

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7補足-008 改6
提出年月日	2020年4月23日

工事計画に係る説明資料（原子炉冷却系統施設）

2020年4月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
1	クラス1機器の応力腐食割れ対策に関する説明書に係る補足説明資料		
2	発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書に係る補足説明資料	<ol style="list-style-type: none"> 1. 配管破損防護対策について 2. ガスタービン駆動補機(第一ガスタービン発電機)のミサイル評価について 3. ディーゼル駆動補機及びタービン駆動補機の評価対象並びに過速度トリップ設定値について 	今回提出範囲
3	原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書に係る補足説明資料	<ol style="list-style-type: none"> 1. ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間について 2. ