a. 安全保護系
- b. 原子炉停止系
- c. 工学的安全施設
- d. 非常用所内電源系
- e. 事故時監視計器

但し、原子炉冷却材喪失事象による溢水影響は原子炉格納容器内に限定されるため、防護すべき設備は、上記の設備のうち原子炉格納容器内に設置される機器となり、判断基準はこれらの機器が溢水影響によりその安全機能を喪失しないことである。

解説－3. 2. 2－1 「工学的安全施設」

「工学的安全施設」の定義は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」第2条第七号による。

解説－3. 2. 2－2 「必要となる異常影響緩和系の安全機能」

溢水により原子炉に外乱が及び、かつ異常影響緩和系の作動を要求される場合は、動的機器の单一故障を仮定しても原子炉を高温停止できること。また、低温停止に必要な安全機能に対してても、溢水によって、その機能を喪失させないこと。

ただし、单一故障は、異常影響を緩和するために作動を期待する機器に対して仮定するものであって、作動状態に変更がない異常影響緩和系の機器の单一故障を仮定することを要求するものではない。

(2) 格納容器外で発生する溢水

安全保護系の信号により工学的安全施設が作動し原子炉施設の安全確保の機能を果す場合のように原子炉に外乱を与える場合と、必ずしも工学的安全施設が作動せず原子炉に外乱を与えない場合がある。(解説－3. 2. 2－1)

### ① 工学的安全施設が作動する場合

この場合の異常影響緩和系は下記の範囲内の設備であり、破断等により流出した冷却材による溢水で生じた事象を収束するために必要となる異常影響緩和系の安全機能を喪失してはならない。（解説－3. 2. 2－2）

- a. 安全保護系
- b. 原子炉停止系
- c. 工学的安全施設
- d. 非常用所内電源系
- e. 事故時監視計器

従って、防護すべき設備は、上記の設備のうち原子炉格納容器外に設置されるものであり、判断基準はこれらの設備が溢水影響によりその安全機能を喪失しないことである。

### ② 工学的安全施設が作動しない場合

この場合の異常影響緩和系は下記の範囲内の設備であり、破断の影響の程度により、原子炉をすぐに停止する場合や運転を継続する場合が想定されるが、いづれにしても溢水で生じた事象を収束するために必要となる異常影響緩和系の安全機能を喪失してはならない。

- a. 原子炉停止系
- b. 残留熱除去設備
- c. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備

従って、防護すべき設備は、上記の設備のうち原子炉格納容器外に設置されるものであり、判断基準はこれらの設備が溢水影響によりその安全機能を喪失しないことである。（解説－3. 2. 2－3）

#### 解説－3. 2. 2－3 「原子炉を安全に停止」

溢水により原子炉に外乱が及び、かつ異常影響緩和系の作動を要求される場合は、動的機器の单一故障を仮定しても原子炉を高温停止できること。また、低温停止に必要な安全機能に対してても、溢水によって、その機能を喪失させないこと。

ただし、单一故障は、異常影響を緩和するために作動を期待する機器に対して仮定するものであって、作動状態に変更がない異常影響緩和系の機器の单一故障を仮定することを要求するものではない。

### (3) 格納容器スプレイ誤作動による溢水

誤スプレイが原子炉格納容器内に放出された場合、復旧操作のために原子炉を停止することが考えられる。このため、原子炉を安全に停止するための設備の機能が

喪失してはならない。

従って、防護すべき異常影響緩和系は下記の範囲内の設備であり、原子炉格納容器外に設置される原子炉を安全に停止するための設備であり、判断基準はこれらの設備が溢水影響によりその安全機能を喪失しないことである。（解説－3. 2. 2－3）

- a. 原子炉停止系
- b. 残留熱除去設備
- c. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備

### 3. 2. 3 溢水防護区画の設定

3. 2. 2 項に該当する溢水防護対象機器・部位が設置されている全ての区域、及び、制御室や原子炉を安全に停止する等の機能を維持するための現場で必要とする設備の全ての通路について、溢水防護に対する評価区画を設定し、評価を行う。全ての溢水防護対象機器・部位が対象となっていることを確認するために、3. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備の系統図と配置計画図と照合しなければならない。また、通路については、図面に図示されていることを確認する。

### 3. 2. 4 影響評価

溢水影響評価においては、安全設備が設置されている防護対象設備設置区画が、想定される溢水事象に対し、その防護対象機器・部位が没水または被水の影響を受けずその機能が確保されることを評価する。（図－1）

影響評価が必要となる溢水防護区画は、漏洩想定箇所から溢水経路に基づき防護対象設備が設置される溢水防護区画となる。（図－2）

#### (1) 溢水経路の設定

溢水防護区画外での漏洩による溢水防護区画内への流入、及び溢水防護区画内での漏洩による他の溢水防護区画への流入経路は、以下を満足した設定とする。ただし、漏洩発生事象に対する流入、流出防止機能及び緩和機能が損なわれない場合は、流出、流入を防止出来るとして設定することが出来る。（解説3. 2. 4－1）

解説－3. 2. 4－1 「流入、流出防止機能及び緩和機能が損なわれない」

流入・流出の防止機能及び緩和機能は、付録Aに記載する要件を満足したものでなければならない。

##### ① 溢水区画外での漏洩（図－3）

###### a. 床ドレン

床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であって、他の区画の溢水水位が評価対象の溢水防護区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。但し、評価対象の溢水防護区画内に設置されているドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合にあっては、その限りではない。

###### b. 床面開口部及び床貫通部

天井部に開口部もしくは床貫通部が設置されている場合は、上部の溢水防護区画で発生した溢水量の全量が流入すると仮定する。但し、開口部で鋼製またはコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合、及び、貫通部で防水処理が施されている場合は、溢水防護区画への流入は防止出来る。なお、評価対象の溢水防護区画上部にある溢水防護区画に蓄積される水量が、当該溢水防護区画に残留すると評価できる場合は、下部への流出を考慮しなくてもよい。

###### c. 壁貫通部

評価対象溢水防護区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水水位が貫通部より高い位置にある場合は、評価対象の溢水防護区画と隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。

###### d. 扉

評価対象の溢水防護区画に扉が設置されている場合は、評価対象の溢水防護区画と隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。但し、当該扉が水密扉である場合は、

その限りではない。

e. サイフォニング

地震時の漏洩で、評価対象溢水防護区画内に耐震B, Cクラスの配管があって、その破断によるサイフォン効果による流入の可能性がある場合は、その流入量を考慮する。

f. 堤

漏洩が発生している区画で堤が設置され、他に溢水経路が存在しない堤の高さまで蓄積されるとし、また、溢水防護区画に堤が設置される場合は、堤高さ以下の水位では、流出は考慮せず、堤高以上の水位となる場合は、流出を考慮する。

② 評価対象溢水区画内の漏洩（図-4）

a. ドレン

床ドレン配管が他の区域とつながっている場合であっても、床ドレンが詰まることを想定し、他の区域への流出がないものとする。

b. 床面開口部及び床貫通部

床面に床面開口部もしくは床貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部もしくは床貫通部から他の区画への流出がないものとする。但し、床貫通部にあっては、そこを貫通する配管、ダクト等の間に隙間があって当該部に詰め物がなされていないと確認できる場合、床開口部にあっては、水密性の蓋などで閉鎖されていない場合は、その限りではない。

c. 間壁貫通部

評価対象溢水防護区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の溢水防護区画の溢水水位より貫通部が低い位置にある場合であっても、その貫通部から隣の区域への流出がないものとする。但し、当該壁貫通部を貫通する配管、ダクト等の間に隙間あって当該部に詰め物がなされている場合は、その限りではない。

d. 扉

評価対象の溢水防護区画に扉が設置されている場合であっても、当該部から隣室への流出はないものとする。

e. サイフォニング

地震時の漏洩で、評価対象溢水防護区画内に耐震B, Cクラスの配管があって、その破断によるサイフォン効果による流出の可能性があったとしても、流出がないとする。

f. 堤

溢水源からの漏洩拡大及び流路を遮るために設置する堤がある場合は、流入が無いとする。ただし、漏洩量を保有出来る量とする。

## (2) 溢水防護区画の評価に用いる水位の設定

影響評価に用いる水位の設定は、漏洩発生階とその経路上で防護対象設備が設定されている区画すべてに対し行う。(図-2)

水位：Hは、下式に基づき行う。

$$H = Q / A$$

Q：流入量

漏洩量から、(1)の溢水経路に基づき溢水防護区画への流入量を算定する。なお、漏洩量及び流入量の算定においては以下を考慮することが出来る。

- a) 漏洩量は、検知器等による検知や手順書等の整備により隔離可能な設備（地震時の自動隔離も含む）の場合は、隔離時間までの漏水量を想定漏洩量とすることができる。なお、隔離時間は現場までの移動、現場での操作時間等を考慮して設定する。
- b) 流入量は、排水系（床ドレン系、排水ポンプ及び配管）が機能を喪失しないと想定できる場合は、排水能力を期待できるものとする。
- c) 流入量は、溢水防護区画が設置される階、またはそれ以上の階で発生する漏洩量に対し、以下を考慮した量が流入量となる。
  - ・期待出来る排水設備の排水量
  - ・経路上での滞留水量

A：滞留面積

溢水防護区画内での漏洩の場合は、区画内を滞留面積として評価する。ただし、他区画への経路がある場合は、その経路全体で滞留面積を設定する。

溢水防護区画外での漏洩の場合は、溢水経路全体を滞留面積をとして算定する。

また、滞留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎、等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。

## (3) 影響判定

原子炉施設の安全確保に対する溢水影響評価において、満たすべき要求基準を満足しているか判定する。(解説-3.2.4-2)

### 解説-3.2.4-2 「溢水防護対象機器・部位」

溢水防護対象機器・及び部位の一般的な例を付録Bに示す。具体的には評価プラントで必要に応じ設定する。

## ① 没水による影響評価

想定される溢水源に基づき評価した溢水防護区画における最高溢水水位が、溢水防護対象機器・部位が機能喪失する水位（付録A参照）を超えない。また、制御室や原子炉を安全に停止する等の機能を維持するため現場で必要とする設備への通路にあっては、歩行に影響のない水位である。

## ② 被水による影響評価

溢水防護区画に設置されている溢水防護対象機器・部位について、没水に該当しない被水に対して、要求基準を満足していることを以下項目で確認する。

- a. 溢水防護区画に水系の機器・配管が設置されておらず、天井部分に床貫通部が存在しない。
- b. 溢水防護区画に水系の機器・配管が設置され、天井部分に貫通部が存在しない場合であって、溢水防護対象機器・部位に対し防護措置がなされている。（解説－3. 2. 4－3）
- c. 溢水防護区画に水系の機器・配管が設置されておらず、天井部分に貫通部が存在し、当該貫通部に水密処理がなされている。（解説－3. 2. 4－4）
- d. 溢水防護区画に水系の機器・配管が設置され、天井部分に貫通部が存在する場合であっては、上記b. 及びc. 項を確認する。
- e. b.～d. 項を満足しない場合は、溢水防護対象機器・部位が、防滴仕様であることを確認する。

### 解説－3. 2. 4－3 「防護措置がなされている場合」

防護措置とは、隔壁による分離、距離による分離、防水版による被水防護等を言う。

### 解説－3. 2. 4－4 「貫通部に水密処理がなされる場合」

貫通部の水密処理は、付録Aに記載する流入・流出の防止機能要件を満足したものでなければならない。

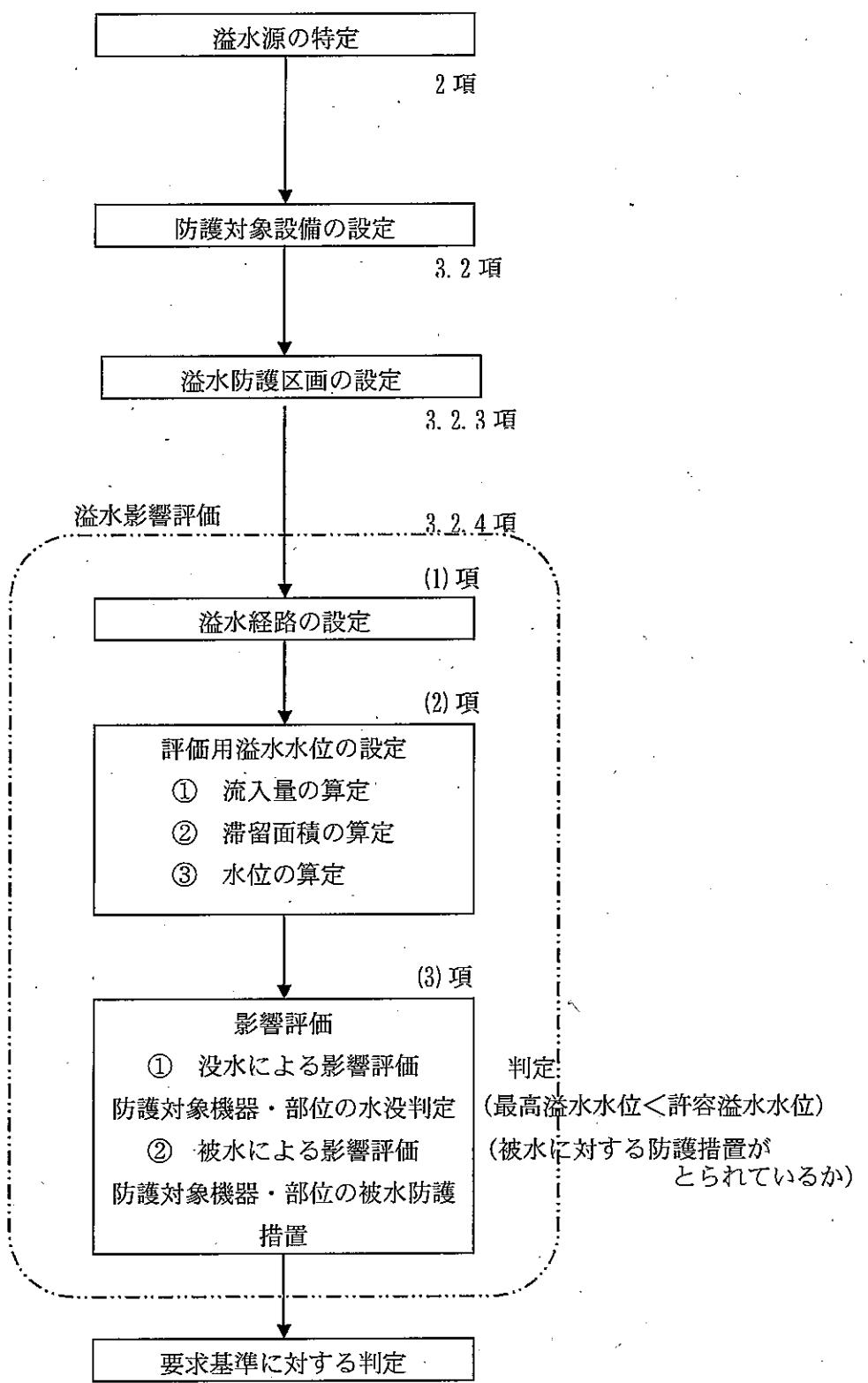


図-1 溢水影響評価フロー（原子炉施設の安全確保）

本図は、溢水防護区画 2 で漏洩が発生した場合の溢水評価対象の溢水防護区画とその評価内容を例として示すものである。

評価要否	選定区画（理由）	評価内容
評価対象	①溢水防護区画 2 ②溢水防護区画 3 (貫通部からの流入により溢水経路となる。)	没水、被水評価 没水評価
評価不要	③溢水防護区画 4 (床開口、ドレン配管、貫通部からの流入があり、溢水経路となる。)	没水・被水評価
	①溢水防護区画 1 (漏洩箇所より上階であり、溢水経路とならない。) ②溢水防護区画 5 (隣接する区画からの流入が無いため、溢水経路にならない。)	没水、被水評価

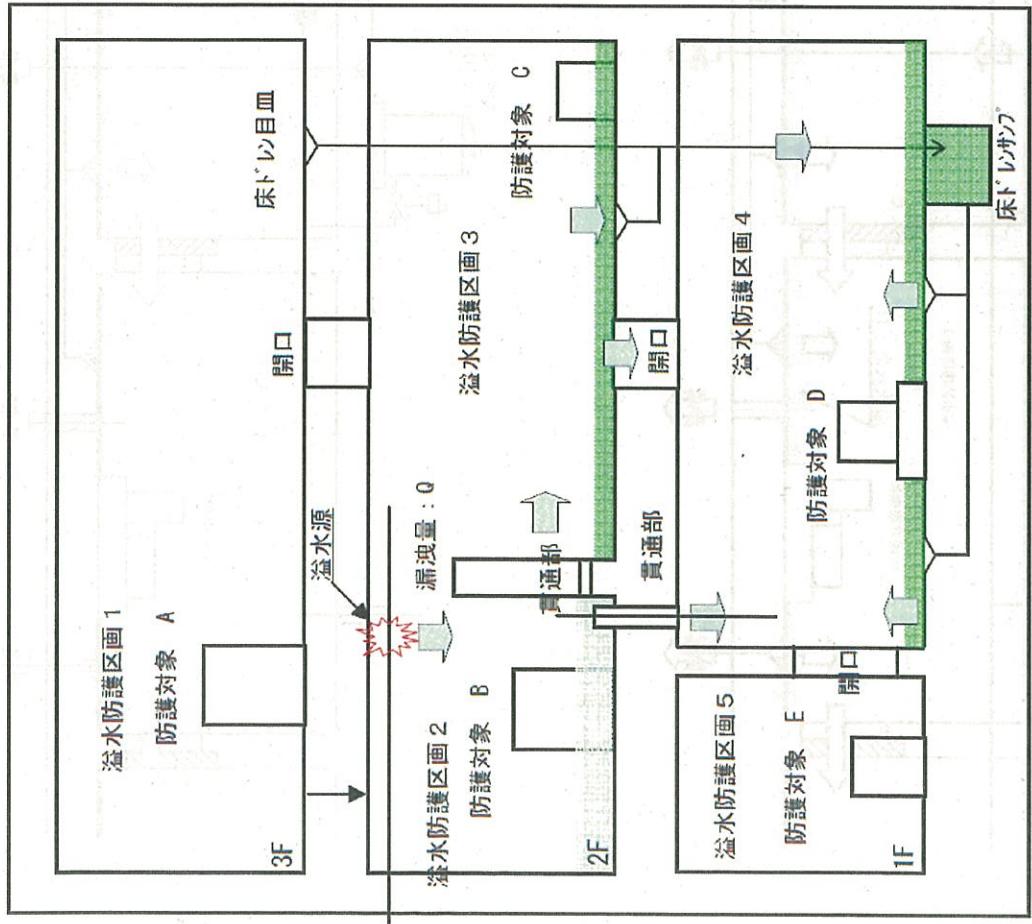
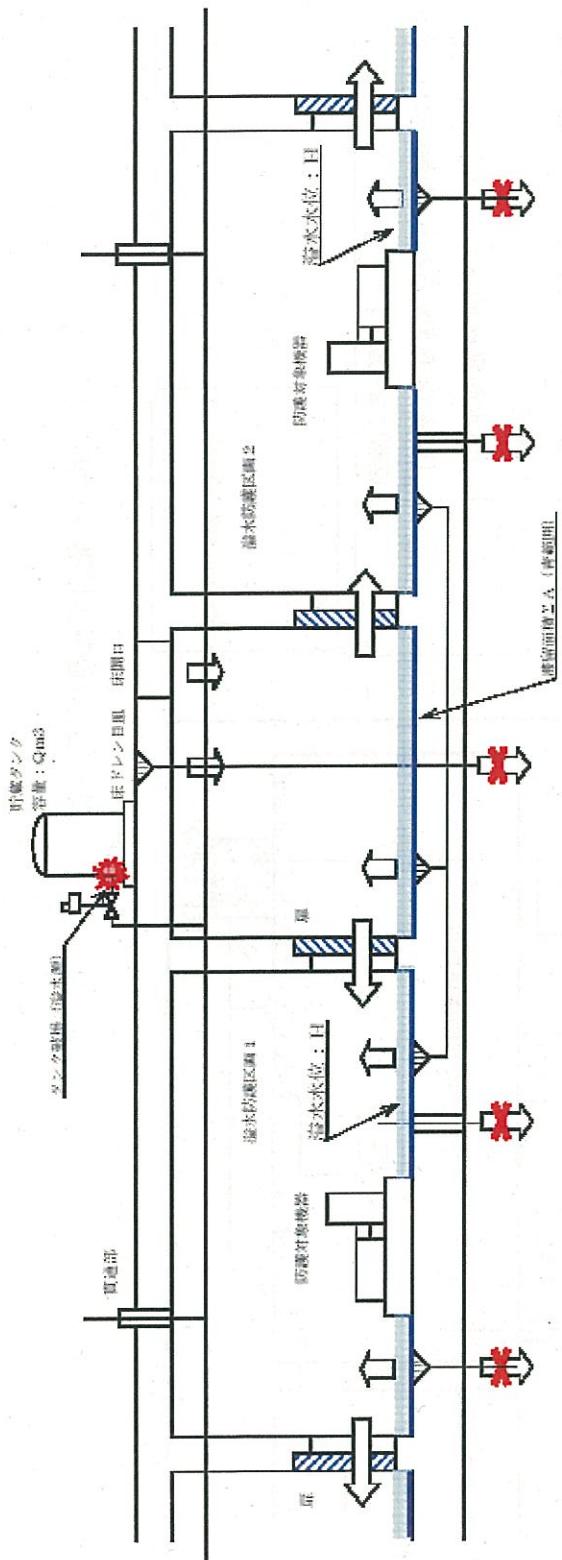


図-2 評価対象区画の分類



区画外の漏洩のおける水位は  
 $H = Q / \Sigma A$  で算定する。  
 $(Q)$ は、隔壁弁による閉鎖が無い場合

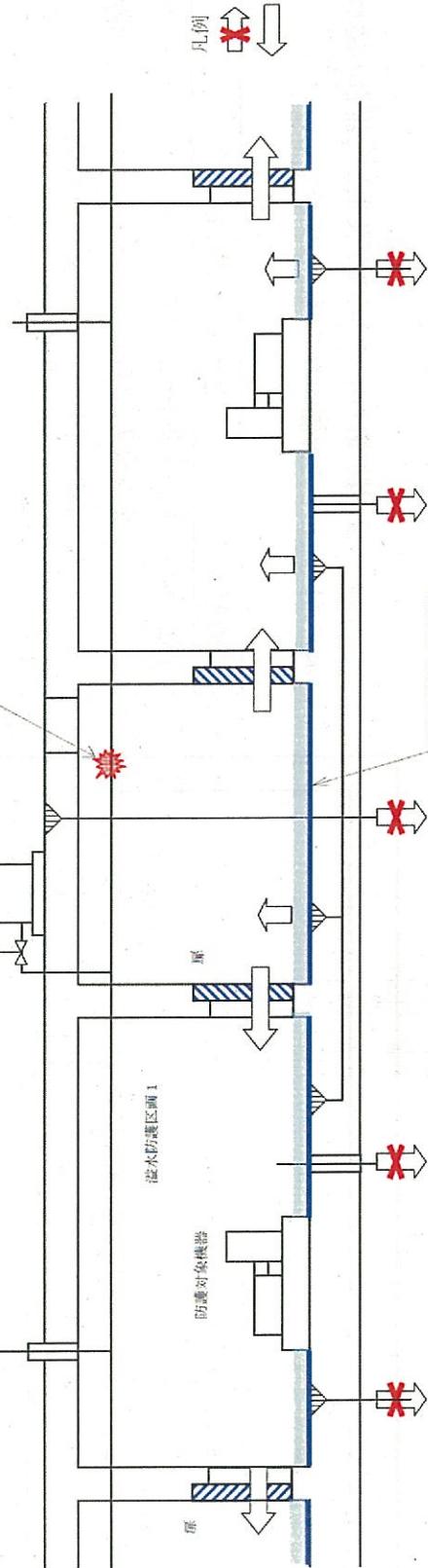
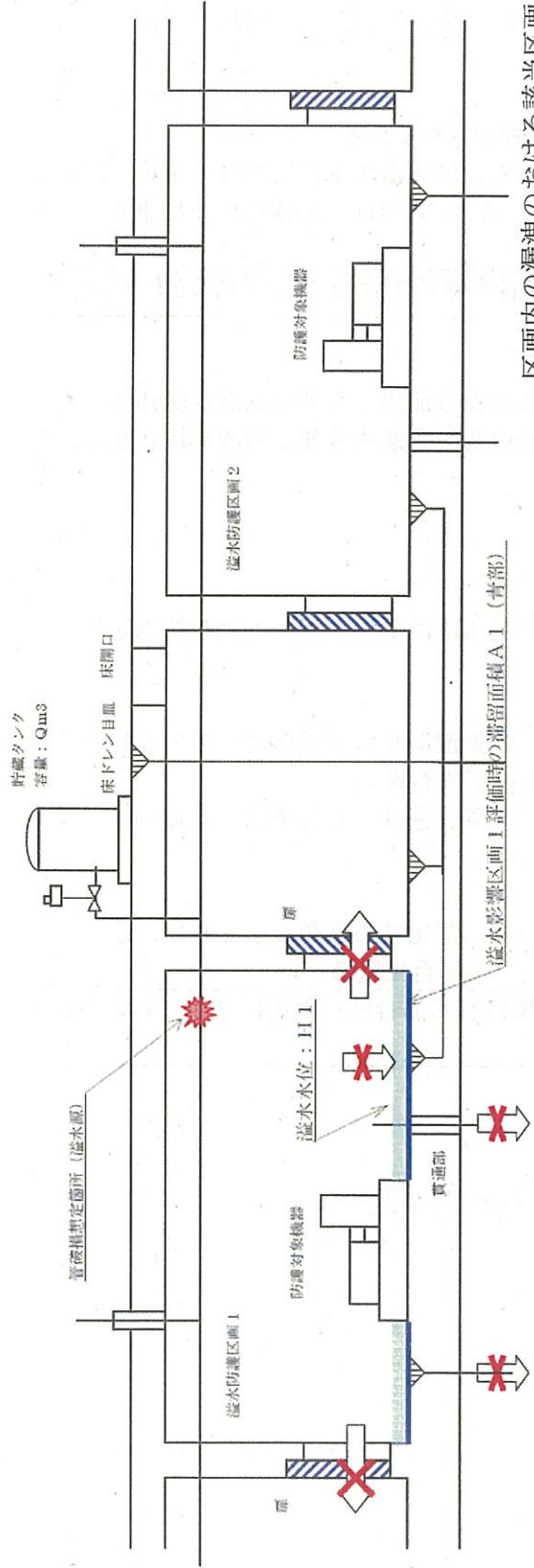


図-3 溢水防護区画外漏洩での溢水経路 (例)



区画内の漏洩のおける該当区画の水位は、 $H = Q/A_1$

他区画は、 $H = Q/(A_1+A_2)$ で算定する。

(Q)は、隔壁弁による閉鎖が無い場合

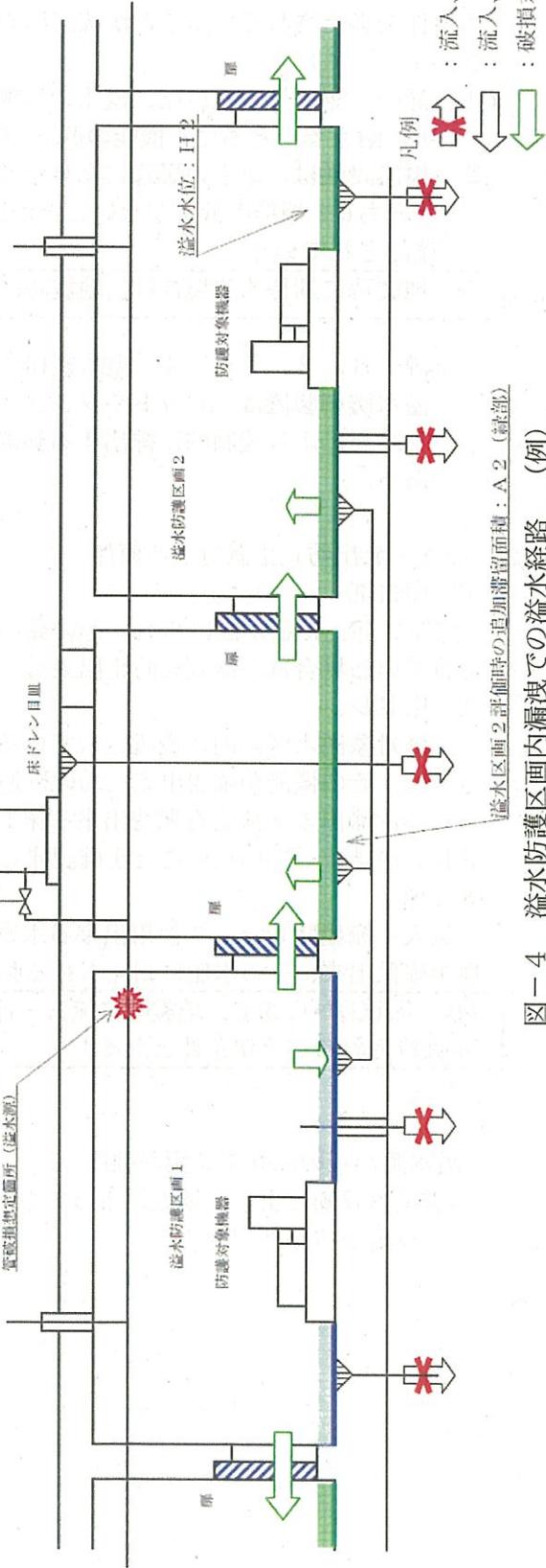


図-4 溢水防護区画内漏洩での溢水経路 (例)

## 付録A：緩和機能及び流入・流出防止措置の要件

### (1) 溢水緩和装置

溢水区画内に溢水緩和装置が設置されている場合にあっては、当該溢水緩和装置が、以下の用件を満たされていることが確認出来た場合は、その機能を考慮しても良い。(解説－3.2.10－4)

- ① 静的、動的排水装置は、溢水の影響により没水したとしても、最高溢水水位における荷重に耐えるとともに、機能の低下がないことが確認されている。
- ② 検出設備は、溢水の影響により没水したとしても、最高溢水水位における荷重に耐えるとともに、機能の低下がないことが確認されているか、水没前に漏洩を停止出来ることが確認されている。
- ③ 地震時に期待する場合は、地震時においても機能が維持できることが確認されている。

#### 解説－3.2.10－4「溢水緩和装置の例」

溢水緩和装置は、ピットやタンクなどに重力差により流出させる静的溢水緩和装置とポンプなどにより強制的に排出する動的溢水緩和装置及び漏洩を検知し漏洩を停止する設備がある。

### (2) 流入・流出防止措置に対する要件

#### ① 開口部

床開口部、に蓋が設けられ、その蓋の構造が、鋼製またはコンクリート製の防水処理が施されている場合は、流入を防止出来る。

#### ② 床ドレン

評価対象溢水区画内に設置されているドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合にあっては、その機能が確認出来たものは逆流機能を期待しても良い。

なお、流出また流出を期待出来る床ドレン目皿、配管、逆流防止機能は、定期的に当該床ドレンが詰まっていることを確認すること。

#### ③ 扉

流入・流出防止として使用出来る水密扉は、溢水時の想定する水位による水圧により水密性が確保出来、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。

- ④ 上記①から③で、地震時に流入・流出防止を期待する場合は、地震によってもその機能が維持されることが条件となる。

### (3) 溢水源からの除外する耐震強度

耐震実力評価により、地震によっても破損しない評価結果が得られたものについては、溢水量の算定から除外できる。

## 付録B：防護対象機器・部位

3. 2. 2項に規定する防護対象設備のうち、溢水影響評価の対象となる機器・部位は、没水、被水による機能低下が考えられるものとする。すなわち、配管やポンプ本体、弁本体、タンク本体、熱交換器本体など、没水してもその機能に影響のない部位に関しては、防護対象機器・部位から除外している。

防護対象機器・部位に該当するものについて以下に例示するが、これ以外であっても没水、被水により機能低下が考えられるものについては、溢水影響評価の対象とする。ただし、これらの防護対象機器・部位にあっても設備の安全機能が喪失しないことが確認できる場合は除外してもよい。

- ① ポンプにあっては、ポンプモータ、モータに給電する電源部（端子、配線）、モータの潤滑油装置及びポンプに付随する計装品（信号伝遡回路を含む）。
- ② タンクにあっては、タンクに付随する計装品（信号伝遡回路を含む）、但し伝送器のない水位計は除く。
- ③ 熱交換器にあっては、熱交換器に付隨する計装品（信号伝遡回路を含む）。
- ④ 電動弁にあっては、弁駆動用モータ、モータに給電する電源部（端子、配線）、及び弁に付隨する計装品（信号伝遡回路を含む）。
- ⑤ 空気作動弁にあっては、弁駆動部（弁駆動用空気供給部）及び弁に付隨する計装品（信号伝遡回路を含む）。
- ⑥ 非常用ディーゼル発電機にあっては、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分。
- ⑦ バッテリーにあっては、セル下端部の上部の部分。
- ⑧ 電源盤（メタクラ、MCC）にあっては、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分。
- ⑨ 制御盤にあっては、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分。
- ⑩ 端子箱。
- ⑪ フィルターユニットにあっては、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分。
- ⑫ 安全設備作動信号伝遡回路
- ⑬ 配管などに設置されている計測器（圧力計、流量計等）にあっては、計器本体及び架台以外の部分（表示計器及び伝送器）。
- ⑭ ダクト。但し、溶接構造であって耐圧試験に合格している場合は除く。
- ⑮ ファンであって、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分。但し、ファン本体が溶接構造であって耐圧試験に合格している場合は、ファン本体を除く。
- ⑯ 空気調和器にあっては、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分

### 溢水時に影響を受ける可能性がある機器・部位の具体例

1. 溢水時に防護対象とすべき設備は、マニュアルの3. 2. 1に規定する以下の機能区分に該当する設備を記載している。
  - ① 発電用原子力設備内のいかなる場所の想定される溢水に対しても、溢水発生の影響を受けることにより原子炉に外乱が及び、外乱を収束するために必要となる原子炉の停止及び冷却に係わる機能を有する設備
  - ② いかなる場所の想定される溢水に対しても、溢水発生の影響を受けることにより原子炉に外乱が及び、外乱を収束するために必要となる放射性物質の格納あるいは放出低減機能に係わる機能を有する設備
  - ③ いかなる場所の想定される溢水に対しても、その溢水により制御室の居住性及び、原子炉の安全確保を維持するため現場で必要とする設備がある場合には、その設備への接近性が失われない。
2. 以降の表では、溢水時に影響を受ける可能性がある機器・部位の一例を記載（配管は除外）しているが、具体的な選定は溢水影響評価（3. 2. 4項）で規定する、没水、被水により機能低下が考えられる機器・部位が対象となる。

溢水時に防護対象とすべき機器・部位 (PWR の一例)

区分	機能	系統／設備	機器	駆動電気設備	対象機器・部位	制御設備
①	原子炉冷却材圧力バーガーリング機能(事故時隔壁機能)	原子炉冷却材圧力バーガーリング弁	隔壁弁	電動弁用モータ、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱	その他
①	原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系(制御棒による系)	制御棒駆動装置、制御棒	トリップ遮断器、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱	—
①	未臨界維持機能	原子炉停止系(ほう酸注入系)	充てんポンプ、ほう酸タンク、ほう酸注入ポンプ、高压注入ポンプ、制御弁、隔壁弁	ポンプ用モータ、電動弁用モータ、電源盤、制御盤、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱	制御弁駆動用附属品、ほう酸注入タンク電気ヒーター
①	原子炉冷却材圧力バーガーリング加圧機能	加圧器安全弁(開機能)	加圧器安全弁	—	機器作動用信号伝達回路、端子箱	補助給水ポンプ駆動タービン、制御弁駆動用附属品
①	原子炉停止後の除熱機能	余熱除去系、補助給水系(SG2 次側隔壁弁まで)、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能)	余熱除去ポンプ、補助給水ポンプ、蓄圧タンク、燃料取替用水タンク、隔壁弁、制御弁	ポンプ用モータ、電動弁用モータ、電源盤、制御盤、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱	—
①	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(高压注入系、低压注入系)	低圧注入ポンプ、高压注入ポンプ、蓄圧タンク、隔壁弁、制御弁	ポンプ用モータ、電動弁用モータ、電源盤、制御盤、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱	制御弁駆動用附属品
②	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器、アニュラス、原子炉格納容器スライド弁、アニュラス空気室空氣淨化系、可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器、アニュラス、原子炉格納容器スライド弁、格納容器アレイボンプ、格納容器アレスプレイ冷却器、アニュラス空氣淨化装置、安全補機室空氣淨化装置、ダシパ、ダクト	ポンプ用モータ、ファン用モータ、電動弁用モータ、電源盤、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱	制御弁駆動用附属品、アニュラス空氣淨化フィルタユニット、安全補機室空氣淨化フィルタユニット

①	安全上重要な関連機能	非常用所内電源系	非常用ディーゼル発電機、直流水電源装置	発電機、バッテリー、電源盤、制御盤、端子箱	機器作動用信号伝達
②					
①	同上	原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、制御用空気圧縮系	原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ	ポンプ用モータ、電動弁用モータ、電源盤、制御盤、端子箱	機器作動用信号伝達
③	同上	中央制御室	中央制御室空調系	空気圧縮器、制御弁、制御盤、中央制御室空調ファン、ダントンバ、ダクト	機器作動用信号伝達
②	事故時のプラント状態把握機能	事故時監視計器の一部	格納容器エリアモニタ	—	信号伝達回路、端子箱

## 溢水防護評価マニュアルコメント整理事表

No.	該当箇所	JMS版コメント	コメント回答	備考
1	全般	場所により「付録A」と「別紙A」の両方が使われているので統一してください。また、本文中には、「溢水防護対象機器・部位」という言葉が用いられているが、その定義が本文中で必ずしも明確にならないと思われるるので、「付録A」との関連を本文で明示するようにして下さい。	押承 “付録A”、“付録B”で統一します。 なお、本文中では、3. 2. 4項で呼び込むこととします。 また、溢水防護対象機器・部位定義として3. 1一般事項の後に「付録A」との関係を追記します。	
2	1. 1項2行目	「原子炉外乱及び火」は、「原子炉外乱及び火」に訂正。	押承 訂正する。	
3	1. 4 (10)	定義では、「没水」、図1等では「水没」となつていて統一が取れないため、その他も含め統一してください。	押承 “没水”で統一します。	
4	2項	2. 2項(地震によるタンクの破損)以外の記述で、配管の破損だけを考えて、タンクの破損を考えない理由を明確にして下さい。	押承 地震時以外でタンクが破損する可能性があるのは、内圧の急激な変動が考えられる。しかし、このような事象は、点検のためのドレン時で、管理状態下での作業となることから、早期に事象が確認出来、溢水事象に発展することは無いと判断する。	
5	2項	2. 1 (1)にて、スロッシングによるプール水等からの流出を上げているので、2. 3項として「プール」を追加し、溢水量の評価が可能となるよう流出量の評価式を記述して下さい。この追加により、現状の2. 3「消火水」以降は、順次2. 4項ひとつずらして下さい。評価式の流出量Qは、地盤加速度(G)、周期(H)、地盤絶縁時間(T)、プール質量(W)、プール表⾯積(S)の関数?評価式の算定に時間がかかるようなら、項目だけでも追加して下さい。なお、地震時評価事項なので候縁で黙って置いて結構です。	*: 海肉容器の外圧による変形 地盤開延事項であり、今後議論とします。 基本的には、以下内容とする。 解説ー2. 2-2 「JEAG 4601-1987 6. 5. 4 (6)で示す手法によるか、または流動解析により算定した漏洩量により、溢水影響評価を実施する。」	
6	2. 1項2行目	「・・評価すると。」は「・・評価すること。」に修正	押承 訂正する。	
7	2. 1 (2) b.	「機器の单一故障による」の機器とは「格納容器スプレイボンプ」のことを指すのか、何を指すのか不明確。もっと具体的で誰でも理解できる表現に改めて下さい。	押承 “格納容器スプレイ作動設備の単一の機器故障による”とします。	
8	2. 1 (2) e-	「内部エネルギーを有する流体を内臓する」との記載とどこが違うのか にくい。単に「流体を内臓する」はわかり難記下下さい。	押承。	
9	2. 1 (2) e-	(2)は被損ではなく、設備の作動によるものが対象。c項の「内部エネルギーを有する流体を内臓する・・・による溢水」は、被損によるものであり、別項とすべき。また、この記載だと、被損想定が“異常の拡大防止に関するもの”に限定される。	押承 以下の通り見直しました。 (2) c. と (3)をまとめて記載します。 (3) 流体を内蔵する設備の被損想定による溢水源(單一の溢水源を想定)	No. 8コメントを反映

溢水防護評価マニュアルコメント整理表

No.	該当箇所	INES段コメント	コメント回答	備考
		また、“大量溢水源”とは店舗でわたりにくい別項とする「内部エネルギーを有する流体を内蔵する・・・」の中で規定する方がわかり易い。	・流体を内蔵する配管の破損想定による溢水 ・循環水管の介縫維手部の破損	
10	解説一-2、1の2行目	「放出量の算定に当つては、この回路の動作」は「放出量の算定に当つては、基準地震動Ssの地震発生を想定しない限りにおいて、この回路の動作」に変更し、下線部は、破線で囲つて下さい。	地震関連事項であり、今後議論とします。 なお、地震時に期待する場合は、基準地震動Ssの地震によっても機能が維持されることが評価結果が得られること。	
11	解説一-2、1の3行目	「運転員等による手動操作により溢水源を隔離できる場合」の評価方法について追加して下さい。この場合、溢水状況を確認するまでの時間、溢水源を特定するまでの時間、隔離するための方法を検討するための時間、現場までの歩行時間などの時間を特定し、合計でどの程度の時間で隔離可能か想定時間を明確にして下さい。それがなければ、流出量の算出ができないと思います。	「運転員等による手動操作により溢水源を隔離できる場合」の評価方法については、対応までの想定時間の算定例として時間内訳を3.2.4(1)の流入量にて解説する。	
12	2.2	「定檢中の除外」としているが、定期検査中でも、「冷やすし、「閉じ込める」の機能は要求されるものと考えられる。本件について、今後、議論の対象としたい。	定檢中の溢水は、人的過誤による溢水源も考えられるが、基本的に、「検査時の溢水であれば、監視された状態で早期に隔離が可能」の考え方に基づき本検討の範囲からは除外する。 また、2.2の「定檢中の除外」の記載は削除する。	
13	解説一-2、2	「耐震実力評価」の具体的な方法を記述して下さい。例えば、「基準地震動Ssの地震時にによる応力評価を行い、その結果が破壊強度を超えないことが解析により評価されている」など。なお、閑村WGの動向を踏まえ、今後検討するものとす。	「耐震実力評価」により評価されることは、具体的な評価基準については、地震対応に付き閑村WGの動向等を踏まえ今後検討するものとする。	
14	解説一-2、3	○○○を完成させて下さい。2007年10月11日に説明のあつた資料「国内ガイドラインにおける想定溢水源に係る検討項目」に記載のものに準拠して下さい。	下記内容を本文中に追記します。 消火装置が作動する時間を2時間と想定する根拠としては、火災発生時の消防水の放水量として、原子力発電所の火災防護指針(JEAG407-1999)の2時間耐火をベースに次のように想定する。(1300/mil×2個×2時間=31.2 m <sup>3</sup> )	
15	2.5(2)項	内部エネルギーをもつ配管破断は、SRPで考えるとの説明であったが、SRPの記載は場所、能力も含めてもと詳細。破断形状だけ持つくるのもおかしいし、これでは、溢水量の評価ができないので、高エネルギー配管と低エネルギー配管とに分けて、放出流量の算出式を記入して下さい。算出式では、破断形状(L)、圧力(P)、温度(T)、時間(t)の関数となり、Q(放出量)=f(L, P, T, t)で記述されること	Qの設定については、系統により種々あるため、別途3.2.4(2)①の解説として、Q:流入量の算定のa)に対する代用的な事例説明を追記することを検討します。	

溢水防護評価マニュアルコメント整理事表

No.	該当箇所	JNES版コメント	コメント回答	備考
		になると考えられます。		
16	同上	「gauge」は「gauge」に訂正。	押承 全系統のECCSの作動及び格納容器ブレイ系の作動を前提とします。	
17	解説－2. 5－ 1	溢水量算出に必要と考えられますので、原子炉冷却材喪失発生後の格納容器スプレイ系、ECCS系の作動条件を記入下さい。		
18	2. 5 (1) 解説－2. 5－ 1	原子炉冷却材バウンダリ配管の破断に限定することと、解説で安全評価指針を引用しているがゆかりにい。限定する理由と指針を引用する目的を明記下さい。	もっとも厳しい事を選定するものであり、その関連の審査指針を呼び込んだものである。	
19	解説－2. 5－ 2	「SRP-3.6.2により、その除外規定」は具体的に「以下の除外規定も準用可とする」とし、除外規定を具体的に記述してください。	本マニュアルでは以下を規定する。高エネルギー配管及び低エネルギー配管に関する規定は、ANSI/ANS-56.11.1988における規定と同様の考え方である。 「対象配管の範囲及び破壊規定箇所についてSRP-3.6.2を準用可とする。」	なお、破損規定の除外例として、CVバウンダリ範囲及び発生応力が高い範囲等がありますが、具体的には今後調整させて頂きます。
20	解説－2. 5. 3	「スリット」状の損傷形状、サイズの仮定根拠を追記下さい。	SRP-3.6.2によるスリット形状とする。なお、省令30条（廃棄物処理設備及び貯蔵設備の漏洩対策）においても、スリット形状を使用している。	省令30条の解説 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすることを防止するための堰」とは、処理する設備に係わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1／2、幅がその配管の肉厚の1／2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大の漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺近傍に設けること。この場合の仮定は堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に1ヶ所固定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。
21	2. 6項	解説を追加し、循環水管の個別の評価方法の例を記述するようにして下さい。		過去の事例等を参考にしながら、具体的に設定する必要がありますので、今後調整させて頂きます。
22	3. 2. 2 (1)	表題の「格納容器内配管」は、適切な表題に変更下さい。例えば、「各容器内溢水時の防護対象設備」。	押承 「格納容器内で発生する溢水」に訂正します。	なお、本文中に「なお、破損形状は過去の事例等を踏ま適切に設定する。」を記載しました。
23	3. 2. 2 (2)	同上	押承 「格納容器内で発生する溢水」に訂正します。	
24	3. 2. 2 (1)	「(解説-3. 2. 2-2)」の文字は、6行目の最後に移動。	押承	

## 溢水防護評価マニュアルコメント整理事表

No.	該当箇所	JNES 跟コメント	コメント回答	備考
25	3. 2. 2 (1) の14行目 の15行目	「なお、必要とする・・・ものではない。」の文章は具体的に何を言っているのか不明のため、分かりやすく記載下さい。 「格納容器内の冷却材喪失事故があつたとしても異常緩和系はそれ自身多重性、多様性を持つているため、b.原子炉停止機能が喪失しても、c.工学的安全施設が健全であれば、異常影響緩和系の安全機能を達成できる。従つて、溢水によりb.の機能が損傷してもよい。」とでも言っているのでしようか。また、「異常影響緩和系事態の損傷」とは、具体的にどのような事態のことについているのでしょうか。異常緩和系は溢水事象から防護すべき系統であつて溢水事象により損傷を受けるというのは、おかしいと思われます。具体的に例を上げながら説明下さい。説明不可の場合は削除下さい。」	削除する。 (一般論として、事故の起因事象としての溢水が、事故の収束に必要な緩和系自体の機器の破損で生じた場合には、そもそも必要とする緩和系の多重性等は担保できないことを言及していた。しかし、例えば原子炉冷却材喪失事故に対する緩和機能である安全注入系自体の破損等により溢水が発生しても、そもそも原子炉冷却材喪失事故にはならないこと、並びに、解説-3. 2. 2-2で、異常影響を緩和するために作動を期待する機器に対して仮定する単一故障は、高温停止に必要な助動機器の单一故障(溢水につながる破損ではない)であることを言及していることから、ご指摘の箇所は削除する。)	
26	解説-3. 2. 2 -2の7行目	「起因事象として想定した溢水事象とは、独立の溢水事象の発生による機器の故障まで想定する必要はない」ということではない」ということでしょうか。もともと地震後の溢水事象も含め、一つの溢水事象に対する評価をしていいのではないか。溢水事象の独立事象として溢水事象を考慮する」例を上げた上で、誰にでも理解できるように詳細に記述して下さい。	削除する。 (同時に複数の独立した溢水事象を想定する必要がないことを念のために記述したが、自明の理なので、ご指摘の箇所は削除する。)	
27	3. 2. 2 (2)	「格納容器外」については、安全系海水ポンプ等、原子炉建屋外の安全系設備についても評価の対象となることを明示してください。	1. 1項に「原子炉施設若しくは付属設備が、溢水の影響を受ける」としています。また、工学的安全施設の定義から左記のような設備が該当していることは判断できると考えます。 なお、解説中で誤解を生じる恐れのある表現「格納容器内のかかる場所・・・」については削除しました。	
28	3. 2. 2 (2) ①の11行目	「なお、必要とする・・・ものではない。」は前述コメントNo. 25参照。	No. 25と同様。	
29	3. 2. 2 (2) ②の9行目	「なお、必要とする・・・ものではない。」は前述コメントNo. 25参照。	No. 25と同様。	
30	解説-3. 3. 3-3の7行目	「また、起因事象・」は前述コメントNo. 26参照。	No. 26と同様。	

溢水防護評価マニュアルコメント整型表

No.	該当箇所	JNES観コメント	コメント回答	備考
31	3. 3. 2 (3)	題名「格納容器スプレイ」を適正な文言に訂正。例えば「格納容器スプレイによる溢水時における設備及び判断基準」。	揮承 「格納容器スプレイ誤作動による溢水」と訂正します。	
32	3. 2. 4 項及び図-2	図-2では「溢水防護区域」と記述し、定義、その他の部分では、「溢水防護区域」で溢水が使われています。溢水して下さい。また、「評価対象区域」は、「評価対象溢水防護区域」ではないでしょうか。その他も、混乱が起きないように、語句の使い方を整理のうえ、統一して下さい。	「溢水防護区域」は、定義に合わせ、「溢水防護区域」に訂正し、他も統一します。	
33	同上	図-2に防護対象機器のない区域（復水器室など）や建屋外からの流路を追加下さい。	本図は、溢水源に対し評価する溢水防護区域の説明をしたもので、各ケースを本図に記載すると混亂を来すため、現状通りとして、その説明を追加します。	
34	同上	「陸上」は、直上の階だけではなく、例えばオペラなどの最上階も含むことが分かるように、図-2を訂正してください。また、③、②、4 項の3行目も、それが理解できる文章に訂正してください。	同上	
35	3. 2. 4 (1) 1行目	「漏洩」と「溢水」とは違うのでしょうか。「溢水」に統一してください。	用語の定義の中で、漏洩について記載します。基本的には、右図のごとく考えており、「漏洩」、「溢水」等を使い分けしています。	
36	3. 2. 4 (1) ①	評価対象「溢水区域」は評価対象「溢水防護区域」と同一のものと考えられるため、どちらかに統一してください。「溢水防護区域」というと防護対象機器が設置されている区画を指すようになりますが、防護対象機器が設置されていない区画はどう定義しているのか明確にして下さい。JNES案の「溢水区域」の方が分かりやすいのではないか、検討下さい。	「溢水防護区域」に統一します。	
37	3. 2. 4 (1) ①a.	「逆流防止弁」の適用規格などの要求事項を付録Bに記載してください。適用規格がないのなら、「溢水で想定される水圧状態で、1時間に1cc以下の漏洩量」等。また、破線の枠で「地震に対する要件」も必要。以下、溢水防護措置として考慮される機器は同様です。	継続性能を期待する「逆流防止弁」に対する適用規格が見あたらぬこと、性能維持方法も考慮することから、別途定める必要があると考えますので、今後の協議させて頂きます。	
38	3. 2. 4 (1) ①b.	ハッチ、床貫通部の「防水処理」の要求事項についても、上記同様、付録Bに記載下さい。	同上	
39	同上3行目	「防水処理が施さざる機器」の意味が不明のため分かりやすい文章に見直してください。	揮承 「貫通部のうち、防水処理が施されている場合は、溢水防護区域への流入は防止出来る。」に変更します。	

溢水防護評価マニュアルコメント整理事

No.	該当箇所	JNIS版コメント	コメント回答	備考
40	3. 2. 4 (1) ①d.	「水密扉」についても上記同様、要求事項（要件）を付録B に記載下さい。「水密扉」の閉止状況が確認できる（ランプ）機能も必要があると考えます。不要と考えるならその理由も解説に記述下さい。	緩和機能を期待する「水密扉」に対する適用規格が見あたら ないこと、性能維持方法とともに関連することから、別途定める 必要があると考えますので、今後の協議させて頂きます。 また、開閉状態の管理に関しては、方法として施設管理、通常の巡回等も考えられるごとから、必ずしも中央制御室における集中管理が必須と考えられません。	
41	3. 2. 4 (1) ①d	題目の「溢水区画」、「漏洩」の語句は前出のコメント (No. 35, No. 36)とおり。	「溢水区画」は、「溢水防護区画」に統一します。「漏洩」に 関しては、No. 35のように考え方分けを考えおります。	
42	3. 2. 4 (2) 1行目	「漏洩」の言葉は「溢水」に変更。その他についてもすべて 同じ。「流入」を区画への「漏洩」と同じ意味で使っていなる ら統一した語句として下さい。	同上	
43	3. 2. 4 (2) ①a)	「隔離時間」について具体的に定義して下さい。前出のコメ ント No. 11 参照。定義する場合は、系統によっては、漏洩檢 出器のないものもあるので、ある程度系統に分けて定義され るものと考えます。検討下さい。	対象機器により隔離方法に相違があることから、以下の内容 を追加します。  「なお、隔離時間は現場までの移動、現場での操作時間等を 考慮して設定する。」	
44	3. 2. 4 (2) ①A	「壁及び床の盛り上がり」以外にも浸水する可能性のあるボ ンプなどの機器もあるので、これについても「除く」対象と して明記して下さい。	基礎上部に設置される機器を包括する基礎面積意味していま す。なお、以下のように文書を変更します。  「部留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎、 等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。」	(関連する規格) JEN2130 「同則標」 JEN2137 「舗装標」 JEN1267 「配電盤・制御盤の保護等級」 JEN1265 「低圧配電盤形形ガキヤ及びジンローリー」 JEN1425 「金属性箱形ガキヤ及びコトロリセンタ」 JEN1195 「コントローラセンタ」
45	3. 2. 4 (3) ②a.	「防滴仕様」について、適用する民間規格などの具体的な要 求事項を付録Bに記載下さい。	被水に応じる規格・基準は有りません。関連する規格とし て現在は、備考欄記載のものがあります。	(関連する規格)
46	付録A・Bの6行 目	「これらの条件」とは①～⑩の条件、「その条件」とは「確認 出来る場合の条件」？具体的に何が不明。具体的な例を上げ るなどして、もっと分かりやすい文章としてください。	挙承 以下の通り修正します。  ただし、これらの防護対象機器・部位にあっても設備の安全 機能が喪失しないことが確認できる場合は除外してもよい。	
47	付録A・Bの⑩	電源ケーブル、信号伝送ケーブルそれ自体は、浸水、被水し ても機能には影響ないと考えられます。電気設計側に確認し てください。	ケーブルは、影響を受けないため、本評価から削除します。	
48	付録B-A (1) ③	「地震時に期待する場合」の想定する地震を記述（基準地盤動 S sなど）して下さい。	地震震度につき、今後協議させて頂きます。	

溢水防護柵マニユアルコメント整理表

No.	該当箇所	INES 読コメント	コメント回答	備考
49	付録B A (2) ②の4行目	「定期的に」の定義を明示してください。これでは、1回／10年も「定期的」である。インターバルは、安全系のポンプのサーベルアンス試験の間隔より短く設定するのが妥当と考えます。	維持管理に関する事項であり、別途協議させて頂きます。	

発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針の一部改訂について  
(案)

平成19年11月5日  
原子力安全委員会  
原子力安全基準・指針専門部会

発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針（昭和55年11月6日原子力安全委員会決定）の一部を以下のとおり改訂する。

**I. 「I. まえがき」の改訂**

第1段落中、「「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」」を「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定。以下「安全設計審査指針」という。)」に改め、第2段落中、「上記安全設計審査指針」を「安全設計審査指針」に改める。また、第3段落の次に以下の解説を加える。

(解説)

本指針の要求事項の中には、基本設計の段階においてそれが満足されているか否かを確認することができないものもあるが、その確認については詳細設計の段階（例えば、1-1の解説③①及び②、1-2の解説①から③まで、2-1の解説②①から⑩まで並びに3-1の解説①から⑨まで）及び運転の段階（例えば、1-1の解説②、2-1の解説②⑪、2-2の解説②及び3-1の解説⑩）においてなされる必要がある。

**II. 「II. 用語の定義」の改訂**

(2) 中、「1時間以上の耐火能力」を「火災区域の火災荷重に対して必要な耐火能力」に改める。

(4) 中、「消火器具」の次に「、移動式消火設備（消防車等をいう。以下同じ。）」を加える。

**III. 「III. 火災防護に関する審査指針」の改訂**

**1. 前文の改訂**

「組合せた設計でなければならない」を「組み合わせた措置を講じること」に改める。また、前文の次に以下の解説を加える。

(解説)

本指針は、原子炉施設における火災防護の見地から、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の3方策を組み合わせて、原子炉施設の安全性を確保する基本的な設計方針を審査する際に、考慮すべき事項を示したものである。

火災発生防止の対策を施してもなお、火災の発生を想定するものであるが、他の異常状態と同時に無関係な火災が発生することは仮定しなくてよい。

ただし、大規模な地震（発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日原子力安全委員会決定。以下「耐震設計審査指針」という。）に基づき策定する基準地震動Ssをいう。以下同じ。）等の苛酷な自然現象が発生した場合には、1-3の措置を講じることにより、重要度の特に高い構築物、系統及び機器で火災が発生する可能性は十分に低減されると考えられるが、火災防護に関する計画の策定に当たっては、原子炉の基数を考慮した上で、同一発電所内の無関係な複数箇所で同時に火災が発生する可能性があることに留意しなければならない。

また、想定される火災は、原子炉施設の設計の妥当性を評価する観点から安全評価上考慮すべき火災（例えば、油等の引火性材料の火災、又は電気機器及び電気ケーブルの火災等をいう。）とし、その様態は存在する可燃性材料及び発火源の種類及び性質を考慮するものとする。

## 2. 「1. 火災発生防止」の改訂

1-1中、「その運転時」を「通常運転時（停止時を含む。）」に、「故障時にも」を「異常状態においても」に、「予防措置が講じられている」を「予防措置を講じる」に改める。また、1-1の次に以下の解説を加える。

### （解説）

(1) 「予防措置」の具体例としては、発火性又は引火性の液体又は気体を内包する系統の漏洩防止、電気系統の地絡、短絡等に起因する過電流による過熱の防止などが挙げられる。

(2) 運転管理においては、持ち込まれる発火源若しくは可燃性材料又は検査若しくは保守に使用される機器等の管理の方法を含む火災防護に関する計画を策定し、実施状況の確認及び見直しを行うことが挙げられる。

(3) 特に水素に関連した設備には次のような事項を満足することが必要である。

① 水素の供給設備については、安全機能を有する構築物、系統及び機器を内蔵する火災区域外の庇護された場所で、かつ、よく換気された場所に設けなければならない。

また、水素を使用する機器、系統では水素の圧力、純度等を監視し、安全上の対策が考慮されなければならない。

② 放射線分解等に伴う水素により火災発生（蓄積した水素の急速な燃焼によるものを含む）の危険性がある場合には、水素及び酸素の滞留をできる限り

防止することを目的として、配管等の適切な配置、再結合器の使用又は適切な換気、或は他の適切な設計方策とともに、必要に応じての監視等火災防護の観点から対策がなされなければならない。バッテリ室で発生する水素については、水素の蓄積を防止するために換気設備を設けなければならない。

1-2の次に以下の解説を加える。

(解説)

1-2を満足するための設計上の要求事項は次のとおりである。

- ① 使用又は貯蔵している物質の可燃性及び火災により生ずる2次的悪影響の可能性を考慮して、不燃性材料及び難燃性材料の選択と使用を行わなければならない。
- ② 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置している区域のうち、手動消火のための接近が出来ない場所で、かつ遠隔消火装置がない場合には可燃性材料の集積を行わないよう設計上の配慮をしなければならない。
- ③ 火災区域内で油のような可燃性材料を使用する場合には、火災区域内貯存量は運転上の要求に見合う最低量とし、多量の可燃性材料の供給設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器を内蔵する火災区域外に設けなければならない。

また、防火対策や乾式又は不燃性油の使用等を考慮しなければならない。

1-3中、「落雷・地震等」を「落雷、地震等」に、「自然事象」を「自然現象」に改める。また、1-3の次に以下の解説を加える。

(解説)

「自然現象により火災を生ずることがないように防護した設計」とは、落雷に対しては、安全機能を有する構築物、系統及び機器を内蔵した建屋又は区域に避雷設備を設けることをいう。

また、地震に対しては、十分な支持性能をもつ地盤への設置や耐震上の重要度に応じた設計等の耐震設計審査指針に基づく適切な耐震設計を行うことにより、安全機能を有する構築物、系統及び機器（可燃性材料及び発火源を内包する構築物、系統及び機器を含む。）における火災の発生の可能性を低減させることをいう。

### 3. 「2. 火災検知及び消火」の改訂

2-1中、「火災検出装置及び消火装置は、」を「火災検出装置及び消火装置の設計にあたり、」に、「早期消火を行える設計である」を「早期消火を行えるための措置を講じる」に改める。また、2-1の次に以下の解説を加える。

(解説)

- (1) 「悪影響を限定し」とは、想定される火災の影響の範囲の拡大を防止し、3-2の要求が満足されるとともに、放射性物質の制御されない放出を防止することをいう。
- (2) 「早期消火を行えるための措置」とは、次の事項を考慮した設計を意味する。
- ① 火災検出装置は、各火災区域における火災の影響及び性質並びに放射線、温度、湿度、空気流等の環境条件を考慮したものでなければならない。
  - ② 火災検出装置は、常用電源が喪失した場合でも機能を失ってはならない。
  - ③ 火災検出装置は原則として制御室等で適切に監視できるようになっていなければならない。
  - ④ 火災検出装置は、必要に応じスプリンクラ、換気設備及び防火ダンパ等を制御、作動させねばならない。
  - ⑤ 原子炉施設における設備が内包する可燃性材料及び発火源の性状を踏まえ、想定される火災の態様に応じた適切な消火剤を備えるとともに、それぞれ消火に対して十分な容量を持つものでなければならない。特に、消防用水供給系の水源については、その水源に多重性を持たせ、又は水タンク車等の移動式消火設備を配備しなければならない。
  - ⑥ 消火用水供給系は、必要とする量の消防用水を供給できるように設計しなければならない。同供給系の主配管をサービス水系または水道水系の配管と共に用する場合は、同供給系の信頼度の低下をきたさないよう配慮されなければならない。
- また、消火ポンプ系は多重性又は多様性をもたせ、かつ、故障時の警報を制御室で示さなければならない。
- さらに、消火ポンプ系は、常用電源が喪失した場合でも機能を失ってはならない。
- ⑦ 消火栓は全ての火災区域の消火活動に対処できるよう配置しなければならない。
  - ⑧ 電気ケーブルが密集し、かつ、人が容易に接近できない区域に消火装置を設置する場合には、水スプリンクラ系を用いなければならない。
- ただし、密閉された区域で、ガススプリンクラ系の効果が期待できる場合には、ガススプリンクラ系を用いてよい。
- ⑨ ガススプリンクラ系を採用する場合には、系の作動時に立入者の安全をはかるために早期に警報を発生させなければならない。
  - ⑩ 水スプリンクラ系及びガススプリンクラ系を採用する場合には、安全機能を有する構築物、系統及び機器がその散布により安全機能を著しく阻害されないようにしなければならない。
- また、汚染の可能性のある水のプラント外への流出を防止しなければならない。
- ⑪ 運転管理においては、⑤による必要な移動式消火設備の配備のほか、次の事項を含む火災防護に関する計画を策定し、実施状況の確認及び見直しが行われなければならない。

- (a) 目視により火災を検知する場合の方法及び目視又は火災検出装置による検知後の公設消防への通報に関すること
- (b) 想定される火災の態様に応じた移動式消火設備の配備に関すること
- (c) 自衛消防隊の組織並びに構成員の人数及び能力に関すること（消火並びに放射線防護及び原子炉施設に関する知識を有することを含む。）

2-3を削り、2-2を2-3とし、2-3の前に次の規定及び解説を加える。

2-2 火災検出装置及び消火装置の設計にあたり、地震等の自然現象によっても、その性能が著しく阻害されることがないような措置を講じること。

**(解説)**

- (1) 「その性能が著しく阻害されることがないような措置」とは、想定される火災に対処する消火能力が喪失することを防止するため、地震等の自然現象が生じた場合であっても早期消火を行えるための措置をいう。
- (2) 特に、大規模な地震により発生する火災については、祝休日又は夜間にも発生しうること、同一発電所内で同時に複数箇所で発生しうること、初期消火活動において公設消防の支援が得られない可能性があることを考慮し、地震が生じた後にも次の事項が満たされるよう、設備及び運転管理による措置（運転管理については、次の事項を考慮した火災防護に関する計画が策定され、実施状況の確認及び見直しが行われることをいう。）を講じなければならない。
  - ① 火災を早期に検出し、及び検出した後に速やかに公設消防に連絡することができる
  - ② 自動消火設備若しくは自衛消防隊による消火装置の使用又はこれらの組合せにより初期消火活動を行う機能を有していること

#### 4. 「3. 火災の影響の軽減」の改訂

3-1中、「その重要度」を「それらの重要度」に、「軽減対策が講じられている」を「軽減対策を講じる」に改める。また、3-1の次に以下の解説を加える。

**(解説)**

「それらの重要度」とは、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）における重要度をいう。

「火災の影響の軽減対策」とは、次のような事項を考慮した設計を意味する。

- ① 安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域のうち、火災の影響を受けるおそれのある所では、適切な区画により火災区域を設定しなければならない。
- ② 各火災区域について、③に述べるように耐火壁によって隣接区域間の延焼防止を行うか、若しくは、④に述べるように耐火壁、隔壁、間隔及び消火装

置の組合せによって隣接区域間及び火災区域内の延焼防止を行うことにより、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の影響を軽減し、3-2に述べた要求を満足しなければならない。ただし、制御室以外では可搬型消火器の効果を期待してはならない。

- ③ 火災の影響を軽減するために耐火壁のみを期待する火災区域では、火災区域の中又は周辺の可燃性材料の種類及び量から算定した火災荷重に基づいて必要な耐火壁能力を決定しなければならない。

この場合にも原則として消火装置を設けることが好ましい。消火装置を設ける場合には、実験的に明らかにされれば消火装置の効果を見込んで難燃性ケーブル及び延焼防止剤を塗布したケーブルの火災荷重を評価してよい。

- ④ 火災の影響を軽減するため耐火壁、隔壁、間隔及び消火装置の組合せを利用する火災区域では、これらの効果を評価しなければならない。この評価は、火災区域の中及び周辺の可燃性材料の種類、量及び配置を考慮して妥当と認められる手法又は火災事故・実験に基づく適切なデータを用いて行わなければならない。

- ⑤ 上記③及び④の評価に当たっては、消火装置の单一故障を仮定するとともに熱、煙、流出流体等の影響や断線、爆発等の2次効果を十分考慮しなければならない。

なお、これらの評価に用いた条件は、原子炉施設の運転管理にあたって遵守される必要がある。

- ⑥ 換気系は、他の火災区域の火、熱、又は煙が安全機能を有する構築物、系統及び機器の存在する火災区域に悪影響を及ぼさないようにしなければならない。また、これに係わるフィルタを火災の延焼から防護するために適切な方法を用いなければならない。

- ⑦ 電気ケーブルや引火性液体の密集区域及び制御室のような通常運転員が駐在する区域では火災によって発生する煙を処理できるような設計をしなければならない。

- ⑧ 火災区域内又はその近傍で起こる火災に関連した爆発の潜在的可能性は実行可能な限り排除しなければならない。

- ⑨ 原子炉施設近辺には可燃性材料の量を少なくし、また、外部で発生した火災による熱、煙により必要な安全機能が損なわれることのないよう設計をしなければならない。

- ⑩ 運転管理においては、③及び④の評価に用いた条件の遵守（可搬型消火器の効果を期待している場合にはそれによる措置を含む。）を含む火災防護に関する計画が策定され、実施状況の確認及び見直しが行われなければならない。

3-2の次に以下の解説を加える。

(解説)

- (1) 「単一故障を仮定」とは、3-2の要求事項は、安全設計審査指針の指針9に

定める原子炉施設一般の要求事項である信頼性に関する設計上の考慮に対応して、火災による外乱への適用を規定したものであり、想定される火災により出力運転中の原子炉に外乱が及び、原子炉を速やかに停止し、かつ、停止状態を維持する必要が生じた場合、高温停止のため新たに作動が要求される安全保護系、原子炉停止系の機器に单一故障を仮定することを要求するものである。大規模な地震等の苛酷な自然現象の発生により火災が発生する可能性が1-3の措置を講じることにより十分低減される構築物、系統及び機器で火災が発生し、又は当該自然現象と無関係に火災が発生する場合については、当該火災と無関係な故障まで仮定する必要はない。

- (2) 「高温停止できる」とは、想定される火災の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態の達成に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができるということ。
- (3) 「その機能を失わない設計であること」とは、低温状態に移行する場合にあっては低温停止に必要な系統のうち少なくとも一つは機能すること、低温状態を維持する場合にあっては低温停止状態が維持されることをいう。

#### IV. 「解説」の削除

解説の見出し及び全文を削る。

平成 19 年 11 月 15 日

## 米国での地震時溢水源の取扱いについて

JNES 安全情報部

地震時の溢水源の取扱い、特に同時破損を考えるかが、溢水 WT で議論になっているが、参考として米国の状況を以下に紹介する。

米国での溢水関係規格・基準、規制要件としては、ANSI/ANS-56.11 や SRP があるが、各々以下の考えとなっている。

1. ANSI/ANS-56.11-1988 "Design Criteria for Protection Against the Effects of Compartment Flooding in Light Water Reactor Plants"

ANSI 規格の前書きに、幾つかの論点が列記しており、地震時の破断に関しては、以下の記載となっている。即ち、耐震カテゴリ I 以外と耐震解析を実施していない配管系の破断は一度に1つしか想定しない。この考えは、規制側や業界の共通認識であり、又、実際の経験と一致するとある。

(ANSI/ANS-56.11-1988 Forward 3 の抜粋)

3) 耐震カテゴリ I 以外の系統及び耐震性未解析の配管系において地震事象が原因で発生する破断を一度に1つしか想定していない点。これは、業界や規制当局の現行の慣行についてワーキンググループが認識している内容と一致する (ANSI/ANS-58.2-1988 を参照)。それは、また、耐震性評価に取り組むユーティリティグループ (SQUG) による未解決安全問題 (USI) A-46「耐震性評価」を解決する取り組みの一環として行われる現場踏査などの業界の実際の経験と一致するようでもある。実際の地震事象発生後に業界の施設で配管系を評価したところ、配管系は、大きな損傷を受けそうにはないことが証明された。

しかし、このワーキンググループの見解では、高エネルギー、中エネルギーのいずれに分類されるかに関係なく、耐震カテゴリ I 以外の配管や耐震性未解析の配管は、ANSI/ANS-58.2-1988 の中で高エネルギー破断について定義されているように、円周破断または縦破断を経験すると仮定することを要求している。

3) Postulation of only one break at a time in Non-Seismic Category I and non-seismically-analyzed piping systems, as the result of a seismic event. This is consistent with the working group's understanding of current industry and regulatory practice (see ANSI/ANS-58.2-1988). It also appears to be consistent with actual industry experience, such as the walkdowns taken as part of the Seismic Qualification Utility Group (SQUG) to resolve Unresolved Safety Issue A-46, "Seismic Qualification." The piping systems evaluated in industrial facilities following actual earthquake events have been shown to be very unlikely to experience significant damage.

This working group position does require, however, that the non-Seismic Category I or non-seismically analyzed piping, whether classified as high or moderate energy, be postulated to experience a circumferential or longitudinal break, as defined for high energy breaks in ANSI/ANS-58.2-1988.

本文中の記載は以下の通り。

### 3.5 地震の発生

高エネルギー、中エネルギーのどちらに分類されるかに関係なく、耐震カテゴリ I 以外の単一の配管系や機器または耐震性未解析の単一の配管系や機器が故障したと仮定した上で、地震発生後の溢水の影響を評価するものとする。配管破断位置や当該配管の破断サイズを 3.2 節に明記する高エネルギー配管破断に関する要件に基づき仮定するものとする。

**3.5 Seismic Occurrences.** The effect of flooding following a seismic occurrence shall be evaluated assuming the failure of any single non-Seismic Category I or non-seismically analyzed piping system or component whether it is classified as high or moderate energy. Pipe rupture locations and break sizes in such piping shall be postulated in accordance with the requirements for high energy line breaks specified in 3.2.

## 2. STANDARD REVIEW PLAN 3.4.1 "INTERNAL FLOOD PROTECTION FOR ONSITE EQUIPMENT FAILURES" Revision 3-March 2007

SRP の III. 審査手順には、溢水解析に対して、審査者は各解析区画に対して、1つの最悪ケースの配管(又は、非耐震のタンク/容器)破損を想定すれば良いとある。

(SRP 3.4.1-March 2007 の抜粋)

### III 審査手順

審査者は下記の手順から適切なケースを選定し、審査を行う。

3. 消火系の作動、SRP3.6.2 に従った想定配管破損、耐震や耐トルネード設計がされていない配管、タンク、容器の想定破損による安全上重要な SSC の溢水評価。溢水解析では、審査者は各解析区画に対して1つの最悪ケースの配管(又は非耐震のタンク/容器)の破損だけを想定すれば良い。

### III. REVIEW PROCEDURES

The reviewer will select material from the procedures described below, as may be appropriate for a particular case.

3. An assessment of the potential flooding of SSCs important to safety due to the operation of the fire protection system and the postulated failure of piping in accordance with SRP Section 3.6.2, as well as postulated failures of non-seismic and non-tornado protected piping, tanks, and vessels. For the purposes of flood analysis, the reviewer need only assume, for each analyzed area, the rupture of the single, worst-case pipe (or non-seismic tank/vessel).

以上

# 〈案〉

## 溢水ワーキングチーム第4回ミーティング議事要旨

1. 日 時： 平成19年12月11日（火） 10:00～15:30

2. 場 所： 原子力安全基盤機構本館 7階 7B会議室

### 3. 出席者：

【NISA】 山本統括安全審査官（WT主査）、武山審査班長、江藤建設班長、河本建設係長（以上、原子力発電安全審査課）  
北原基準専門官（原子力安全技術基盤課）

【JNES】 木口特任参事（以上、企画部）  
栗原調査グループ長、多田調査役、一徳上席研究員（以上、規格基準部）  
釘宮情報基盤グループ長、別所調査役、鹿角調査役（以上、安全情報部）  
安澤次長、小倉調査役、宇井主任研究員（以上、解析評価部）

【オザバー】 [REDACTED]、[REDACTED]（以上、東京電力）、[REDACTED]、[REDACTED]、[REDACTED]（以上、関西電力）  
役職、敬称略 [REDACTED]（日本原子力発電）、[REDACTED]（日本原子力技術協会）  
[REDACTED]、[REDACTED]（東芝）、[REDACTED]、[REDACTED]（日立GE）、[REDACTED]（三菱重工業）

### 4. 議題：

- (1) 溢水防護評価マニュアルによる試評価結果
- (2) 溢水防護評価マニュアルについて
- (3) その他

### 5. 議事概要：

- (1) 溢水防護評価マニュアルによる試評価結果

産業界から、溢水防護評価マニュアルを適用した試評価結果が示された。今回の試計算は一例であり、実際には数十ケースを明示した上で、最も厳しい影響を与える溢水源を選定する。

試評価の結果、没水については評価マニュアルの適用性が確認された。被水の影響評価については、溢水量に係わらず、防護対象設備から直視できる溢水源からの被水を考慮すべきであると指摘された。マニュアルに解説を加える。また、被水に関する米国の基準について再確認する。

高エネルギー配管は完全両端破断、低エネルギー配管は1/4Dtスリット状漏えいを仮定している。循環水系伸縮継手部は、1/4Dtスリット状漏えい、またはキウォーニ発電所PRAに倣った伸縮部のリング状漏えいを仮定している。また、タンクについては、省令62号第30条の放射性廃棄物の漏えい拡大防止及び施設外の漏えい拡大防止対策と

## 〈案〉

同様に、ノズル部配管の  $1/4Dt$  破損から漏えいすると仮定している。それぞれの破断形状の考え方について整理し、次回 WT で産業界から提示する。破断形状の想定について、WT で結論が出なければ、機器部会に諮ることになる。

### (2) 溢水防護評価マニュアルについて

前項の試評価も取り込み、マニュアルを詳細なものにしていく。また、屋外の配管・タンクも溢水源として考慮することを具体的に記載する。ただし、屋外に設置されている機器への影響を見るだけで、建屋内への流入は考えない。

前回 WT で、溢水の発生要因については議論せず、地震に起因する場合でも他の要因と同様に単一溢水源を想定して評価するという結論になったが、地震に起因する溢水を一切排除するものではない。同時に、耐震 As クラスの配管からの溢水も仮定する。

单一故障の仮定については、火災防護の議論を参考にしながら、安全評価指針に適合するよう JNES で整理して次回 WT で示す。

### (3) その他

次回 WT 会合は 12/26 午前。

### 6. 配布資料：

- 4-1 内部溢水評価マニュアルにおける試評価結果（BWR 産業界）
- 4-2 内部溢水評価マニュアルにおける試評価結果（PWR）
- 4-3 原子力発電所の溢水防護評価マニュアル（検討案）
- 4-4 溢水防護評価マニュアルの確認事項

この資料及びこの資料に表示のコンピュータ、記録計などから出力の記録については、複写又は第三者への開示を禁止致します。

## 内部溢水評価マニュアルにおける試評価結果 (BWR 産業界)

### 1. はじめに

本資料は、現在調整中である“原子力発電所の溢水防護評価マニュアル”に基づき評価した場合に既設プラントへの影響を把握するため、BWR プラントで試評価を実施し、まとめたものである。

### 2. 溢水源

今回の試評価では以下の溢水源を対象として評価を実施する。

#### 2.1 配管破損

試計算（サンプル）では、以下の配管破損での影響評価を実施する。

- ①高エネ管：原子炉浄化系配管 (CUW 配管)
- ②低エネ管：復水補給水系配管 (MUWC 配管)
- ③循環水管：循環水配管 Exp.ジョイント部
- ④タンク：原子炉補機冷却系配管 (RCW 配管、サージタンクを含む) \*<sup>1</sup>

#### 2.2 漏洩流量の算定

破損部からの漏洩流量は、下記式で算定し、隔離までの漏洩量と配管保有水量を想定漏洩量として算定し、その結果を表 2.2-1 に示す。

なお、漏洩量は溢水の検知後の隔離までの時間まで漏洩するとして設定した。

表 2.2-1 破損時の漏洩量

溢水源		漏洩量: Q[m <sup>3</sup> ]			備考
		ポンプ運転時	配管保有水量	合計	
高エネ管	CUW 配管	30	2	32	自動隔離有(ギロチン)
低エネ管	MUWC 配管	15	10	25	隔離有(スリット)
循環水管	循環水管	3,680	950	4,630	隔離有(リング)
		399	950	1,349	隔離有(スリット)
タンク	RCW 配管	—	—	120	隔離有(水補給停止の隔離)

\*<sup>1</sup> : 原子炉建屋内の最大溢水量

### 3. 評価

#### 3.1 溢水防護区画の設定

破損対象設備は、ECCS が作動しない配管破損<sup>\*2</sup>であることから、防護対象設備は以下の通りとなり、その配置を図 3.1-1~3 に示す。

- a. 原子炉停止系
- b. 残留熱除去設備
- c. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備

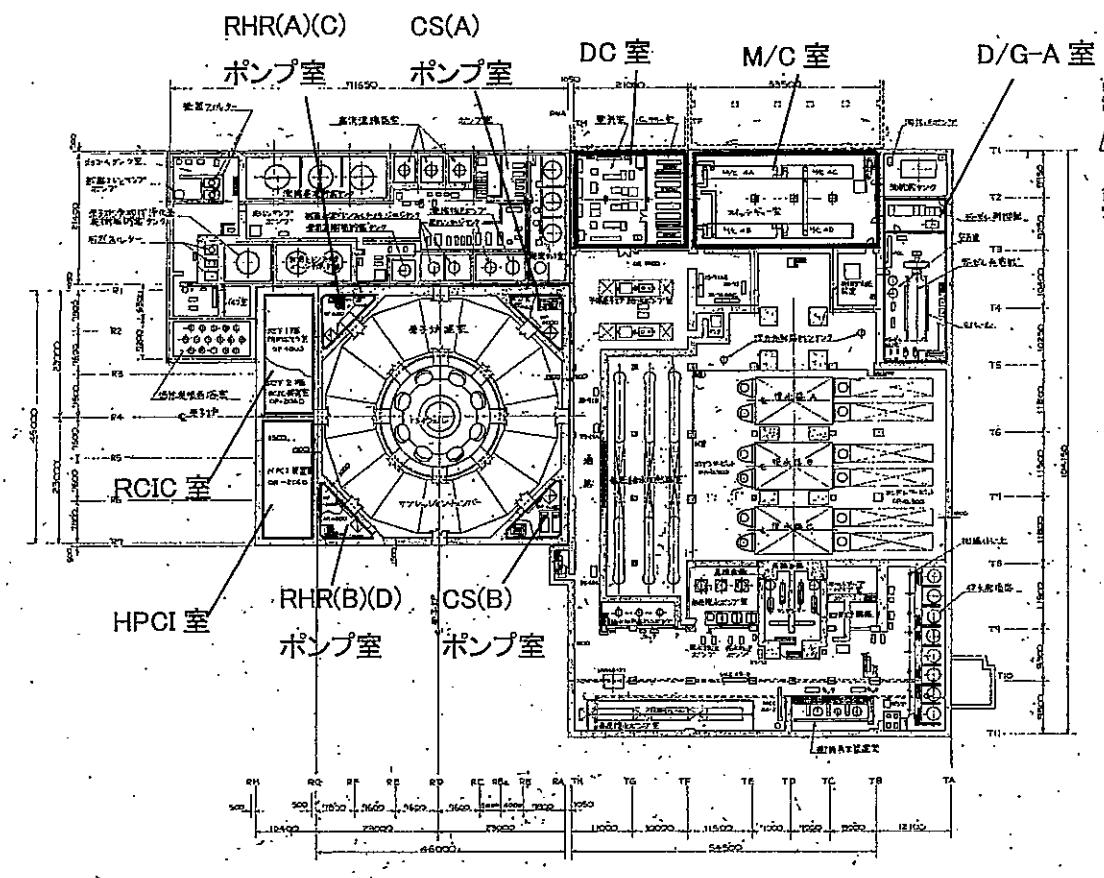


図 3.1-1 溢水防護区画

\*<sup>2</sup> : CUW 配管破断では、給水流量でメイクアップ可能と判断した。

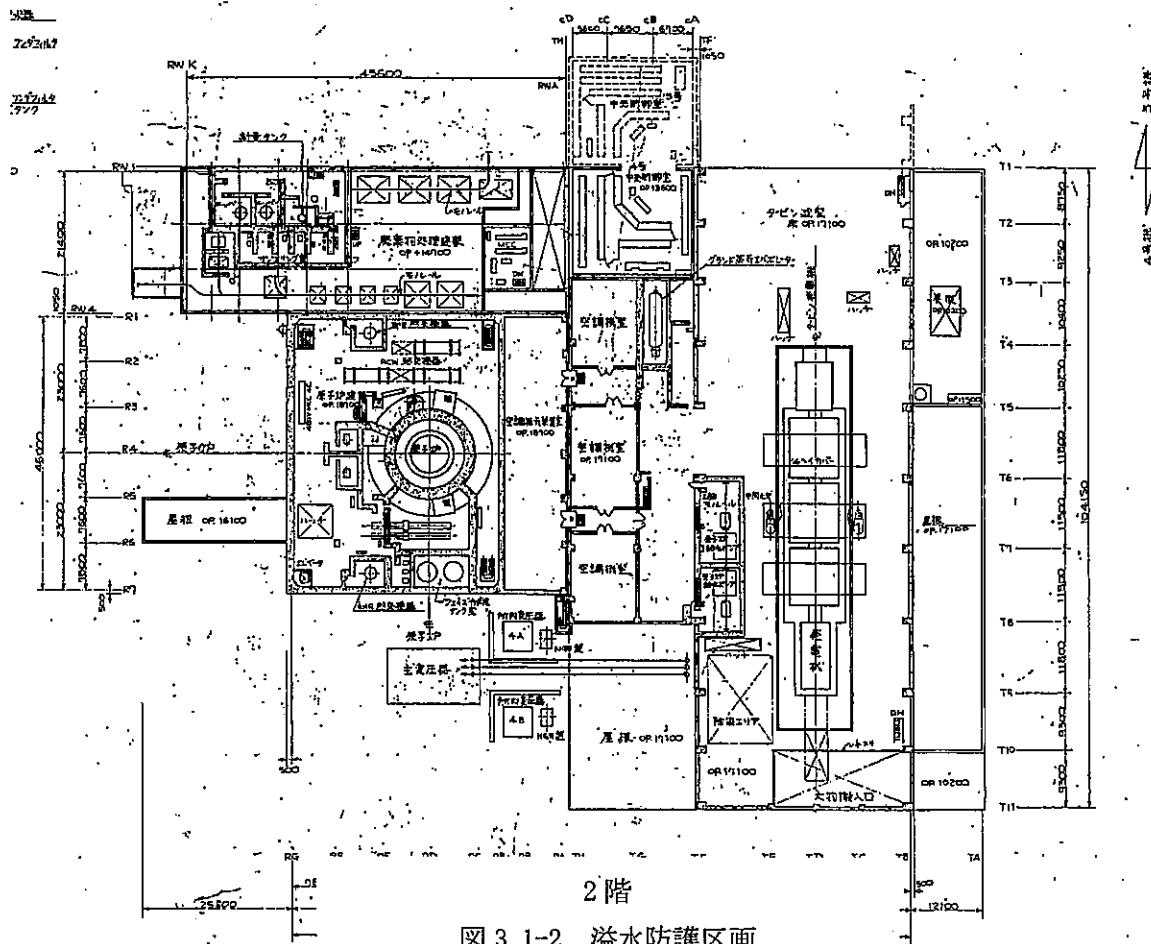
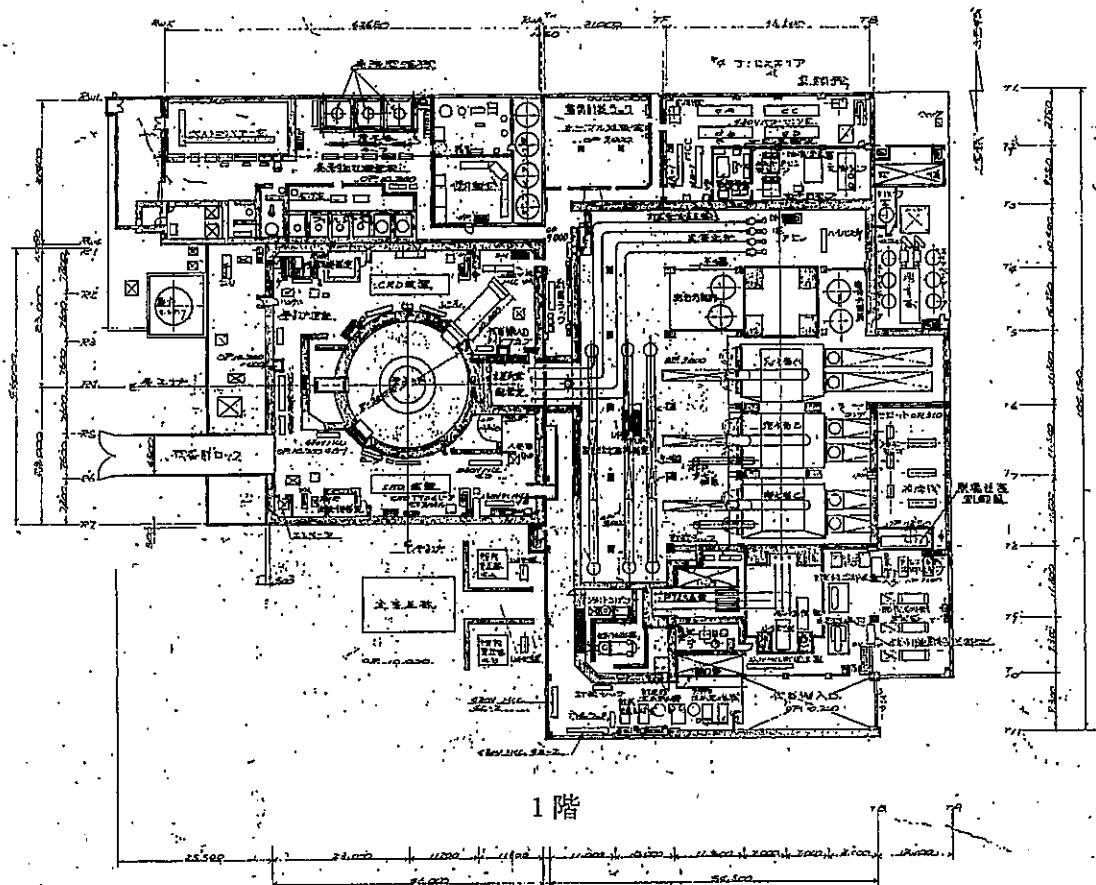
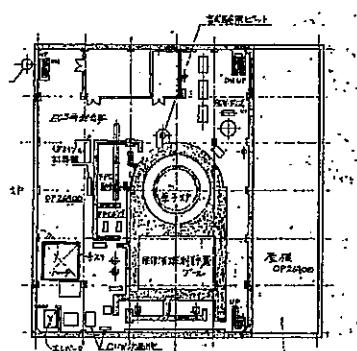
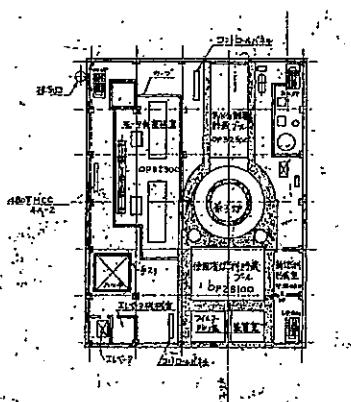


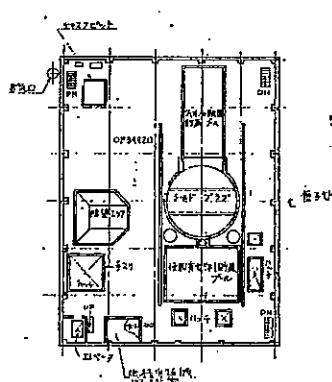
図 3.1-2 溢水防護区画



3階



4階



5階

図 3.1-3 溢水防護区画

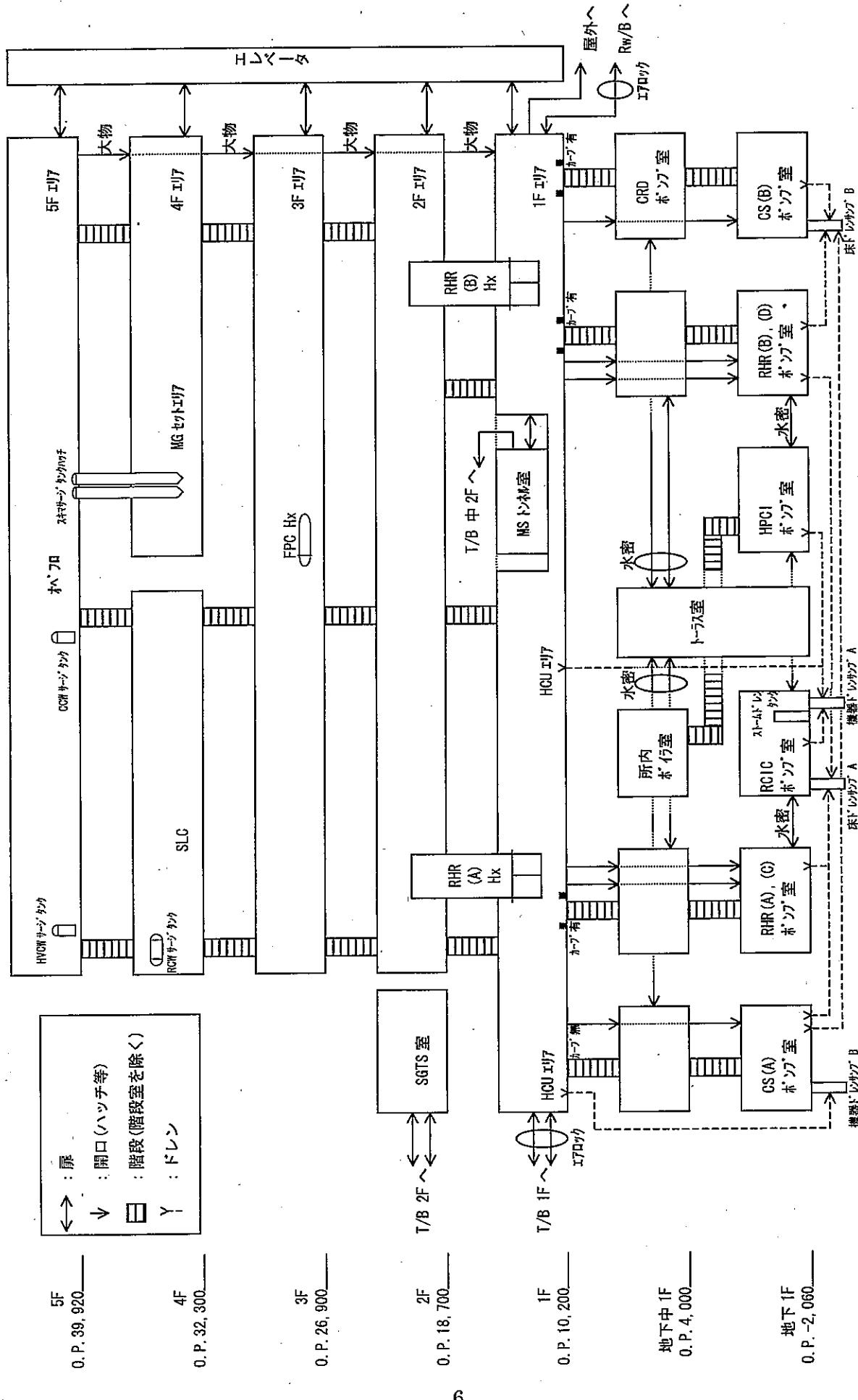
### 3.2 影響評価

#### (1) 溢水経路の設定

溢水経路図は図 3.2(1)-1 及び図 3.2(1)-2 に示す経路となり、影響を受ける溢水防護区画を表 3.2(1)-1 に示す。なお、上部階で起きた溢水は、階段又は開口部を介して下階へ流れるため、防護対象設備が機能喪失に至る程の溢水の滞留は無い。

表 3.2(1)-1 影響を受ける溢水防護区画

溢水源	影響を受ける溢水防護区画	備考
CUW 配管	炉心スプレイポンプ(A)	R/B B1F O.P. -2,060
MUWC 配管	炉心スプレイポンプ(B)	R/B B1F O.P. -2,060
RCW 配管	残留熱除去ポンプ(A)(C)	R/B B1F O.P. -2,060
	残留熱除去ポンプ(B)(D)	R/B B1F O.P. -2,060
	原子炉隔離時冷却ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060
	高圧注水ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060
循環水管	非常用 M/C	T/B B1F O.P. 1,900
	非常用 D/G-A	T/B B1F O.P. 1,900



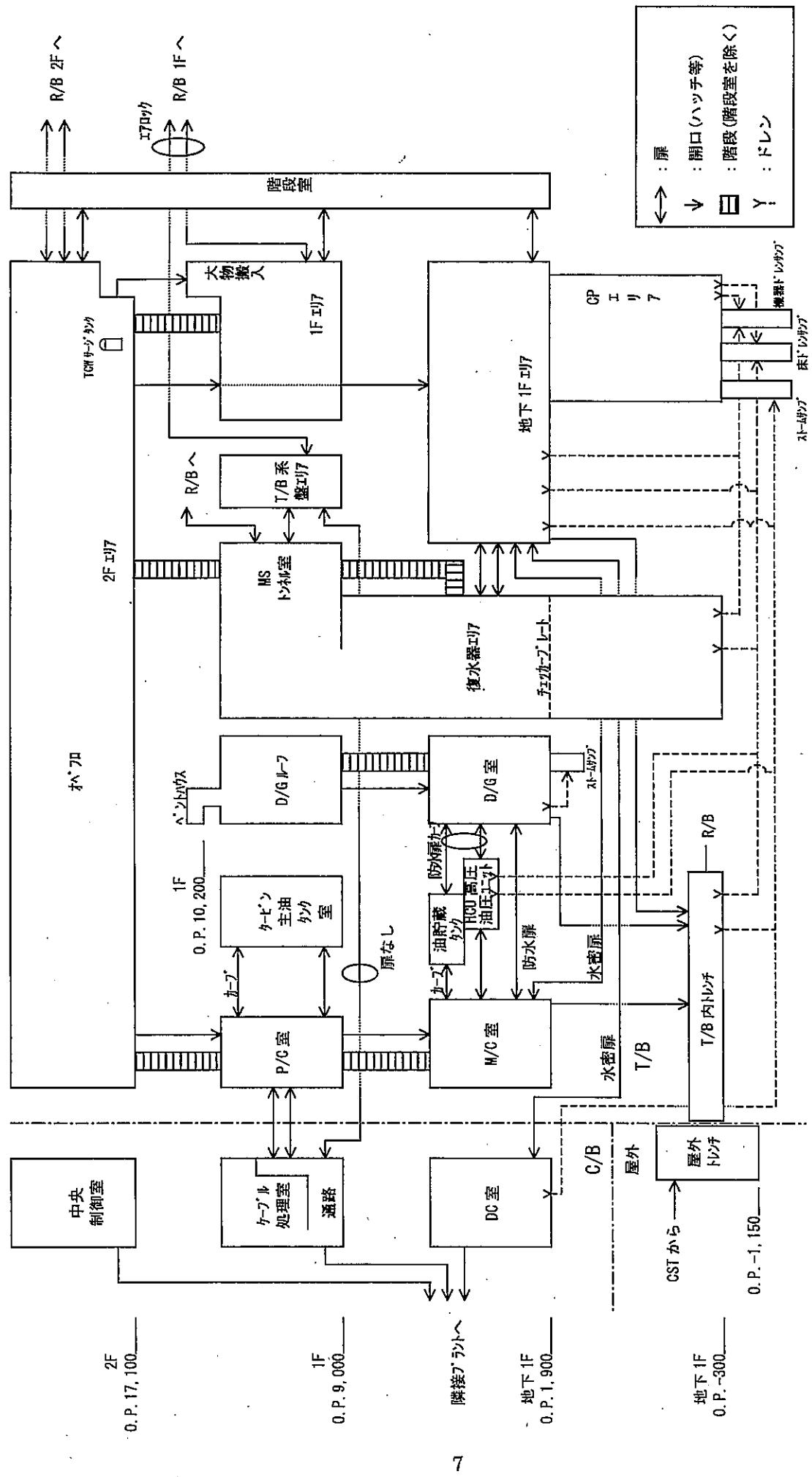


図 3.2(1)-2 溢水経路図 (タービン建屋)

(2) 防護区画の評価に用いる水位の算定

① 流入量の算定

漏洩量が各溢水防護区画へ流入することになり、その量は表 2.2-1 に示す漏洩量が流入量となる。

② 水位の算定

流入量と滞留面積から、溢水防護区画の評価に用いる水位を算定し、その結果を表 3.2(2)-1～4 に示す。

なお、循環水管からの溢水の場合には、循環水エリア及びトレチ等が中間エリアとなり、その後溢水防護区画に流入することになる。このため、表 3.2(2)-3 は流入量と中間エリア容量を示す。

表 3.2(2)-1a 防護区画の評価に用いる水位 (CUW 配管) : 自動隔離有  
(溢水対策前: 平均に分配された場合)

溢水防護区画	流入量:Q [m³]	滞留面積:A [m²]	水位:Q/A [mm]	備考
炉心スプレイポンプ(A)	8	50	160	1/4 流入と仮定
炉心スプレイポンプ(B)	8	50	160	1/4 流入と仮定
残留熱除去ポンプ(A)(C)	8	50	160	1/4 流入と仮定
残留熱除去ポンプ(B)(D)	8	50	160	1/4 流入と仮定
原子炉隔離時冷却ポンプ	0	140	0	直接流入無
高圧注水ポンプ	0	150	0	直接流入無
安全系エリア全体(HPCI/RCIC 含む)	32	490	65	床ドレンを介して 流出した場合
R/B B1F 全体(トーラス室含む)	32	1410	23	

表 3.2(2)-1b 防護区画の評価に用いる水位 (CUW 配管) : 自動隔離有  
(溢水対策後: CS-A に集中流入及び床ドレン閉止運用した場合)

溢水防護区画	流入量:Q [m³]	滞留面積:A [m²]	水位:Q/A [mm]	備考
炉心スプレイポンプ(A)	32	50	640	
炉心スプレイポンプ(B)	0	50	0	
残留熱除去ポンプ(A)(C)	0	50	0	
残留熱除去ポンプ(B)(D)	0	50	0	
原子炉隔離時冷却ポンプ	0	140	0	直接流入無
高圧注水ポンプ	0	150	0	直接流入無

表 3.2(2)-2a 防護区画の評価に用いる水位 (MUWC 配管) : 隔離有／スリット  
(溢水対策前:平均に分配された場合)

溢水防護区画	流入量:Q [m³]	滞留面積:A [m²]	水位:Q/A [mm]	備考
炉心スプレイポンプ(A)	6.25	50	125	1/4 流入と仮定
炉心スプレイポンプ(B)	6.25	50	125	1/4 流入と仮定
残留熱除去ポンプ(A)(C)	6.25	50	125	1/4 流入と仮定
残留熱除去ポンプ(B)(D)	6.25	50	125	1/4 流入と仮定
原子炉隔離時冷却ポンプ	0	140	0	直接流入無
高圧注水ポンプ	0	150	0	直接流入無
安全系エリア全体(HPCI/RCIC 含む)	25	490	51	床ドレンを介して 流出した場合
R/B B1F 全体(トーラス室含む)	25	1410	18	

表 3.2(2)-2b 防護区画の評価に用いる水位 (MUWC 配管) : 隔離有／スリット  
(溢水対策後:CS-A に集中流入及び床ドレン閉止運用した場合)

溢水防護区画	流入量:Q [m³]	滞留面積:A [m²]	水位:Q/A [mm]	備考
炉心スプレイポンプ(A)	25	50	500	
炉心スプレイポンプ(B)	0	50	0	
残留熱除去ポンプ(A)(C)	0	50	0	
残留熱除去ポンプ(B)(D)	0	50	0	
原子炉隔離時冷却ポンプ	0	140	0	直接流入無
高圧注水ポンプ	0	150	0	直接流入無

表 3.2(2)-3a 防護区画の評価に用いる水位（循環水管）：隔離有／リング

溢水防護区画 (中間エリア)	流入量:Q [m³]	中間エリア容量 [m³]	備考
循環水エリア	4,630	2,100	防護区画までの中間エリア (M/C 室, D/G-A 室)
循環水エリア及びトレンチ等	4,630	4,250	

表 3.2(2)-3b 防護区画の評価に用いる水位（循環水管）：隔離有／スリット

溢水防護区画 (中間エリア)	流入量:Q [m³]	中間エリア容量 [m³]	備考
循環水エリア	1,349	2,100	防護区画までの中間エリア (M/C 室, D/G-A 室)
循環水エリア及びトレンチ等	1,349	4,250	

表 3.2(2)-4a 防護区画の評価に用いる水位 (RCW 配管) : 隔離有 (水補給停止の隔離)  
(溢水対策前:平均に分配された場合)

溢水防護区画	流入量:Q [m³]	滞留面積:A [m²]	水位:Q/A [mm]	備考
炉心スプレイポンプ(A)	30	50	600	1/4 流入と仮定
炉心スプレイポンプ(B)	30	50	600	1/4 流入と仮定
残留熱除去ポンプ(A)(C)	30	50	600	1/4 流入と仮定
残留熱除去ポンプ(B)(D)	30	50	600	1/4 流入と仮定
原子炉隔離時冷却ポンプ	0	140	0	直接流入無
高圧注水ポンプ	0	150	0	直接流入無
安全系エリア全体(HPCI/RCIC 含む)	120	490	245	床ドレンを介して 流出した場合
R/B B1F 全体(トーラス室含む)	120	1410	85	

表 3.2(2)-4b 防護区画の評価に用いる水位 (RCW 配管) : 隔離有 (水補給停止の隔離)  
(溢水対策後:CS-A に集中流入及び床ドレン閉止運用した場合)

溢水防護区画	流入量:Q [m³]	滞留面積:A [m²]	水位:Q/A [mm]	備考
炉心スプレイポンプ(A)	120	50	2,400	
炉心スプレイポンプ(B)	0	50	0	
残留熱除去ポンプ(A)(C)	0	50	0	
残留熱除去ポンプ(B)(D)	0	50	0	
原子炉隔離時冷却ポンプ	0	140	0	直接流入無
高圧注水ポンプ	0	150	0	直接流入無

(3) 影響判定

①没水の影響判定

評価用水位が防護対象機器の防護部位の高さまで達しないことを表 3.2(3)-1~4 に示す。

但し、関連の電気計装品に関しては、表に示す水位以下に設置されていないことを確認する必要がある。

表 3.2(3)-1a 没水に対する影響評価 (CUW 配管) : 自動隔離有  
(溢水対策前: 平均に分配された場合)

溢水防護区画	建屋 レベル	流入水位: Q/A[mm]	判断基準	判定	備考
炉心スプレイ ポンプ(A)	R/B B1F O.P. -2,060	160	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
炉心スプレイ ポンプ(B)	R/B B1F O.P. -2,060	160	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(A)(C)	R/B B1F O.P. -2,060	160	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(B)(D)	R/B B1F O.P. -2,060	160	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
原子炉隔離時 冷却ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	
高圧注水 ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	
原子炉隔離時 冷却ポンプ (ドレンを介した流 入がある場合)	R/B B1F O.P. -2,060	65	計装ラック計器下端 340mm	○	安全系エリア全体(HPCI/RCIC 含む)
		23	計装ラック計器下端 340mm	○	R/B B1F 全体(トーラス室含む)
高圧注水ポンプ (ドレンを介した流 入がある場合)	R/B B1F O.P. -2,060	65	計装ラック計器下端 340mm	○	安全系エリア全体(HPCI/RCIC 含む)
		23	計装ラック計器下端 340mm	○	R/B B1F 全体(トーラス室含む)

表 3.2(3)-1b 没水に対する影響評価 (CUW 配管) : 自動隔離有  
(溢水対策後: CS-A に集中流入及び床ドレン閉止運用した場合)

溢水防護区画	建屋 レベル	流入水位: Q/A[mm]	判断基準	判定	備考
炉心スプレイ ポンプ(A)	R/B B1F O.P. -2,060	640	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
炉心スプレイ ポンプ(B)	R/B B1F O.P. -2,060	0	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(A)(C)	R/B B1F O.P. -2,060	0	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(B)(D)	R/B B1F O.P. -2,060	0	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
原子炉隔離時 冷却ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	
高圧注水 ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	

表 3.2(3)-2a 没水に対する影響評価 (MUWC 配管) : 隔離有／スリット  
(溢水対策前: 平均に分配された場合)

溢水防護区画	建屋 レベル	流入水位: Q/A[mm]	判断基準	判定	備考
炉心スプレイ ポンプ(A)	R/B B1F O.P. -2,060	125	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
炉心スプレイ ポンプ(B)	R/B B1F O.P. -2,060	125	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(A)(C)	R/B B1F O.P. -2,060	125	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(B)(D)	R/B B1F O.P. -2,060	125	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
原子炉隔離時 冷却ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	
高圧注水 ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	
原子炉隔離時 冷却ポンプ (ドレンを介した流 入がある場合)	R/B B1F O.P. -2,060	51	計装ラック計器下端 340mm	○	安全系エリア全体(HPCI/RCIC 含む)
		18	計装ラック計器下端 340mm	○	R/B B1F 全体(トーラス室含む)
高圧注水ポンプ (ドレンを介した流 入がある場合)	R/B B1F O.P. -2,060	51	計装ラック計器下端 340mm	○	安全系エリア全体(HPCI/RCIC 含む)
		18	計装ラック計器下端 340mm	○	R/B B1F 全体(トーラス室含む)

表 3.2(3)-2b 没水に対する影響評価 (MUWC 配管) : 隔離有／スリット  
(溢水対策後: CS-A に集中流入及び床ドレン閉止運用した場合)

溢水防護区画	建屋 レベル	流入水位: Q/A[mm]	判断基準	判定	備考
炉心スプレイ ポンプ(A)	R/B B1F O.P. -2,060	500	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
炉心スプレイ ポンプ(B)	R/B B1F O.P. -2,060	0	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(A)(C)	R/B B1F O.P. -2,060	0	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(B)(D)	R/B B1F O.P. -2,060	0	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
原子炉隔離時 冷却ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	
高圧注水 ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	

表 3.2(3)-3a 没水に対する影響評価（循環水管）：隔離有／リング

溢水防護区画 (中間エリア)	流入量:Q [m³]	中間エリア容量 [m³]	判定	備考
循環水エリア	4,630	2,100	×	当該エリアを超えた時点でM/C室及びD/G-A室へ流出する。 ポンプ停止判断が約8分以内であれば流出は防止可能。
循環水エリア及びトレンチ等	4,630	4,250	×	当該エリアを超えた時点でM/C室及びD/G-A室へ流出する。 ポンプ停止判断が約27分以内であれば流出は防止可能。

表 3.2(3)-3b 没水に対する影響評価（循環水管）：隔離有／スリット

溢水防護区画 (中間エリア)	流入量:Q [m³]	中間エリア容量 [m³]	判定	備考
循環水エリア	1,349	2,100	○	当該エリアを超えた時点でM/C室及びD/G-A室へ流出する。
循環水エリア及びトレンチ等	1,349	4,250	○	

表 3.2(3)-4a 没水に対する影響評価 (RCW 配管) : 隔離有 (水補給停止の隔離)  
(溢水対策前: 平均に分配された場合)

溢水防護区画	建屋 レベル	流入水位: Q/A[mm]	判断基準	判定	備考
炉心スプレイ ポンプ(A)	R/B B1F O.P. -2,060	600	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
炉心スプレイ ポンプ(B)	R/B B1F O.P. -2,060	600	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(A)(C)	R/B B1F O.P. -2,060	600	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(B)(D)	R/B B1F O.P. -2,060	600	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
原子炉隔離時 冷却ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	
高圧注水 ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	
原子炉隔離時 冷却ポンプ (ドレンを介した流 入がある場合)	R/B B1F O.P. -2,060	245 85	計装ラック計器下端 340mm 計装ラック計器下端 340mm	○ ○	安全系エリア全体(HPCI/RCIC 含む) R/B B1F 全体(トーラス室含む)
高圧注水ポンプ (ドレンを介した流 入がある場合)	R/B B1F O.P. -2,060	245 85	計装ラック計器下端 340mm 計装ラック計器下端 340mm	○ ○	安全系エリア全体(HPCI/RCIC 含む) R/B B1F 全体(トーラス室含む)

表 3.2(3)-4b 没水に対する影響評価 (RCW 配管) : 隔離有 (水補給停止の隔離)  
(溢水対策後: CS-A に集中流入及び床ドレン閉止運用した場合)

溢水防護区画	建屋 レベル	流入水位: Q/A[mm]	判断基準	判定	備考
炉心スプレイ ポンプ(A)	R/B B1F O.P. -2,060	2,400	ポンプ基礎高さ 840mm	×	
炉心スプレイ ポンプ(B)	R/B B1F O.P. -2,060	0	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(A)(C)	R/B B1F O.P. -2,060	0	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
残留熱除去 ポンプ(B)(D)	R/B B1F O.P. -2,060	0	ポンプ基礎高さ 840mm	○	
原子炉隔離時 冷却ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	
高圧注水 ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	0	計装ラック計器下端 340mm	○	

## ② 被水の影響評価

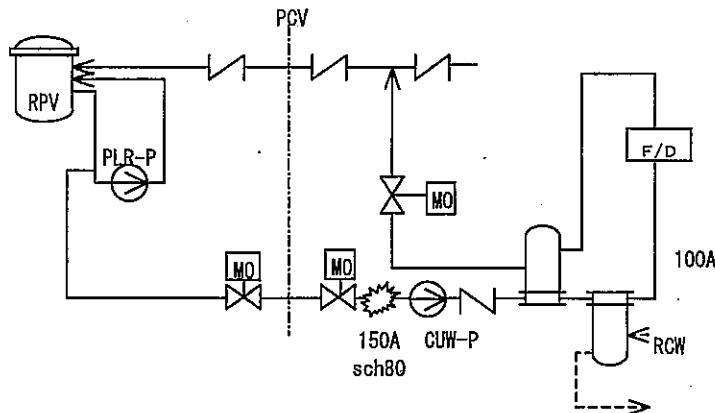
漏洩箇所と防護対象設備との位置関係、壁での仕切り壁の有無から被水するかどうかを判断し、その結果を表 3.2(3)-5 に示す。

溢水防護区画に示している炉心スプレイポンプ及び残留熱除去ポンプの上部には、ハッチがあり、隙間をシリコンシーラントで閉止処理し、水密化している。このため、上部階からの溢水によるハッチからの被水は無い。

表 3.2(3)-5 被水の影響判定 (CUW 配管、MUWC 配管、RCW 配管)

溢水防護区画	建屋 レベル	影響	判定	備考
炉心スプレイ ポンプ(A)	R/B B1F O.P. -2,060	直接の被水なし	○	上部ハッチ有／水密処理済
炉心スプレイ ポンプ(B)	R/B B1F O.P. -2,060	直接の被水なし	○	上部ハッチ有／水密処理済
残留熱除去 ポンプ(A)(C)	R/B B1F O.P. -2,060	直接の被水なし	○	上部ハッチ有／水密処理済
残留熱除去 ポンプ(B)(D)	R/B B1F O.P. -2,060	直接の被水なし	○	上部ハッチ有／水密処理済
原子炉隔離時 冷却ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	直接の被水なし	○	上部ハッチ無
高圧注水 ポンプ	R/B B1F O.P. -2,060	直接の被水なし	○	上部ハッチ有／水密(屋外)

## 評価例1：高エネルギー配管漏えい（CUW）



&lt;原子炉冷却材浄化系隔離弁出口部からの漏えい（完全両端破断）&gt;

炉圧約7.0MPa(通常運転圧力)で破断口（原子炉冷却材浄化系隔離弁出口部を想定）

からの流出する流速(V)は、

$$(f \times L/D + K) \times V^2 / 2 g = \Delta H + P/\gamma \text{より求められる。}$$

ここで、

f : 摩擦損失係数(0.015とする)

L/D : 配管相当長さ(約300とする)

K : 吐出損失(1.0とする)

V : 流速(m/s)

ΔH : 静水頭(約10mとする)

P : RPV圧力(約7.0MPa)

γ : 比重量(約7.0MPaの飽和水として740kg/m³とする)

以上より

$$(0.015 \times 300 + 1.0) \times V^2 / 19.6 = 10 + (7 \times 10.197) / (740 \times 10^{-4})$$

$$V^2 = 964.6 \times 19.6 / 5.5 = 3437 \quad \therefore V = \sqrt{3437} = 58.6 \text{ m/s}$$

よって、流出流量(Q)は

$$Q = V \times (d)^2 \times \pi / 4 \times 3600$$

$$= 58.6 \times (0.1432)^2 \times \pi / 4 \times 3600 \approx 3400 \text{ m}^3/\text{h}$$

流出量(W1)は、配管破断直後に破断検知(エルボ差圧)され、隔離弁が約30秒で閉鎖するまで上記流量で流出する水量とし、

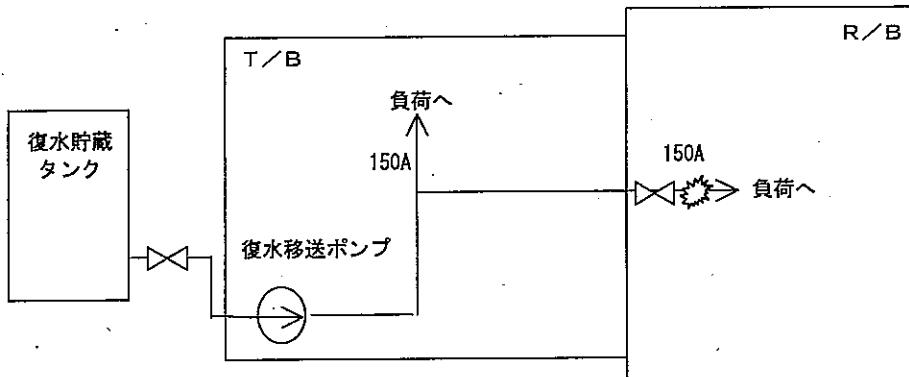
$$(30) \times 3400 / 3600 = 28.3 \quad W1 = \text{約} 30 \text{ m}^3 \text{とする。}$$

配管内保有水量(W2) = 約2m³

以上より流出量(W)は

$$W = W1 + W2 = 32 \rightarrow 32 \text{ m}^3$$

## 評価例2：低エネルギー配管漏えい（MUWC）



### 〈復水補給水系配管からの漏えい流量（スリット状漏えい）〉

復水補給水系配管からの想定漏えい流量及び漏えい量は、R/B入口部における母管口径、吐出圧力をベースとして算出する。

#### 1) 算定条件

配管仕様：外径 (D) = 165.2mm (150A)

肉厚 (t) = 7.1mm (Sch. 40)

配管内圧：約 1.1MPa (水頭圧 (H) で約 110m : ポンプ揚程 78m+CST～R/B  
地下階レベル差約 30m=108m→110m)

#### 2) 想定断面積 (A) : $0.00029\text{m}^2 ((0.1652 \div 2) \times (0.0071 \div 2))$

#### 3) 想定漏えい流量 (Q) の算出

$$\begin{aligned} Q &= A \times C \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600 \\ &= 0.00029 \times 0.59 \sqrt{(2 \times 9.8 \times 110)} \times 3600 \\ &= 28.6 = \text{約 } 30\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

#### 4) 想定漏えい量 (W) の算出

①床漏えい検知器で検知後隔離までの時間：30分（現場でR/B入口弁閉鎖：  
暫定値）

隔離までの漏えい量： $15\text{m}^3 (30 \div 60 \times 30 = 15)$

②R/B 内配管保有水量：約  $10\text{m}^3$

$$\text{想定漏えい量} W = 15 + 10 = 25 \rightarrow 25\text{m}^3$$

### 評価例3：循環水系伸縮継手部からの漏えい（CW）

〈循環水系伸縮継手部からの漏えい流量〉

#### (1) 隔離有り（リング状漏えい）の場合

循環水系伸縮継手部からの想定漏えい流量及び漏えい量は、伸縮継手部口径、循環水ポンプ吐出圧力をベースとして算出する。

##### 1) 算定条件

伸縮継手仕様：伸縮継手内径（D）=2000mm

伸縮部幅（t）=30mm

配管内圧：運転圧約0.15MPa

（水頭圧（H）で約15m：ポンプ揚程10.7m+ポンプ～伸縮継手レベル差約2.2m=12.9m 保守的に15mを仮定）

2) 想定断面積（A）:  $0.188\text{m}^2 ((2.0 \times \pi) \times 0.03)$

3) 想定漏えい流量（Q）の算出

$$\begin{aligned} Q &= A \times C \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600 \\ &= 0.188 \times 0.59 \sqrt{(2 \times 9.8 \times 15)} \times 3600 \\ &= 6846.8 = \text{約 } 6850\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

4) 想定漏えい量（W）の算出

漏えいが発生した場合、床漏えい検出器で漏えいが検知（警報）され、現場で漏えいを確認し、循環水ポンプを停止することにより漏えいが停止するものとして漏えい量を評価する。

①床漏えい検知器で検知後循環水ポンプ停止判断までの時間：30分

（暫定値）

（現場で漏えいを確認し、循環水ポンプ停止を判断するまでの時間30分を仮定）

漏えいを確認するまでの漏えい量： $3500\text{m}^3$   
( $6850/60 \times 30 = 3425 \rightarrow 3500$ )

②循環水ポンプ停止、ポンプ出口弁全閉までの時間：約90秒

（出口弁閉鎖時間として約90秒を仮定）

循環水ポンプ停止、ポンプ出口弁全閉までの漏えい量： $180\text{m}^3$   
( $6850/3600 \times 90 = 171.25 \rightarrow 180$ )

③ポンプ出口弁全閉後の保有水漏えい量： $950\text{m}^3$

（復水器1胴分冷却管約 $150\text{m}^3$ +伸縮継手より上部の配管容積1系列分約 $800\text{m}^3 = 950\text{m}^3$ ）

想定漏えい量W= $3500 + 180 + 950 = 4630 \rightarrow 4630\text{m}^3$

(2) 隔離有り（スリット状漏えい）の場合

循環水系伸縮継手部からの想定漏えい流量及び漏えい量は、伸縮継手部口径、循環水ポンプ吐出圧力をベースとして算出する。

1) 算定条件

伸縮継手仕様：伸縮継手外径（D）=2080mm

伸縮継手肉厚（t）=40mm（最大）

配管内圧：運転圧約 0.15MPa

（水頭圧（H）で約 15m：ポンプ揚程 10.7m+ポンプ～伸縮継手レベル差約 2.2m=12.9m 保守的に 15m を仮定）

2) 想定断面積（A）:  $0.0208\text{m}^2 ((2.08/2) \times (0.04/2))$

3) 想定漏えい流量（Q）の算出

$$\begin{aligned} Q &= A \times C \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600 \\ &= 0.0208 \times 0.59 \sqrt{(2 \times 9.8 \times 15)} \times 3600 \\ &= 757.5 = \text{約 } 760\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

4) 想定漏えい量（W）の算出

漏えいが発生した場合、床漏えい検出器で漏えいが検知（警報）され、現場で漏えいを確認し、循環水ポンプを停止することにより漏えいが停止するものとして漏えい量を評価する。

①床漏えい検知器で検知後循環水ポンプ停止判断までの時間：30 分  
(暫定値)

(現場で漏えいを確認し、循環水ポンプ停止を判断するまでの時間 30 分を仮定)

漏えいを確認するまでの漏えい量：380m<sup>3</sup>  
( $760/60 \times 30 = 380$ )

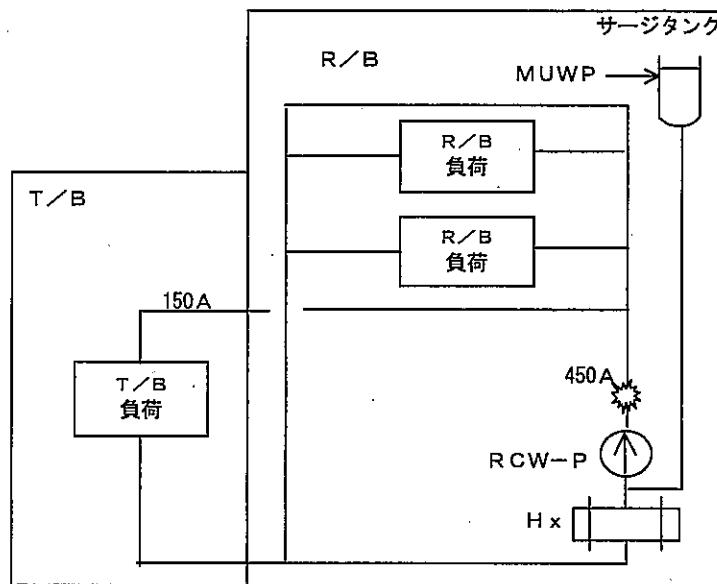
②循環水ポンプ停止、ポンプ出口弁全閉までの時間：約 90 秒  
(出口弁閉鎖時間として約 90 秒を仮定)

循環水ポンプ停止、ポンプ出口弁全閉までの漏えい量：19m<sup>3</sup>  
( $760/3600 \times 90 = 19$ )

③ポンプ出口弁全閉後の保有水漏えい量：950m<sup>3</sup>  
(復水器 1 腸分冷却管約 150m<sup>3</sup>+伸縮継手より上部の配管容積 1 系列  
分約 800m<sup>3</sup>=950m<sup>3</sup>)

想定漏えい量 W=380+19+950=1349 → 1349m<sup>3</sup>

評価例 4：補機冷却水系配管の全保有水量漏えい（RCW）



〈補機冷却系配管からの全保有水漏えい（スリット状漏えい）〉

1) 想定漏えい量 (W) の算出

① 系統内保有水量 :  $100\text{m}^3$

(漏えい検知後、漏えい箇所の隔離も考えられるが、保守的に全量漏えいを仮定した。)

② サージタンク補給 (MUWP) による漏えい量 :

(サージタンクへの MUWP 補給を  $15\text{m}^3/\text{h}$  と仮定すると、補給水元弁閉までの時間 MUWP 補給水が漏えいする。元弁閉鎖までの時間を 30 分 (暫定値) とすると、約  $7.5\text{m}^3$  の漏えいとなる。)

漏えい量 W :  $120\text{m}^3$

$$(100 + 7.5 = 107.5 \rightarrow 120\text{m}^3)$$

## 1.0 電力 内部溢水影響評価手法検討

### 内部溢水評価マニアルにおける試評価結果 (PWR)

#### 1. はじめに

本資料は、現在調整中である“原子力発電所の溢水防護評価マニアル”(案)に基づき評価した場合に既設プラントへの影響を把握するため、PWRプラントで試評価を実施し、まとめたものである。

#### 2. 溢水源

今回の試評価では、影響があると考えられる以下の溢水原を対象として評価を実施する。なお、プラントは特定せずに実施する。

- (1) 循環水管エキスパンション部の破損とした場合の評価
- (2) 低(高)エネルギー配管破損した場合の評価
- (3) 大型タンクを破損した場合の評価

#### 3. 試評価

試評価は、2項の溢水原別に、評価マニアルの手順に従い実施する。

### 3.1 循環水管伸縮継ぎ手部のリング状破損

#### (1) 漏えい量の算定

伸縮継ぎ手部の伸縮部からの漏えいを想定することで、漏えい量を算定する。

##### ① 算定条件

伸縮継手仕様： 内径(ID) = 2000mm

伸縮部幅 (t) = 51mm

配管圧力 : 水頭 15m (ポンプ揚程: 9m + ポンプ～伸縮継手レベル差:  
4m = 13.0m ≈ 15.0m)

② 想定破断面積(A) :  $0.32 \text{ m}^2 ((2.0 \times \pi) \times 0.051)$

③ 漏えい流量 (q)

$$\begin{aligned} q &= A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600 \\ &= 0.32 \times 0.59 \times \sqrt{(2 \times 9.8 \times 15)} \times 3600 \\ &= 11,649 \text{ m}^3/\text{h} \Rightarrow 11,700 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

④ 漏えい量 (Q)

タービン建屋サンプの水位高を確認し、ポンプ停止するまで 30 分（暫定）とした場合  $58,50 \text{ m}^3$ 、となり、仕切り弁閉鎖まで 90 秒で約  $300 \text{ m}^3$ 、配管保有水量約  $450 \text{ m}^3$  を考慮すると  $6600 \text{ m}^3$  となるため、想定漏えい量を約  $66,00 \text{ m}^3$  とする。

#### (2) 溢水防護区画の設定

破損対象設備は、CV外設置設備で ECCS が作動しない配管破損であることから、防護対象は、以下の通りとなる。

a. 原子炉停止系

(トリップ遮断機盤)

b. 残留熱除去設備

(余熱除去系 (RHR) / 補助給水系 (AFW))

c. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備

(補機冷却水ポンプ (CCW))

#### (3) 溢水経路の設定

循環水管伸縮継ぎ手部は、タービン建屋に設置され、溢水防護設備の補助給水ポンプ及び RHR ポンプ等は補助建屋に配置され、溢水経路は、5.3M に設置される連絡路及び床ドレンの排水設備となり、図 3.1-1 に示す経路となる。

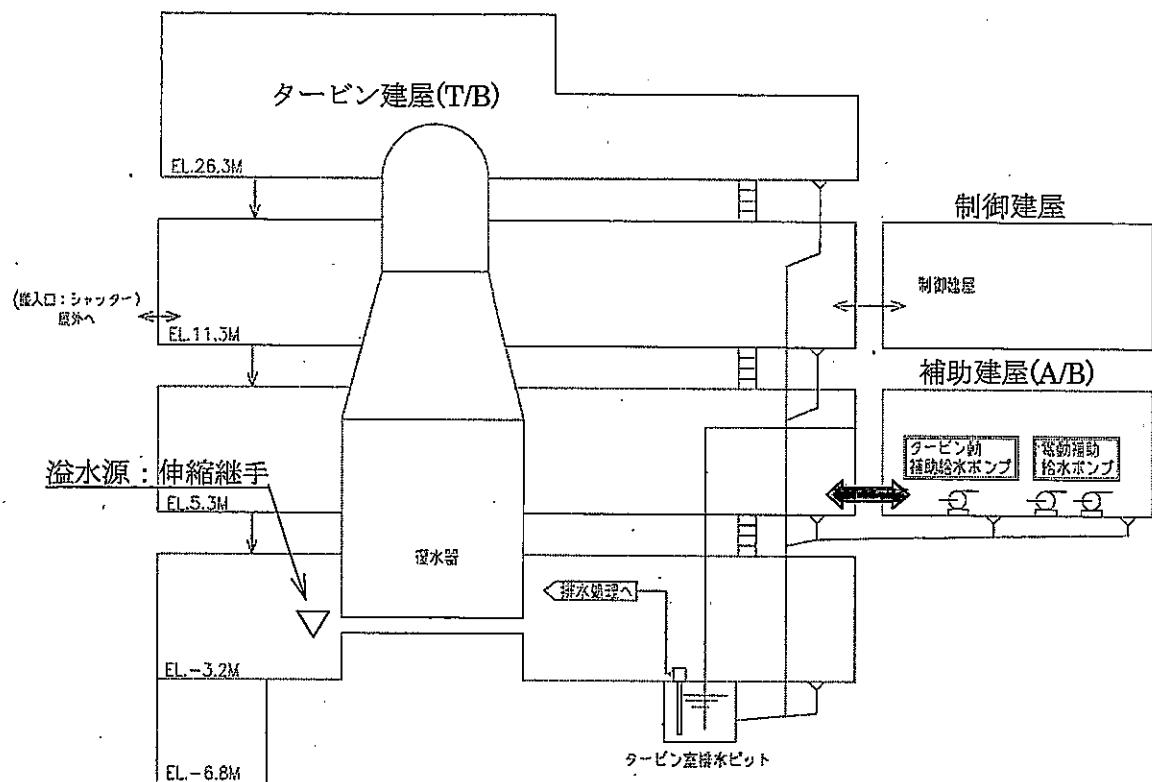


図 3.1-1 溢水経路図

#### (4) 防護区画の評価に用いる満水になる時間の算定

溢水防護区画は、T/B とは別建屋の A/B に設置されたため、想定漏えい量と、連絡路が設置される EL5.3Mまでの空間体積（コンクリート及び機器を除く容積）を比較することで判断する。

その結果を表 3.1-1 に示す。

表 3.1-1 循環水管伸縮継手部からの漏えい量評価結果

想定漏えい量	タービン建屋空間体積 (EL.5.3mまで)	備 考
6,600 m <sup>3</sup>	10,500m <sup>3</sup>	1号機単独とした場合

## (5) 影響判定

### ① 没水の影響判定

(4)の溢水防護区画への経路に達しないため、防護対象設備への影響無い。

### ② 被水の影響判定

建屋が分離され、防護設備が設置されない T/B 建屋内での漏えいであることから、被水による影響は無い。

## スリット状破損の場合

### (1) 漏えい量の算定

復水器入口部にスリット状の破損を想定して、漏えい量を算定する。

#### ① 算定条件

伸縮継手仕様： 内径(ID) = 2000mm  
板厚 (t) = 18mm

配管圧力 : 水頭 15m (ポンプ揚程 : 9m + 配管揚程 : 4m = 13.0m ≈ 15.0m)

② 想定破断面積(A) :  $0.009\text{m}^2 ((2.0/2) \times (0.018/2))$

③ 漏えい流量 (q)

$$\begin{aligned} q &= A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600 \\ &= 0.009 \times 0.59 \times \sqrt{(2 \times 9.8 \times 15)} \times 3600 \\ &= 328 \text{ m}^3/\text{h} \Rightarrow 330 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

④ 漏えい量 (Q)

タービン建屋サンプの水位高を確認し、ポンプ停止するまで 30 分とした場合  $165 \text{ m}^3$ 、となり、仕切り弁閉鎖まで 90 秒で約  $8.3 \text{ m}^3$ 、配管保有水量約  $450 \text{ m}^3$  を考慮すると  $624 \text{ m}^3$  となるため、想定漏えい量を約  $630 \text{ m}^3$  とする。

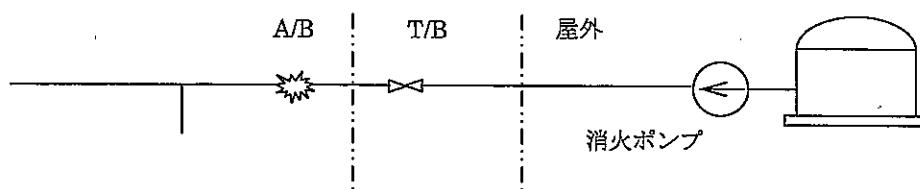
## リング状破損で実運転圧力を適用

伸縮部からの漏えいで、( $\Phi 2000\text{mm}$ 、 $t=51\text{mm}$ ) 実際の運転圧力 (ポンプ出口 :  $0.059\text{MPa}$ ) で算定した場合、 $7,867 \text{ m}^3/\text{h}$  の流出流量となり、漏えい量は、30 分で  $4,320 \text{ m}^3$  となる。

### 3.2 低エネルギー配管（消火水系等配管：FSS）破損

#### (1) 漏えい量の算定

漏えい量が最大となる箇所（最大口径箇所）のスリット状破損からの漏えいを想定し、漏えい量を算定する。



##### ① 算定条件

配管仕様： 外形(D) = 318.5mm (12B)

板厚(t) = 9.5mm (STD3/8)

配管圧力： 水頭 117m (ポンプ揚程: 98m 配管水頭: 19m)

② 想定破断面積 :  $0.00071\text{m}^2 ((0.3185 \div 2) \times (0.0095 \div 2))$

③ 破損部からの漏えい流量 (q)

$$\begin{aligned} q &= A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600 \\ &= 0.00071 \times 0.59 \times \sqrt{(2 \times 9.8 \times 117)} \times 3600 \\ &= 72.6\text{m}^3/\text{h} \Rightarrow 73\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

##### ④ 想定漏えい量 (Q)

漏えいは、サンプタンクの水位高により検知され、漏えい箇所を特定することで、1時間以内に隔離することで  $73\text{ m}^3$  の漏えいと、配管内の保有水量を加算し、想定漏えい量を  $78\text{ m}^3$  とする。

#### (2) 溢水防護区画の設定

破損対象設備は、CV外設置設備でECCSが作動しない配管破損であることから、防護対象は、以下の通りとなる。

a. 原子炉停止系

(トリップ遮断機盤)

b. 残留熱除去設備

(余熱除去系 (RHR) /補助給水系 (AFW))

c. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備

(補機冷却水ポンプ (CCW))

### (3) 溢水経路の設定

消火水系配管（FSS）の最大漏えい量となる配管は、CCWポンプエリアに配置されており、溢水経路は、図3.2-1に示す経路となり、影響を受ける溢水防護区画を表3.2-1に示す。

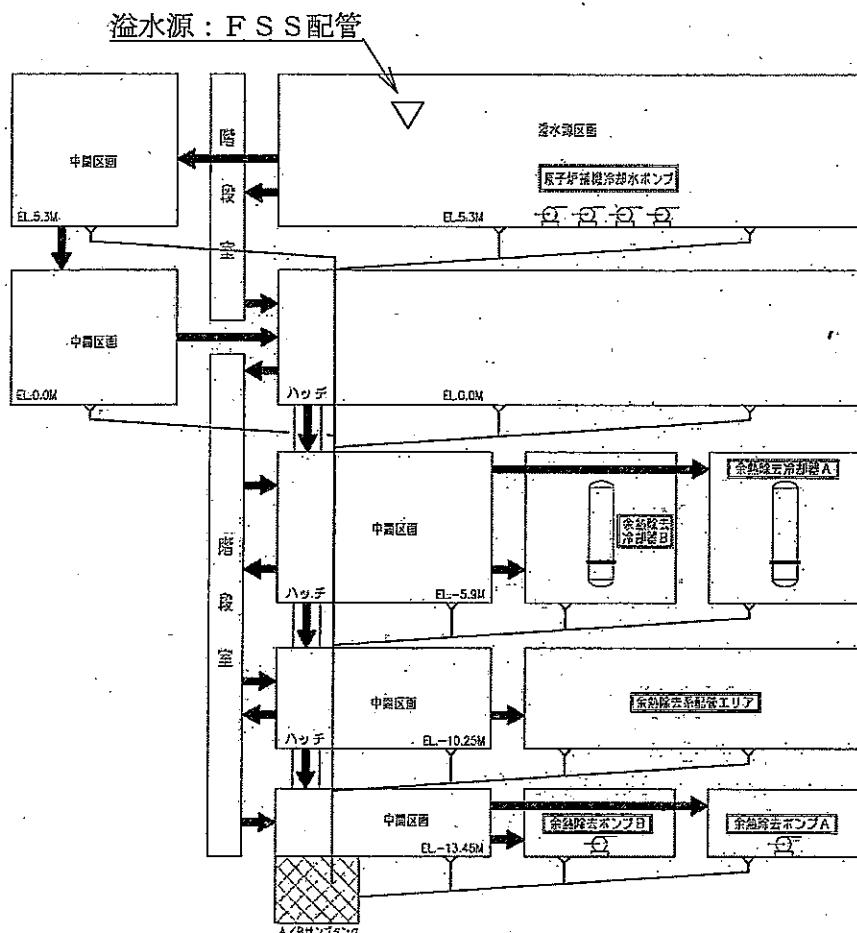


図3.2-1. 溢水経路図

表3.2-1 影響を受ける溢水防護区画

溢水源	影響を受ける溢水防護区画	備考
消火水配管破損	原子炉補機 冷却水ポンプ(A, B) : CCWP(A,B)	A/B EL.5.3M
	余熱除去冷却器(A, B) : RHRH(A),(B)	A/B EL.-5.9M
	余熱除去系配管エリア : RHRP(A,B)	A/B EL.-10.25M
	余熱除去ポンプ(A, B) : RHRP(A),(B)	A/B EL.-13.45M

(4) 防護区画の評価に用いる水位の算定

① 流入量の算定

漏えい量が各溢水防護区画へ全量が流入すると想定し、 $78\text{m}^3$ を流入量とする。

② 水位の算定

流入量と各溢水防護区画の滞留面積から水位を算定し、その結果を表 3.2-2 に示す

表 3.2-2 防護区画の評価に用いる水位 (FSS配管)

溢水防護区画	流入量: Q [m <sup>3</sup> ]	滞留面積: A [m <sup>2</sup> ]	流入水位: Q/A[mm]	備考
原子炉補機 冷却水ポンプ(A, B)	78	1632	48	
余熱除去冷却器(A, B)	78	264	296	
余熱除去系配管エリア	78	240	325	
余熱除去ポンプ(A, B)	78	238	328	

(5) 影響判定

① 没水の影響判定

評価用水位が防護対象機器の防護部位の高さまで達しないことを表 3.2-3 に示す。

表 3.2-3 没水に対する影響評価 (FSS配管)

溢水防護区画	建屋 レベル	流入水位: Q/A[mm]	判定基準	判定	備考
原子炉補機 冷却水ポンプ(A, B)	A/B EL.5.3M	48	モータ台盤高さ 150(基礎)+100(台盤)= 250mm	○	
余熱除去冷却器(A, B)	A/B EL.-5.9M	296	冷却器胴底部高さ:820mm	○	
余熱除去系配管エリア	A/B EL.-10.25M	325	電動弁設置高さ:EL9.7M (床から 480mm)	○	
余熱除去ポンプ(A, B)	A/B EL.-13.45M	328	モータ台盤高さ 250(基礎)+100(台盤)= 350mm	○	

## ② 被水の影響判定

漏えい箇所と防護対象設備との位置関係、壁での仕切りの有無から被水するかどうかを判断し、結果を表 3.2-4 に示す。

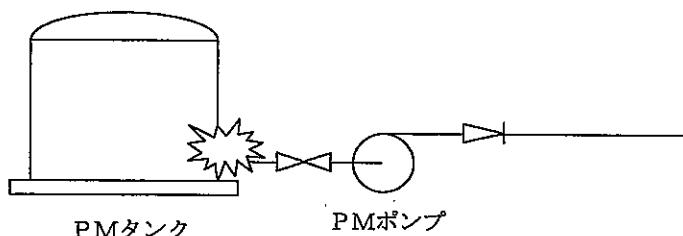
表 3.2-4 被水の影響判定(FSS配管)

溢水防護区画	建屋 レベル	影響	判定	備考
原子炉補機 冷却水ポンプ(A, B)	A/B EL.5.3M	A, B 同時に被水	○	溢水源から離れている。
余熱除去冷却器(A, B)	A/B EL.-5.9M	直接の被水なし	○	溢水源と階層が異なる。
余熱除去系配管エリア	A/B EL.-10.25M	直接の被水なし	○	溢水源と階層が異なる。
余熱除去ポンプ(A, B)	A/B EL.-13.45M	直接の被水なし	○	溢水源と階層が異なる。

### 3.3 大容量タンクのノズル部破損 (1次系純粹タンク : PMタンク)

#### (1) 漏えい量の算定

大容量タンクの破損として、ノズル部にスリット状の破損を想定し、漏えい量を算定する。



##### ① 算定条件

配管仕様 : 外形(D) = 114.3mm (4B)

板厚(t) = 6.0mm (Sch40)

配管圧力 : 水頭 4m (配管水頭 : 4m)

③ 想定破断面積 :  $0.00015\text{m}^2 ((0.1143 \div 2) \times (0.006 \div 2))$

##### ③ 破損部からの漏えい流量 (q)

$$\begin{aligned} q &= A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600 \\ &= 0.00015 \times 0.59 \times \sqrt{(2 \times 9.8 \times 117)} \times 3600 \\ &= 2.9\text{m}^3/\text{h} \Rightarrow 3\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

##### ④ 想定漏えい量 (Q)

漏えいは、通常の巡回とサンプポンプ発停頻度から、漏えいが特定され、8時間以内(暫定)に応急処置が完了するとした場合、想定漏えい量は  $24\text{m}^3$  となる。

#### (2) 溢水防護区画の設定

破損対象設備は、CV外設置設備でECCSが作動しない配管破損であることから、防護対象は、以下の通りとなる。

##### a. 原子炉停止系

(トリップ遮断機盤)

##### b. 残留熱除去設備

(余熱除去系(RHR) / 補助給水系(AFW))

##### c. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備

(補機冷却水ポンプ(CCW))

### (3) 溢水経路の設定

1次系純水タンクは、補助建屋の地上1階に配置されており、溢水経路は、図3.3-1に示す経路となり、設置階の下階に対し影響を及ぼすことになり、影響を受ける可能性がある溢水防護区画を表3.3-1に示す。

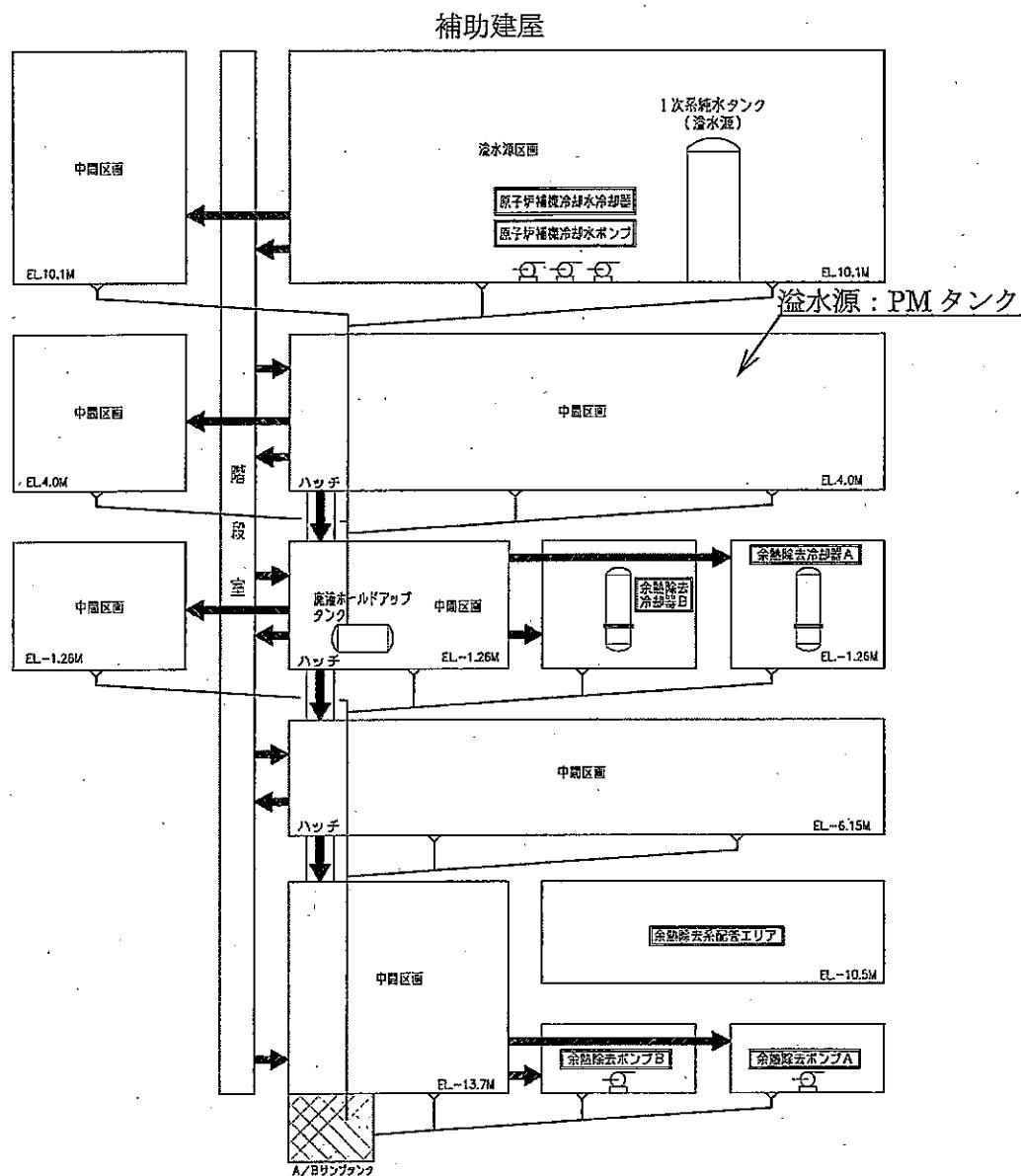


図3.3-1 溢水経路図

表 3.3-1 影響を受ける溢水防護区画

溢水源	影響を受ける溢水防護区画	備考
1次系 純水タンク破損	原子炉補機冷却水 ポンプ(A, B, C)	A/B EL.10.1M
	原子炉補機冷却水 冷却器(A, B)	A/B EL.10.1M
	余熱除去冷却器(A, B)	A/B EL.-1.26M
	余熱除去系配管エリア	A/B EL.-10.5M
	余熱除去ポンプ(A, B)	A/B EL.-13.7M

## (4) 防護区画の評価に用いる水位の算定

## ① 流入量の算定

漏えい量は、A/B サンプにタンクポンプ（排水ポンプ）の流量  $11.4\text{m}^3/\text{h}$  以下であるため、各階及び最下層に蓄積されないが、漏えい量  $24\text{m}^3$  が蓄積されるとして、各階の水位を算定する。

## ② 水位の算定

下階に全漏えい量が流入するとして、水位を設定すると表 3.4-2 に示す結果となる。

表 3.3-2 防護区画の評価に用いる水位 (PM タンク)

溢水防護区画	流入量: $Q[\text{m}^3]$	滞留面積: $A[\text{m}^2]$	流入水位: $Q/A[\text{mm}]$	備考
原子炉補機冷却水 ポンプ(A, B, C)	24	1182	21	
原子炉補機 冷却水冷却器(A, B)	24	1182	21	
余熱除去冷却器(A, B)	24	787	31	
余熱除去系配管エリア	—	65	—	溢水は伝播しない
余熱除去ポンプ(A, B)	24	109	223	

## (5) 影響判定

### ① 没水の影響判定

評価用で防護機器への影響を確認した結果を表 3.3-3 に示す。PM タンクからの漏えい水は、床ドレン配管を通し最終的に最下層のサンプタンクに回収されるため、最下層に設置される防護機器が水没する結果となった。

表 3.2-3 没水に対する影響評価 (PM タンク)

溢水防護区画	建屋 レベル	流入水位: Q/A[mm]	判定基準	判定	備考
原子炉補機冷却水ポンプ(A, B, C)	A/B EL.10.1M	21	モータ台盤高さ 200(基礎)+100(台盤)= 300mm	○	
原子炉補機 冷却水冷却器(A, B)	A/B EL.10.1M	21	基礎 710mm	○	
余熱除去冷却器(A, B)	A/B EL.-1.26M	31	冷却器鏡板までの高さ: 1092mm (内基礎 200mm)	○	
余熱除去系配管エリア	A/B EL.-10.5M	—	電動弁設置高さ: EL-9.399M (床から 1101mm)	○	溢水は伝播しない
余熱除去ポンプ(A, B)	A/B EL.-13.7M	223	モータ台盤高さ 300(基礎)+100(台盤)= 400mm	○	

### ② 被水の影響判定

漏えい箇所と防護対象設備との位置関係、壁での仕切りの有無から被水するかどうかを判断し、結果を表 3.3-4 に示す。

表 3.3-4 被水の影響判定(PM タンク)

溢水防護区画	建屋 レベル	影響	判定	備考
原子炉補機冷却水 ポンプ(A, B, C)	A/B EL.10.1M	直接の被水なし	○	溢水源から離れている。
原子炉補機 冷却水冷却器(A, B)	A/B EL.10.1M	直接の被水なし	○	溢水源と階層が異なる。
余熱除去冷却器(A, B)	A/B EL.-1.26M	直接の被水なし	○	溢水源と階層が異なる。
余熱除去系配管エリア	A/B EL.-10.5M	直接の被水なし	○	溢水源と階層が異なる。
余熱除去ポンプ(A, B)	A/B EL.-13.7M	直接の被水なし	○	溢水源と階層が異なる。

# 原子力発電所の溢水防護評価マニュアル（検討案）

JNES 追加コメントを朱記

平成19年12月11日

原子力安全・保安院

独立行政法人原子力安全基盤機構

## 目 次

	頁
1. 総 則 .....	2
1. 1 一般 .....	2
1. 2 適用範囲 .....	2
1. 3 関連法規 .....	2
1. 4 用語の定義 .....	3
2. 想定すべき溢水源 .....	5
2. 1 一般事項 .....	5
2. 2 消火水系統 .....	5
2. 3 格納容器スプレイ系統 .....	6
2. 4 配管 .....	6
2. 5 循環水管の伸縮継手部破損 .....	7
3. 溢水影響評価 .....	8
3. 1 一般事項 .....	8
3. 2 安全設備に対する溢水影響評価 .....	8
3. 2. 1 原子炉施設の安全確保 .....	8
3. 2. 2 防護対象設備と判断基準 .....	8
3. 2. 3 溢水防護区画の設定 .....	11
3. 2. 4 影響評価 .....	11

付録A：漏洩量及び流出量の具体的な考え方について

付録B：緩和機能及び流入・流出防止措置の要件

付録C：防護対象機器・部位

## 1. 総則

### 1. 1 一般

この評価マニュアルは、発電用原子力設備において、原子炉施設若しくはその附属設備が、溢水発生の影響を受けることにより、原子炉に外乱が及び、外乱を収束するために必要となる原子炉の停止、冷却、或いは閉じ込めに係わる機能（以下、安全機能という。）が喪失することのないよう、適切な防護措置が施されているか評価するための手順を示すものである。

なお、当評価マニュアルでは、管理上の考慮事項であると考えられる事項、すなわち、人的過誤による誤作動を除く人為的な放水や配管破壊等により発生する可能性のある溢水については評価の対象外としている。

また、当評価マニュアルで対象とする溢水源は、発電所の敷地内に施設される設備に想定される破損および系統の作動が原因で発生するものを対象とする。なお、津波、洪水等の敷地外で発生する自然現象が水源となるものは本評価マニュアルの対象外である。（解説一-1）

#### 解説一-1 「一般」

原子炉施設は、想定される異常事象に対しても、その安全性を脅かされることがあつてはならないことから、万一の溢水に対しても、原子炉施設の安全性が確保されているか評価しておく必要がある。

### 1. 2 適用範囲

この評価マニュアルは、発電用原子力設備における原子炉施設若しくはその付属設備に適用する。

### 1. 3 関連法規

この評価マニュアルは以下の法令を参考としている。

- (1) 発電用原子力発電設備に関する技術基準を定める省令（省令第62号）  
(平成18年1月1日)
- (2) 電気事業法（平成 年 月改正）
- (3) 電気事業法施行令（平成 年 月改正）
- (4) 電気事業法施行規則（平成 年 月改正）
- (5) 電気設備に関する技術基準を定める省令（平成 年 月改正）
- (6) 建築基準法（平成 年 月改正）
- (7) 建築基準法施行令（平成 年 月改正）
- (8) 消防法（平成 年 月改正）

また、この評価マニュアルは以下の審査指針を参考としている。

- (1) 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針
- (2) 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- (3) 発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針

なお、この評価マニュアルは以下の民間規格を参考としている。

- (1) 日本工業規格
- (2) 原子力発電所の火災防護指針 (JEAG4607)

#### 1. 4 用語の定義

本評価マニュアル及び解説における用語の定義は以下の通りである。

- (1) 「安全設備」 その故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせる設備。「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（省令第62号）」の第2条（定義）第1項8号によるところの安全設備。
- (2) 「溢水」 発電所内に施設される設備の破損及び系統の作動が原因で、流出した液体を指す。この場合、溢水は、滞留水、流水等の形態で存在する。（解説—1. 4—1）

##### 解説—1. 4—1 「溢水の定義」

- (1) 津波、洪水等敷地外で発生する自然現象に起因するものは対象外である。
  - (2) **溢水源の設定において、合理的な根拠があるものは対象外とすることができる。**
  - (3) **発電所内に施設される設備には、屋外の設備も含まれる。**
- 具体的でないの  
で削除した方が  
よい。
- (3) 「溢水源」 溢水の原因となる設備。
  - (4) 「溢水緩和装置」 安全設備が設置されている溢水区画内に、必要に応じて設置されるサンプ、排水路、堰、排水ポンプなど、溢水を緩和するための系統、機器、構築物である。（解説—1. 4—2）

##### 解説—1. 4—2 「溢水緩和装置の例」

溢水緩和装置には、滞留水などをピットやタンクなどに重力差によって流出させる静的溢水緩和装置とポンプなどにより強制的に排出する動的溢水緩和装置がある。

- (5) 「安全機能」 **溢水を引き起こす起因事象発生後に、原子炉に外乱が及んだ際に、その外乱を安全に収束するために必要となる**プラント停止を確保し、炉心冷却機能を維持し、環境への放射性物質の制御されない放出を低減防止するための構築物、系統又は機器の有する機能。
- (6) 「溢水防護区画」 壁、隔壁、間壁、堰、又はそれらの組み合わせによって、他の

区域と分離され、溢水防護の見地から 1 つの単位と考えられる区域をいう。同じ部屋の空間に属するものであっても、溢水の水位や影響度を考慮した堰で区切られている場合には、区切られた区画をそれぞれ溢水防護区画として取り扱う。

- (7) 「管理区域」 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（省令第 62 号）」の第 2 条（定義）第 1 項 9 号によるところの管理区域。
- (8) 「没水」 溢水が原因で機器等が水中に沈んだ状態をいう。
- (9) 「被水」 「没水」 状態ではなく、水流状もしくは水滴状の水が機器等にかかる状態をいう。
- (10) 「原子炉の外乱」 **想定される溢水により**出力運転中の原子炉が通常状態を逸脱し、原子炉を速やかに停止し、かつ、停止状態を維持する必要が生じる場合。

## 2. 想定すべき溢水源

### 2. 1 一般事項

安全設備については、以下の想定される溢水源からの溢水に対して、安全設備に要求されている機能が確保されることを評価すること。（解説－2. 1－1）

#### （1）異常状態の拡大防止のために設置されている設備の作動による溢水

（单一の溢水源を想定）

##### a. 火災時に考慮している消火水系統からの溢水

- ・火災検知器により自動作動するスプリンクラー等からの消火水
- ・建屋内の消火活動のために設置されている消火栓からの消火水

##### b. 格納容器スプレイ系統からの溢水

- ・格納容器スプレイ作動設備の单一の機器故障による格納容器内へのスプレイ水

#### （2）流体を内蔵する設備の破損想定による溢水（单一の溢水源を想定）

- ・流体を内蔵する機器、配管からの溢水

- ・循環水管の伸縮継手部からの溢水

### 解説－2. 1－1 「溢水源からの溢水」

溢水を検出する検出器を設置し、その信号で自動的に溢水を隔離（溢水拡大を防止）させる回路を設けている場合には、溢水量の算定に当たり、この回路の動作を考慮することができる。

また、運転員等による手動操作により溢水源を隔離できる場合は、その効果を考慮してもよい。

### 2. 2 消火水系統

安全設備が設置されている区域にスプリンクラー装置が設置されている場合、その作動による溢水を考慮する。また、前記区域にスプリンクラー装置が設置されていない場合にあっても、それ以外の区域のスプリンクラー装置の作動によって当該区域に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動による溢水を考慮する。溢水量は、スプリンクラー装置が2時間連続して作動することを見込み算定する。なお、スプリンクラー装置の作動による溢水は、一つの区域における火災を想定するものとし、他の区域と同時に発生するしなくてもよい。

安全設備が設置されている区域での火災発生時に消火栓による消火活動が期待されている場合については、消火活動にともなう溢水を考慮する。また、当該区域で消火栓による消火活動が期待されていない場合であっても、それ以外の区域の消火活動による消火水によって影響を受ける可能性がある場合は、その消火水を溢水として考慮する。これらの場合の溢水量は、消火栓による消火活動が連続して2時間実施されることを見込み算定する。

（解説－2. 2）なお、当該区域にスプリンクラー装置の作動による溢水がある場合は、

その溢水量と消火栓による溢水量の比較を行い、大きいほうの溢水量を評価に用いる。

解説－2. 2 「スプリンクラー、消火栓からの溢水量」

溢水量の算定に当たっては、原子力発電所の火災防護指針（JEAG4607-1999）の解説-4-9「耐火壁」に記載される2時間の耐火性能をベースに、消防装置が作動する時間を2時間と想定して溢水量を算定する。（消火ノズルからの放水量の計算例： 130ℓ/min/個×2個×2時間=31.2 m<sup>3</sup>）

## 2. 3 格納容器スプレイ系統

機器の单一故障により原子炉格納容器スプレイ設備が誤作動することが想定される場合は、これに伴い原子炉格納容器内に放出されるスプレイ水を溢水源として考慮する。ここで算定する溢水量は、全台の原子炉格納容器スプレイポンプが作動し定格のスプレイ流量が放出されるものとして、誤作動後運転員がポンプ停止操作を完了するまでの時間に放出される量とする。

## 2. 4 配管

### (1) 格納容器内の配管

原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する原子炉冷却材配管の両端破断を想定する。

（解説－2. 4-1）

### (2) 格納容器外の配管（付録A参照）

- ・ 高エネルギー配管 ( $>95^{\circ}\text{C}$  または  $>1.92\text{MPa}$  (gauge)) : 完全両端破断口または竹割状破断口からの流出を想定する。（解説－2. 4-2）
- ・ 低エネルギー配管 ( $\leq 95^{\circ}\text{C}$  且つ  $\leq 1.92\text{MPa}$  (gauge)) : 溢水影響が最大となる配管のスリット状單一破損を想定して評価する。この場合、その他の系統は全て通常運転状態であるものとする。（解説－2. 4-2, 3）

解説－2. 4-1 「原子炉冷却材配管の破断」

原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する原子炉冷却材配管の破断は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」で安全評価が要求されている原子炉冷却材喪失事象である。

なお、全系統のECCSの作動及び格納容器スプレイ系の作動を前提条件とする。

解説－2. 4-2 「高低エネルギー配管の定義」

高低エネルギー配管の定義は、S. R. P-3. 6. 2による。なお、評価対象配管の範囲及び破断想定箇所についても、S. R. P-3. 6. 2に準ずる。

解説－2. 4-3 「スリット状」

低エネルギー配管は破断に至っていない「スリット状」の損傷を考慮し、その形状は配管外形の1/2の長さと配管肉厚の1/2の幅を仮定する。

## 2. 5 機器

## 2. 6 循環水管の伸縮継手部破損（付録A参照）

循環水管の伸縮継手部は配管の一部であるが、鋼製ではなく、流量も極めて大きいことから、2. 4項の内部エネルギーを有する配管とは別に個別の評価を行う。なお、破損形状は過去の事例等を踏まえ適切に設定する。

### 3. 溢水影響評価

#### 3. 1 一般事項

溢水影響評価については、安全設備が設置されている溢水防護区画において、防護対象機器・部位が想定される溢水の影響を受けず、その機能が確保されることを図-1のフローに従って評価する。

#### 3. 2 安全設備に対する溢水影響評価

##### 3. 2. 1 原子炉施設の安全確保

溢水に対する原子炉施設の安全確保の考え方は以下の通りである。

- ① 発電用原子力設備内のいかなる場所の想定される溢水に対しても、~~溢水発生の影響を受けることによって原子炉に外乱が及んだ場合に、その外乱を安全に収束するために必要な~~原子炉の安全停止機能が維持できる。
- ② 発電用原子力設備内のいかなる場所の想定される溢水に対しても、~~溢水発生の影響を受けることによって原子炉に外乱が及んだ場合に、その外乱を安全に収束するために必要な~~放射性物質の格納あるいは放出低減機能が維持できる。
- ③ ~~発電用原子力設備内のいかなる場所の想定される溢水に対しても、その溢水により制御室の居住性が失われない。また、溢水発生の影響を受けることによって原子炉に外乱が及び、その外乱を安全に収束するために現場での操作等を必要とする設備がある場合には、その設備への接近性が失われない。~~

また、溢水により制御室の居住性及び、原子炉の安全確保を維持するため現場で必要とする設備がある場合には、その設備への接近性が失われないことを、溢水に対する原子炉施設の安全確保の考え方の中に含める。

##### 3. 2. 2 防護対象設備と判断基準

溢水源の種類により溢水影響の範囲や原子炉施設の安全確保のために防護すべき設備は異なる。このため、想定される溢水源毎に評価すべき防護対象設備と判断基準を以下に示す。

###### (1) 格納容器内で発生する溢水

原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する原子炉冷却材配管の破断等により冷却材が原子炉格納容器内に放出される。この事象は原子炉冷却材喪失事象であり、安全保護系の信号により工学的安全施設が作動し、原子炉施設の安全確保の機能を果す。

(解説-3. 2. 2-1)

この事象における異常影響緩和系は下記の範囲内の設備であり、破断により流出した冷却材による溢水で、原子炉冷却材喪失事象を収束するために必要となる異常影響緩和系の安全機能が喪失してはならない。なお、ここでの安全機能を直接果たす構築物、系統又は機器には、その機能を果たす当該系と直接関連系を含む。

(解説-3.2.2-2)

- a. 安全保護系
- b. 原子炉停止系
- c. 工学的安全施設
- d. 非常用所内電源系
- e. 事故時監視計器

但し、原子炉冷却材喪失事象による溢水影響は原子炉格納容器内に限定されるため、防護すべき設備は、上記の設備のうち原子炉格納容器内に設置される機器となり、判断基準はこれらの機器が溢水影響によりその安全機能を喪失しないことである。

解説-3.2.2-1「工学的安全施設」

「工学的安全施設」の定義は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」第2条第七号による。

LOCA想定の評価であり、この解説は不要か。

解説-3.2.2-2「単一故障の仮定」

想定される溢水により出力運転中の原子炉に外乱が及び、原子炉を速やかに停止し、かつ、停止状態を維持する必要が生じた場合、高温停止のため新たに作動が要求される安全保護系、原子炉停止系の機器に動的単一故障を仮定することを要求するものであって、作動状態に変更がない当該系統の機器の単一故障を仮定することを要求するものではない。例えば、作動状態にあるポンプの機能喪失は仮定しなくてもよい。

「高温停止できる」とは、想定される溢水の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態の達成に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができるることをいう。

## (2) 格納容器外で発生する溢水

安全保護系の信号により工学的安全施設が作動し原子炉施設の安全確保の機能を果す場合のように原子炉に外乱が与えられている場合と、必ずしも工学的安全施設が作動せず原子炉に外乱が与えられていない場合がある。(解説-3.2.2-1)

### ① 工学的安全施設が作動する場合

この場合の防護対象設備は、異常影響緩和系は下記の異常影響緩和系範囲内の設備であり、破断等により流出した流体冷却材による溢水で生じた事象を収束するため、動的機器の単一故障を仮定してもそのに必要となる異常影響緩和系の安全機能を喪

失してはならない。なお、ここでの安全機能を直接果たす構築物、系統又は機器には、その機能を果たす当該系と直接関連系を含む。（解説－3. 2. 2－2）

- a. 安全保護系
- b. 原子炉停止系
- c. 工学的安全施設
- d. 非常用所内電源系
- e. 事故時監視計器

従って、防護すべき設備は、上記の設備のうち原子炉格納容器外に設置されるものであり、判断基準はこれらの設備が溢水影響によりその安全機能を喪失しないことである。

## ② 工学的安全施設が作動しない場合

この場合の防護対象設備は、異常影響緩和系は下記の範囲内の設備であり、溢水破壊の影響の程度により、原子炉をすぐに停止する場合や運転を継続する場合が想定されるが、いずれの場合においても、溢水で生じた事象を収束するために必要となる異常影響緩和系の安全機能を喪失してはならない。なお、ここでの安全機能を直接果たす構築物、系統又は機器には、その機能を果たす当該系と直接関連系を含む。

- a. 原子炉停止系
- b. 残留熱除去設備
- c. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備
- d. 使用済燃料ピット冷却水系
- e. 放射性気体廃棄物処理系の隔離弁

従って、防護すべき設備は、上記の設備のうち原子炉格納容器外に設置されるものであり、判断基準はこれらの設備が溢水影響によりその安全機能を喪失しないことである。（解説－3. 2. 2－3）

外乱が発生しないので、解説は不要か？

## 解説－3. 2. 2－3 「単一故障の仮定」

想定される溢水により出力運転中の原子炉に外乱が及び、原子炉を速やかに停止し、かつ、停止状態を維持する必要が生じた場合、高温停止のため新たに作動が要求される安全保護系、原子炉停止系の機器に動的単一故障を仮定することを要求するものであって、作動状態に変更がない当該系統の機器の単一故障を仮定することを要求するものではない。例えば、作動状態にあるポンプの機能喪失は仮定しなくともよい。

「高温停止できる」とは、想定される溢水の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態の達成に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができるることをいう。

### (3) 格納容器スプレイ系の誤作動による溢水

誤作動によりスプレイ水が原子炉格納容器内に放出された場合、復旧操作のため原子炉を停止することが考えられる。このとき、原子炉を安全に停止するための設備の機能が喪失してはならない。

従って、防護すべき異常影響緩和系は下記の範囲内の設備であり、原子炉格納容器内に設置される原子炉を安全に停止するための設備であり、判断基準はこれらの設備が溢水影響によりその安全機能を喪失しないことである。なお、ここでの安全機能を直接果たす構築物、系統又は機器には、その機能を果たす当該系と直接関連系を含む。（解説－3. 2. 2－3）

- a. 原子炉停止系
- b. 残留熱除去設備
- c. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備

但し、溢水影響は原子炉格納容器内に限定されるため、防護すべき設備は、上記の設備のうち原子炉格納容器内に設置される機器となり、判断基準はこれらの機器が溢水影響によりその安全機能を喪失しないことである。

### (4) 建屋外の設備で発生する溢水

#### 3. 2. 3 溢水防護区画の設定

3. 2. 2 項に該当する溢水防護対象機器・部位が設置されている全ての区域、並びに制御室や原子炉を安全に停止する等の機能を維持するための設備にアクセスを必要とする場合の通路について、溢水防護に対する評価区画を設定し、評価を行う。全ての溢水防護対象機器・部位が対象となっていることを確認するために、3. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備の系統図と配置計画図とを照合しなければならない。また、通路については、図面に図示されていることを確認する。

#### 3. 2. 4 被水に対する防護対象設備と判断基準

#### 3. 2. 4 没水影響評価

溢水影響評価においては、安全設備が設置されている溢水防護区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象機器・部位が没水または被水の影響を受けずその機能が確保されることを評価する。（図－1）

影響評価が必要となる溢水防護区画には、漏洩想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する溢水防護区画の全てが該当する。（図－2）

#### (1) 溢水経路の設定

溢水防護区画外での漏洩水の溢水防護区画内への流入、並びに溢水防護区画内での漏洩水の他の溢水防護区画への流入の経路は、以下を満足する設定とする。ただし、漏洩発生事象に対する流入、流出防止機能及び緩和機能が損なわれない場合は、それらの効果を考慮して設定することが出来る。（解説3.2.4-1）

解説-3.2.4-1 「流入、流出防止機能及び緩和機能が損なわれない」

流入・流出の防止機能及び緩和機能は、付録Cに記載する要件を満足したものでなければならない。

① 溢水防護区画外での漏洩（図-3）

a. 床ドレン

床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であって、他の区画の溢水水位が評価対象の溢水防護区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。但し、評価対象の溢水防護区画内に設置されているドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合にあっては、その限りではない。

b. 床面開口部及び床貫通部

天井部に開口部もしくは床貫通部が設置されている場合は、上部の溢水防護区画で発生した溢水量の全量が流入すると仮定する。但し、開口部で鋼製またはコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合、及び、床貫通部で防水処理が施されている場合は、溢水防護区画への流入は防止出来る。なお、評価対象の溢水防護区画上部にある溢水防護区画に蓄積される溢水が、当該溢水防護区画に残留すると評価できる場合は、その残留水の下部への流出を考慮しなくてもよい。

c. 壁貫通部

評価対象溢水防護区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水水位が貫通部より高い位置にある場合は、評価対象の溢水防護区画と隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。

d. 扉

評価対象の溢水防護区画に扉が設置されている場合は、評価対象の溢水防護区画と隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。但し、当該扉が水密扉である場合は、その限りではない。

e. 堤

漏洩が発生している区画に堤が設置されている場合で他に溢水流出経路が存在しない場合においては、発生した溢水は堤の高さまで蓄積されるものとする。また、溢水防護区画に溢水の流入を防ぐための堤が設置されている場合は、堤の高さ以下の水位では、流入は考慮せず、堤の高さ以上の水位となる場合は、流入を考慮する。

② 溢水防護区画内の漏洩（図-4）

a. 床ドレン

床ドレン配管が他の区域とつながっている場合であっても、床ドレンが詰まることを想定し、他の区域への流出がないものとする。

b. 床面開口部及び床貫通部

床面に床面開口部もしくは床貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部もしくは床貫通部から他の区画への流出がないものとする。但し、床貫通部にあっては、そこを貫通する配管、ダクト等の間に隙間があって当該部に詰め物がなされていないと確認できる場合、床開口部にあっては、水密性の蓋などで閉鎖されていない場合は、その限りではない。

c. 間壁貫通部

評価対象溢水防護区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の溢水防護区画の溢水水位より貫通部が低い位置にある場合であっても、その貫通部から隣の区画への流出はないものとする。但し、当該壁貫通部を貫通する配管、ダクト等との間に隙間あって当該部に詰め物がなされていない場合は、その限りではない。

d. 扉

評価対象の溢水防護区画に扉が設置されている場合であっても、当該部から隣室への流出はないものとする。

e. 堤

溢水源からの漏洩拡大及び流路を遮るために設置する堤がある場合は、溢水源からの流入は無いものとする。ただし、堤の保有可能量を上回る溢水が発生する場合は除く。

(2) 溢水防護区画の評価に用いる水位の算定

影響評価に用いる水位の算定は、漏洩発生階とその経路上で防護対象設備が設定されている区画のすべてに対して行う。（図-2）

水位：Hは、下式に基づいて算出する。

$$H = Q / A$$

Q：流入量（付録A参照）

漏洩量から、(1)の溢水経路に基づき溢水防護区画への流入量を算定する。なお、漏洩量及び流入量の算定においては以下を考慮することが出来る。

- a) 検知器等による検知や操作手順書等の整備により、溢水の隔離が確実に期待できる場合は（自動隔離も含む），隔離時間までの漏水量を想定漏洩量とすることができる。なお、隔離時間は現場までの移動、現場での操作時間等を考慮して設定する。

- b) 流入量については、排水系（床ドレン系、排水ポンプ及び配管）が機能を喪失しないと想定できる場合、その排水能力を期待できるものとする。
- c) 流入量は、溢水防護区画が設置される階、またはそれ以上の階で発生する漏洩量に対し、以下を考慮して算出することができる。
  - ・期待出来る排水設備の排水量
  - ・経路上での滞留水量

#### A : 滞留面積

溢水防護区画内での漏洩の場合は、区画内を滞留面積として評価する。ただし、他区画への流出経路がある場合は、その経路全体で滞留面積を設定する。

溢水防護区画外での漏洩の場合は、溢水経路全体を滞留面積をとして算定する。

また、滞留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎、等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。

#### (3) 影響判定

溢水影響評価においては、原子炉施設の安全確保に関して、溢水防護対象機器・部位が満たすべき要求基準を満足しているか否かを判定する。（解説－3.2.4－2）

##### 解説－3.2.4－2 「溢水防護対象機器・部位」

溢水防護対象機器・及び部位の一般的な例を付録Cに示す。具体的には評価プラントで必要に応じ設定する。

###### ① 没水による影響評価

想定される溢水源に基づいて評価した溢水防護区画における最高溢水水位が、溢水防護対象機器・部位が機能を喪失する水位（付録C参照）を超えないことを確認する。また、制御室への通路や原子炉を安全に停止する等の機能を維持するため現場での操作等を必要とする設備への通路にあっては、歩行に影響のない水位であることを確認する。

###### ② 被水による影響評価

溢水防護区画に設置されている溢水防護対象機器・部位が被水を受けた場合においても、機器に求められる要求基準を満足していることを以下項目で確認する。

- a. 溢水防護区画に水系の機器・配管が設置されておらず、天井部分に床貫通部が存在しない。
- b. 溢水防護区画に水系の機器・配管が設置され、天井部分に貫通部が存在しない場合であって、溢水防護対象機器・部位に対し防護措置がなされている。（解説－3. 2. 4-3）
- c. 溢水防護区画に水系の機器・配管が設置されておらず、天井部分に貫通部が存在し、当該貫通部に水密処理がなされている。（解説－3. 2. 4-4）
- d. 溢水防護区画に水系の機器・配管が設置され、天井部分に貫通部が存在する場合であっては、上記b. 及びc. 項を確認する。
- e. b.～d. 項を満足しない場合は、溢水防護対象機器・部位が、防滴仕様であることを確認する。.

解説－3. 2. 4-3 「防護措置がなされている場合」

防護措置とは、隔壁による分離、距離による分離、防水版による被水防護等を言う。

解説－3. 2. 4-4 「貫通部に水密処理がなされる場合」

貫通部の水密処理は、付録Cに記載する流入・流出の防止機能要件を満足したものでなければならない。

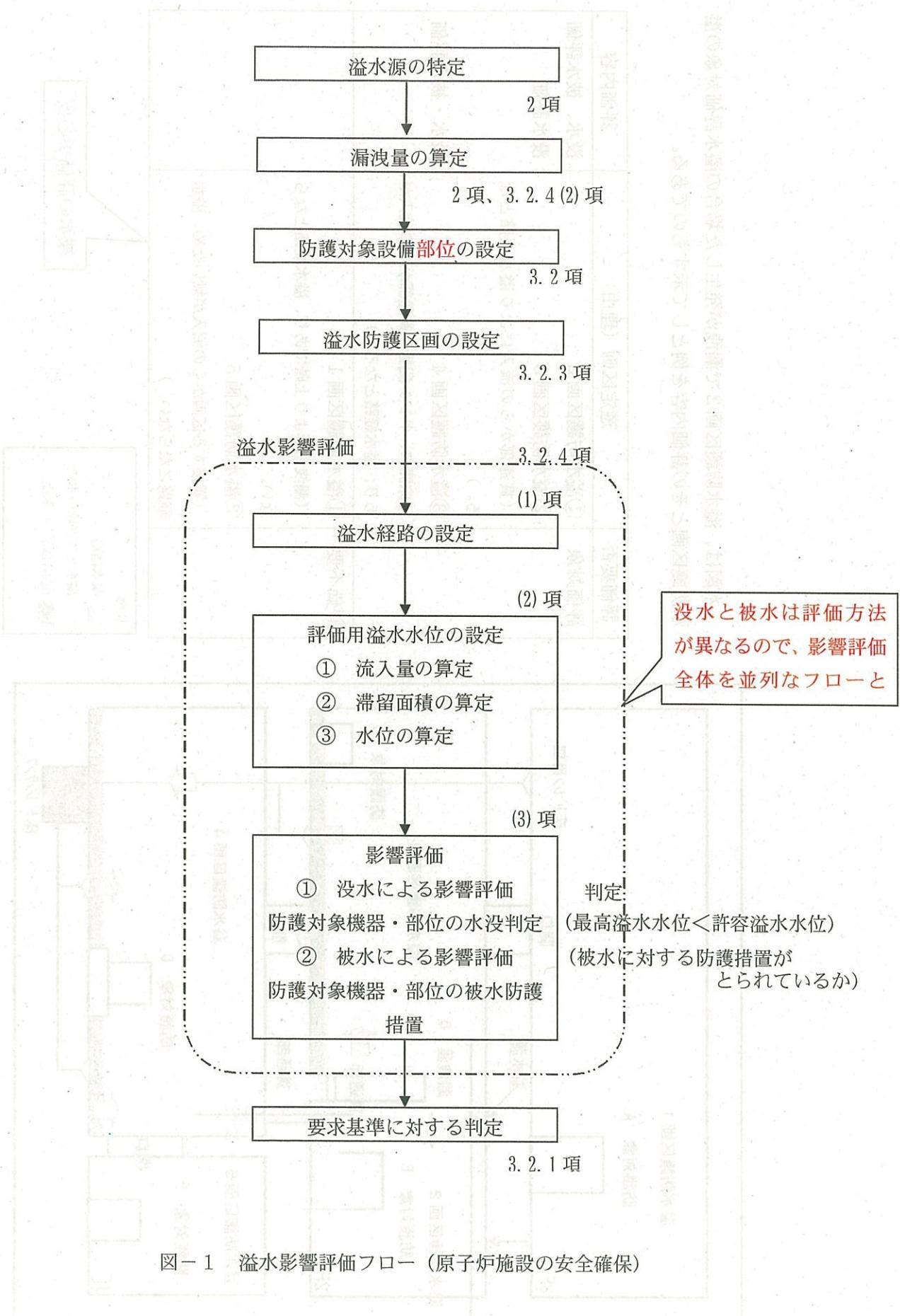


図-1 溢水影響評価フロー（原子炉施設の安全確保）

本図は、溢水防護区画 2 で漏洩が発生した場合の溢水評価対象の溢水防護区画とその評価内容を例として示すものである。

評価要否	選定区画（理由）	評価内容
評価対象	①溢水防護区画 2 ②溢水防護区画 3 (貫通部からの流入により溢水経路となる。) ③溢水防護区画 4 (床開口、ドレン配管、貫通部からの流入があり、溢水経路となる。)	没水、被水評価 没水評価 没水・被水評価
評価不要	①溢水防護区画 1 (漏洩箇所より上階であり、溢水経路とならない。) ②溢水防護区画 5 (隣接する区画からの流入が無いため、溢水経路にならない。)	
凡例		 溢水経路  溢水発生区画での水没  溢水経路での水没

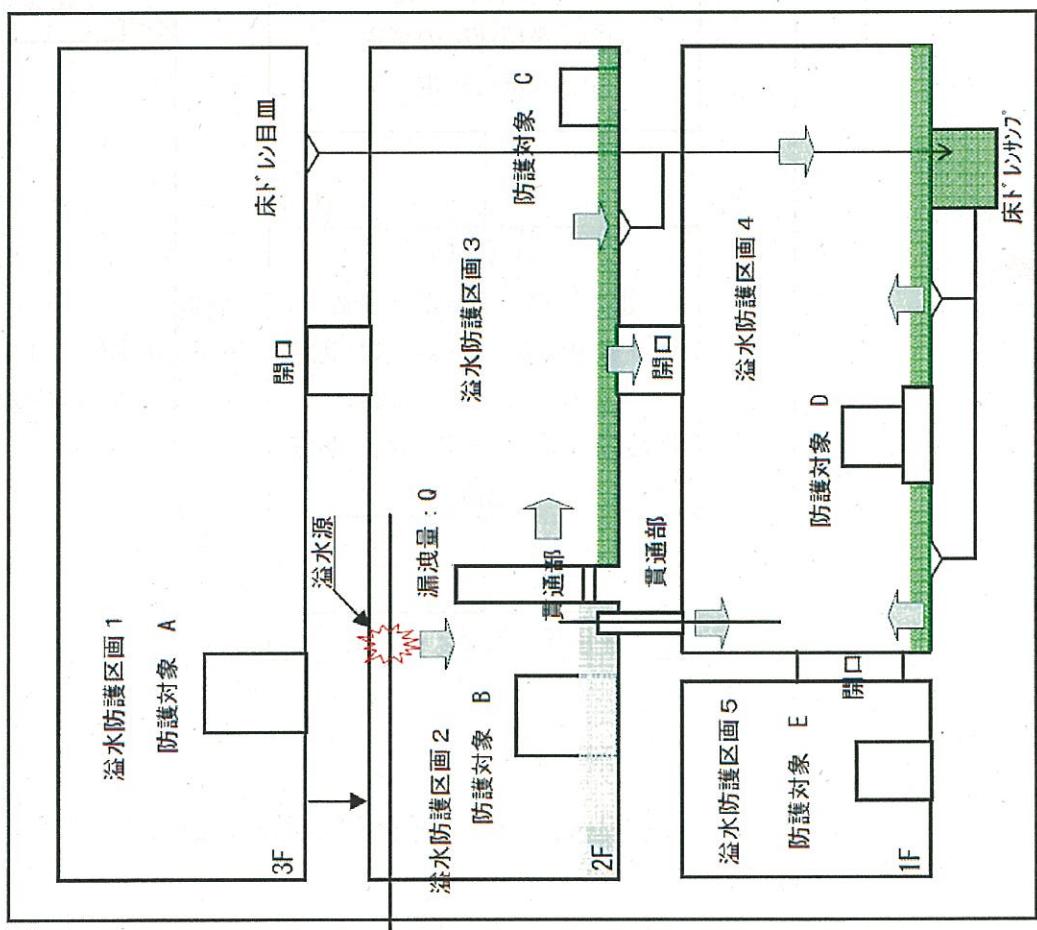
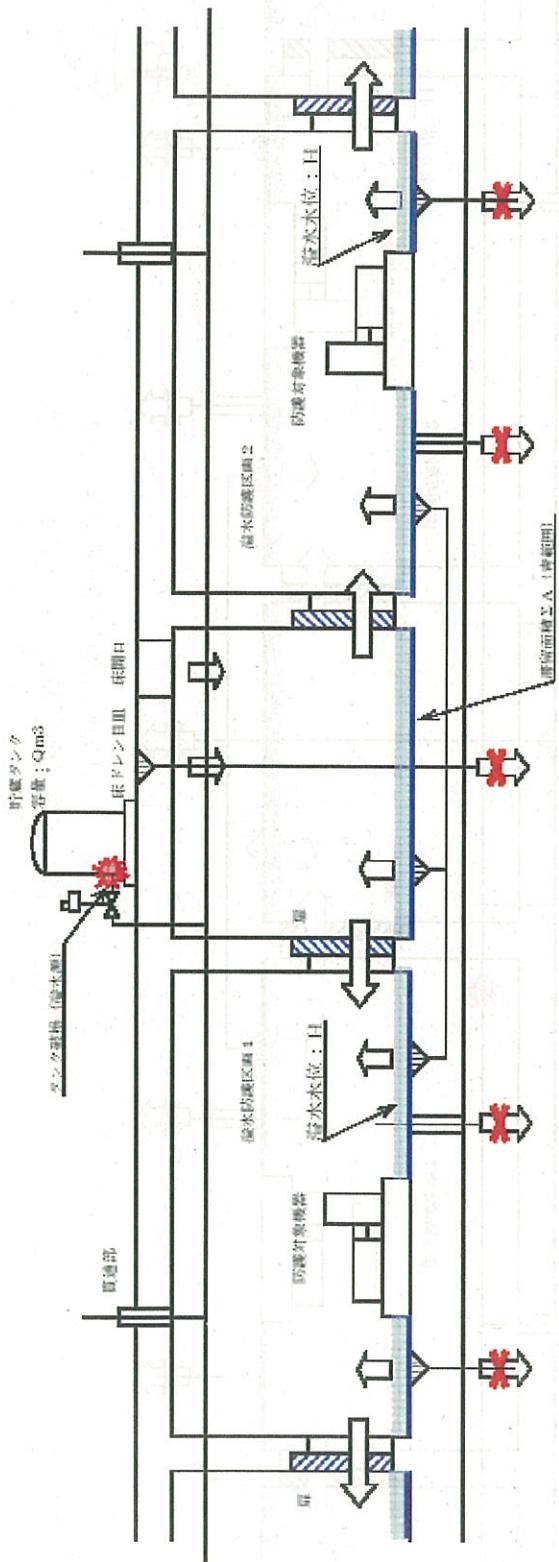


図-2 評価対象区画の分類



区画外のタンク等からの溢水による溢水水位は、  
 $H = Q / \Sigma A$  で算定する。

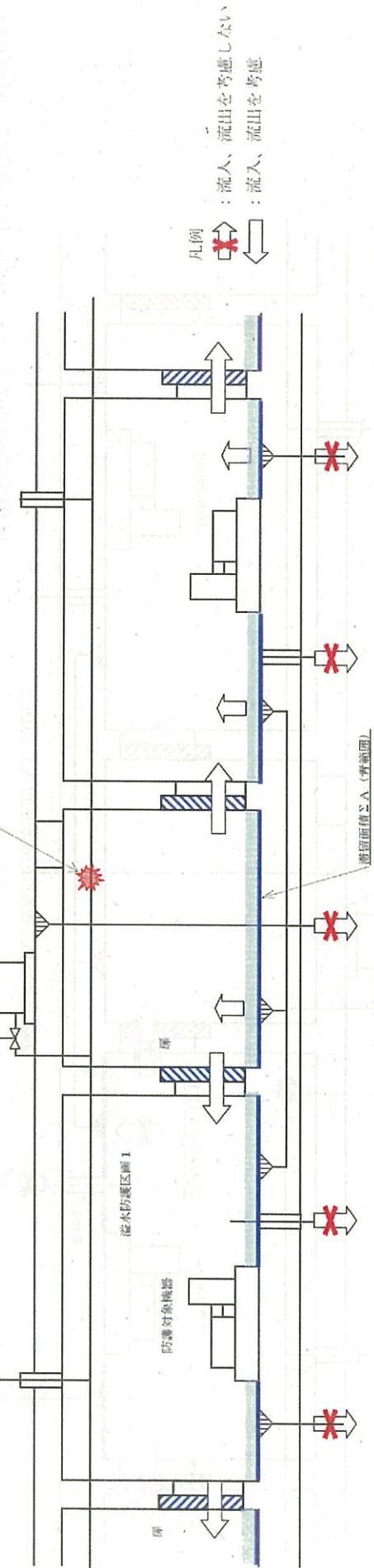
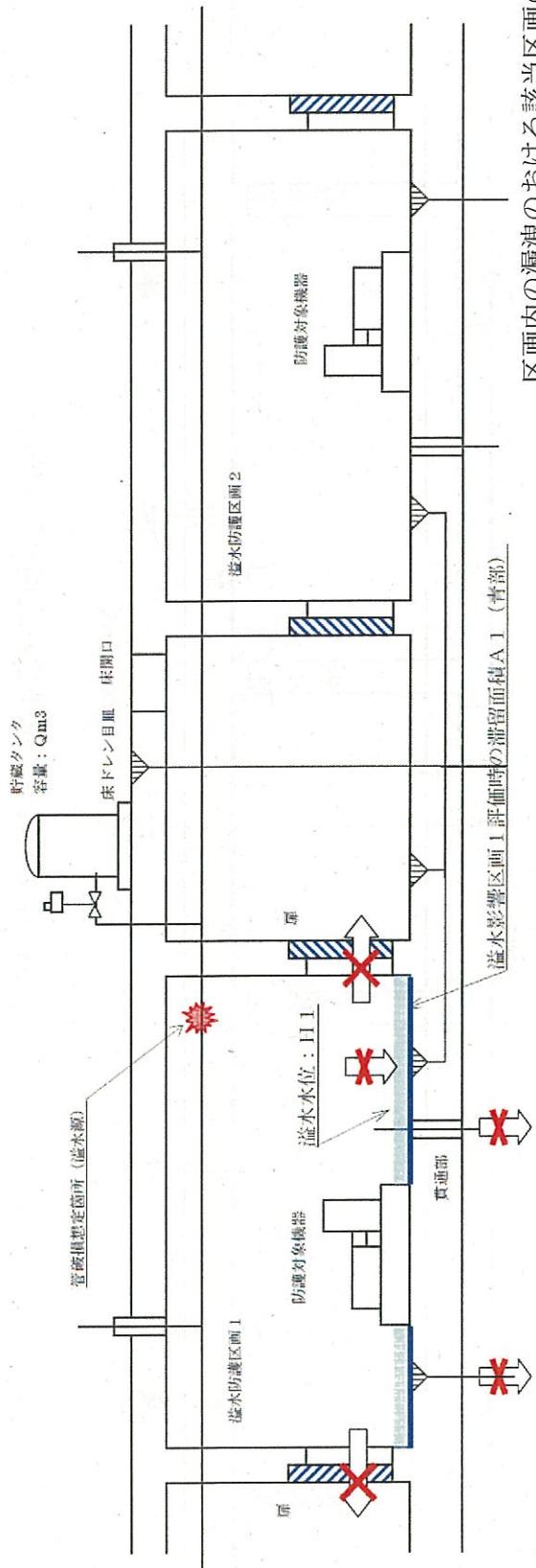


図-3 溢水防護区画外漏洩での溢水経路 (例)



区画内の漏洩のおける該当区画の水位は、 $H=Q/A1$

他区画は、 $H=Q/(A1+A2)$ で算定する

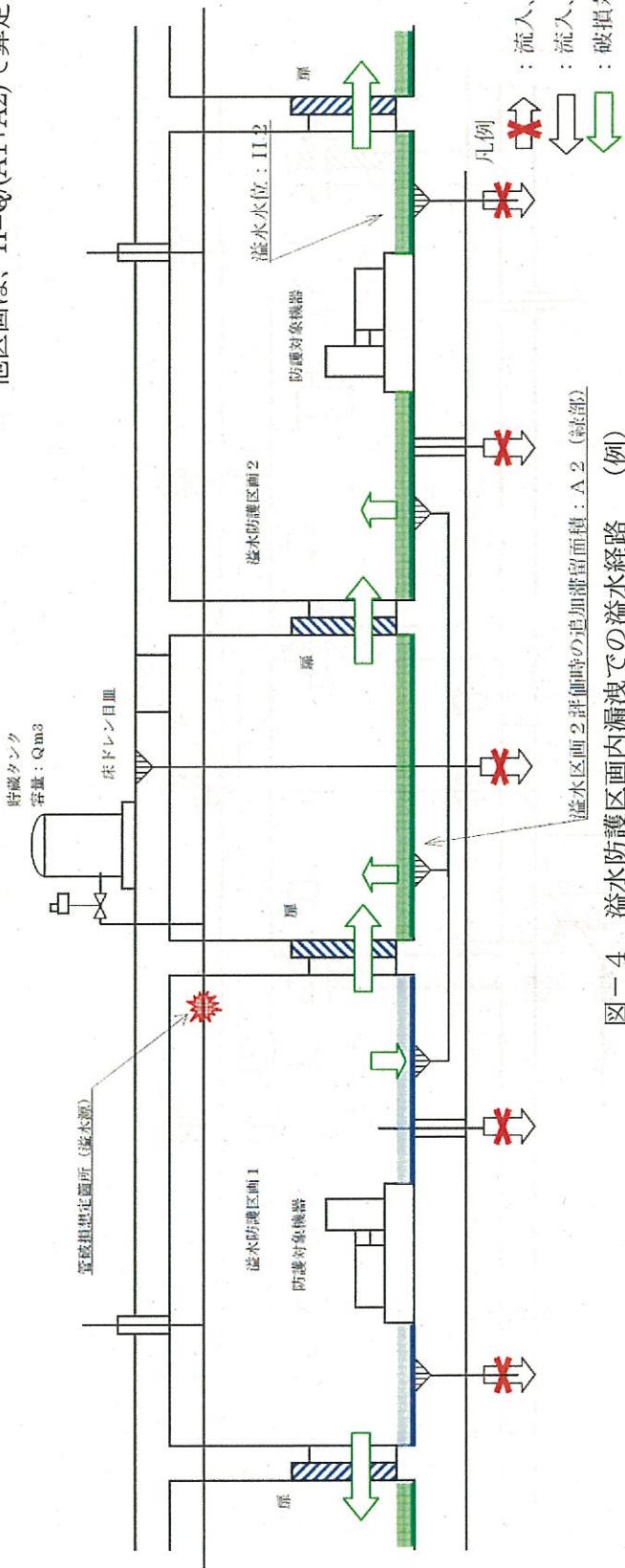


図-4 溢水防護区画内漏洩での溢水経路 (例)

## 付録A：漏洩量及び流出量の具体的な考え方について

### (1) 配管からの漏洩量及び流出量

- ・高エネルギー配管は完全両端破断または竹割り状破断口を前提とし、破断想定箇所までの配管抵抗と原子炉圧力とのバランスにより、流出流量を算出する。
- ・低エネルギー配管はスリット状の单一破損（配管外径の1/2の長さと肉厚1/2の幅）を仮定し、スリット状の破損箇所の条件は、各系統の運転圧力・最大口径とする。（一般にポンプ吐出母管とする。）流出流量は、スリット状の亀裂面積から損失係数を考慮した、以下の計算式より求める。

$$Q = A \times C \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600$$

Q : 漏えい量 ( $m^3/h$ )

A : 断面積 ( $m^2$ )

C : 損失係数

H : 水頭 (m)

- ・中央制御室にて漏洩を警報等により検知した後に、運転員が中央制御室にて隔離操作を実施する場合に、少なくとも10分間の時間余裕を見込んだ後に運転員が操作を開始すると想定した評価とする。
- ・中央制御室にて漏洩を警報等により検知した後に、運転員が現場にて漏洩を確認し、隔離操作を実施する場合には、現場への移動時間、現場での確認及び操作時間等を適切に想定した評価とする。

#### 〈具体的な溢水量の算出方法例〉

##### [高エネルギー配管]

- (a) 流出量は、配管破断を検知（配管流量高や雰囲気温度高及び原子炉水位低）できるものは、隔離弁が自動閉する時間による流出量とする。  
自動隔離が無い系統（給水系）の場合であっても、ポンプの運転状態を吸い込み圧力低信号等により検知し、ポンプ自動トリップするものはポンプトリップまでは定格運転状態での流出とし、ポンプトリップ後は、配管内の保有水量が全量流出するものとする。

##### [低エネルギー配管]

- (a) スリット状からの流出流量は上記の計算式より求め、流出量は漏洩検知後30分（注1）で隔離可能と想定する。

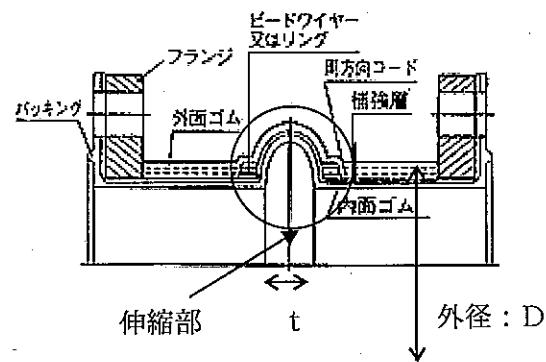
注1：30分の根拠

- 1) 現場への移動速度は約4km/h（人の歩く速度）とし、  
中操から現場までの距離は最長1kmとする。 ..... 15分
- 2) 現場での弁閉操作に要する時間は、確認操作も含め  
5分/弁とし、最大2弁とする。 ..... 10分
- 3) チェンジングスペース等での着替えが必要な場合を考慮し、  
着替えに要する時間を5分とする。 ..... 5分

合計 30分

## (2) 循環水管の伸縮継手部破損部からの流出量

- ・個別評価とし、破損形状は過去の事例等を踏まえて設定するものとする。
- 具体的には、国内で伸縮継手部破損による大漏洩の事例は無いため、伸縮継手構造上、最も脆弱部と想定される伸縮部の亀裂を想定するもとする。
- ・流出流量の評価は低エネルギー配管漏洩に準じて評価を行う。
- ・伸縮継手の構造（例）を下図に示す。下図の様な構造の伸縮継手を採用している場合、伸縮継手の漏洩箇所としては、部材が最も薄い伸縮部を想定すれば十分保守的と考える。



## 付録 B：緩和機能及び流入・流出防止措置の要件

### (1) 溢水緩和装置

溢水区画内に溢水緩和装置が設置されている場合にあっては、当該溢水緩和装置が、以下の用件を満たされていることが確認出来た場合は、その機能を考慮しても良い。(解説－3.2.10-4)

- ① 静的、動的排水装置は、溢水の影響により没水したとしても、最高溢水水位における荷重に耐えるとともに、機能の低下がないことが確認されている。
- ② 検出設備は、溢水の影響により没水したとしても、最高溢水水位における荷重に耐えるとともに、機能の低下がないことが確認されているか、水没前に漏洩を停止出来ることが確認されている。

### (2) 流入・流出防止措置に対する要件

#### ① 開口部

床開口部、に蓋が設けられ、その蓋の構造が、鋼製またはコンクリート製の防水処理が施されている場合は、流入を防止出来る。

#### ② 床ドレン

評価対象溢水区画内に設置されているドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合にあっては、その機能が確認出来たものは逆流機能を期待しても良い。

なお、流出を期待する床ドレン目皿、配管は、定期的に当該床ドレンが詰まっていないことを確認すること。

#### ③ 扉

流入・流出防止として使用出来る水密扉は、溢水時の想定する水位による水圧により水密性が確保出来、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。

## 付録 C：防護対象機器・部位

防護対象機器・部位に該当するものについて以下に例示するが、これ以外であっても没水、被水により機能低下が考えられるものについては、溢水影響評価の対象とする。~~ただし、これらの防護対象機器・部位にあっても設備の安全機能が喪失しないことが確認できる場合は除外してもよい。~~

具体例  
があれば記載する。

- ① ポンプにあっては、ポンプモータ、モータに給電する電源部（端子、配線）、モータの潤滑油装置及びポンプに付随する計装品（信号伝遡回路を含む）。
- ② タンクにあっては、タンクに付隨する計装品（信号伝遡回路を含む）、但し伝送器のない水位計は除く。
- ③ 熱交換器にあっては、熱交換器に付隨する計装品（信号伝遡回路を含む）。
- ④ 電動弁にあっては、弁駆動用モータ、モータに給電する電源部（端子、配線）、及び弁に付隨する計装品（信号伝遡回路を含む）。
- ⑤ 空気作動弁にあっては、弁駆動部（弁駆動用空気供給部）及び弁に付隨する計装品（信号伝遡回路を含む）。
- ⑥ 非常用ディーゼル発電機にあっては、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分。
- ⑦ バッテリーにあっては、セル下端部の上部の部分。
- ⑧ 電源盤（メタクラ、MCC）にあっては、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分。
- ⑨ 制御盤にあっては、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分。
- ⑩ 端子箱。
- ⑪ フィルターユニットにあっては、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分。
- ⑫ 安全設備作動信号伝遡回路
- ⑬ 配管などに設置されている計測器（圧力計、流量計等）にあっては、計器本体及び架台以外の部分（表示計器及び伝送器）。
- ⑭ ダクト。但し、溶接構造であって耐圧試験に合格している場合は除く。
- ⑮ ファンであって、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分。但し、ファン本体が溶接構造であって耐圧試験に合格している場合は、ファン本体を除く。
- ⑯ 空気調和器にあっては、基礎（架台がある場合はその部分を含む）以外の部分



溢水評価対象とする時に影響を受ける可能性がある機器・部位の例

1. 溢水時に防護対象とすべき設備は、マニュアルの3. 2. 1に規定する以下の機能区分に該当する設備を記載している。

- ① 発電用原子力設備内のいかなる場所の想定される溢水に対しても、溢水発生の影響を受けることにより原子炉に外乱が及ぶ場合に、その外乱を収束するため必要となる原子炉の停止及び冷却に係わる機能を有する設備
- ② いかなる場所の想定される溢水に対しても、溢水発生の影響を受けることにより原子炉に外乱が及び、外乱を収束するため必要となる放射性物質の格納あるいは放出低減機能に係わる機能を有する設備
- ③ いかなる場所の想定される溢水に対しても、その溢水により制御室の居住性及び、原子炉の安全確保を維持するため現場で必要とする設備がある場合には、その設備への接近性が失われない。

2. 以下の表では、溢水時に影響を受ける可能性がある機器・部位の一例を記載（配管は除外）しているが、具体的な選定は溢水影響評価  
(3. 2. 4項)で規定する、没水、被水により機能低下が考えられる機器・部位が対象となる。

溢水、に防護対象となりえる機器・部位 (PWR の )

区分	機能	系統／設備	機器	駆動電気設備	対象機器・部位
①	原子炉冷却材圧力バーガー機能(事故時隔離機能)	原子炉冷却材圧力バーガー隔離弁	隔離弁	電動弁用モータ、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱
①	原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系(制御棒による系)	制御棒駆動装置、制御棒	トリップ遮断器、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱
①	未臨界維持機能	原子炉停止系(ほう酸注入系)	充てんポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸注入ポンプ、高压注入ポンプ、制御弁、隔離弁	ポンプ用モータ、電動弁用モータ、制御盤、電源盤、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱
①	原子炉冷却材圧力バーガー加圧防止機能	加圧器安全弁(閉機能)	加圧器安全弁	—	—
①	原子炉停止後の除熱機能	余熱除去系、補助給水系、主蒸気・主給水系(SG2次側隔離弁まで)、主蒸気安全弁(手動逃がし機能)、主蒸気逃がし機能	余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁、隔離弁、制御弁	ポンプ用モータ、電動弁用モータ、制御盤、電源盤、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱
①	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(高压注入系、低压注入系)	高压注入ポンプ、蓄圧タンク、余熱除去冷却器、燃料取替用水タンク、隔離弁、制御弁	ポンプ用モータ、電動弁用モータ、制御盤、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱
②	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽機能及び放出低減機能	原子炉格納容器、アニユラス、原子炉格納容器、アニユラス、原子炉格納容器、アニユラス、原子炉格納容器、アニユラス、環化系	原子炉格納容器、アニユラス、原子炉格納容器、アニユラス、原子炉格納容器、アニユラス、原子炉格納容器、アニユラス、安全補機室空気淨化装置、安全性ガス濃度制御	ポンプ用モータ、ファン用モータ、電動弁用モータ、制御盤、電源盤、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱

①	安全上重要な関連機能 ②	非常用所内電源系	非常用ディーゼル発電機、直流電源装置	発電機、バッテリー、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱
①	同上	原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系 原子炉制御用空気圧縮系	原子炉補機冷却水系 原子炉ポンプ、海水ポンプ、原子炉補機冷却水系 冷却器、制御用空気圧縮器、隔離弁、制御弁	ポンプ用モータ、電動弁用モータ、電源盤、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱
③	同上	中央制御室 中央制御室空調系	中央制御盤、中央制御室空調ファン、ダンパー、ダクト	電源盤、制御盤、端子箱	機器作動用信号伝達回路、端子箱
②	事故時のプラント状態把握機能	事故時監視計器の一部	格納容器エリアモニタ	—	信号伝達回路、端子箱

平成19年12月11日  
JNES 規格基準部

### 溢水防護評価マニュアルの確認事項

#### 1. 内部溢水

内部は建屋内を意味しているというのは誤解。発電所内と理解すべき。従って、溢水源として屋外の配管やタンクは考慮すべきであるし、屋外に設置されている非常用海水系等の機器を溢水防護対象とすべき。（マニュアル付録Cのリストには海水ポンプを記載している）ちなみに、外部溢水の外部とは、津波や洪水等の自然現象によるものと理解すべき。（SRPもこれと同じ考え方）

#### 2. 溢水源

前回のWTで、地震に起因する溢水も溢水源として特出しせず、他の要因と同様に单一溢水源を想定して評価することとなつたが、評価においては合理的と考えられる最も厳しい单一の破断による溢水を想定するという結論になった。

##### 1) 配管破断の態様

SRPは、溢水を評価する時には、低エネルギー配管については、部分破断ではなく、全周破断を仮定するよう要求している。この要求より緩和してもよいという理由がない。従って、本評価マニュアルでも全周破断を想定すべきと考える。

##### 2) タンク、容器を溢水源として想定すべきか。

SRPは、溢水を評価する時には、タンク、容器の破断を考慮することを要求しているが、その破断態様は明確ではない。最も厳しい条件を仮定する場合は、破断によりタンク内の全容量が流出するとするのが最も合理的かつ保守的な考え方。

##### 3) 配管破断によるむち打ち現象の考慮

SRPでは、配管破断による動的影響を考慮するよう要求している。従って、配管破断によるむち打ち現象による影響も考慮するよう、本評価マニュアルにも明記すべきと考える。

#### 3. 流路についての確認

流路解析において、地震を特出ししないこととしたことにより、中越沖地震で発生した屋外の消火配管が外壁貫通部から建屋内に流入したような事象の扱いが不明確になった。これを、確認しておくことが必要。

#### 4. 外乱について

地震を特出ししないとしながら、溢水源として合理的に最も厳しい破断を仮定して評価することにしている。しかしながら、これは溢水評価において地震想定を排除するものではなく、必要な保守的な想定は考慮する必要があり、溢水事象と同時に原子炉の外乱が発

生していると考えるのが妥当。従って、「溢水事象によって（すなわち溢水が起因となる）原子炉の外乱が発生する」という限定した記述は見直しが必要。

#### 5. 単一故障について

4項の考え方により、「溢水評価にあたっては、単一故障を考慮しても原子炉が安全に停止できること」及び「単一故障を考慮しても、放射能拡大を防止できること」という表現となる。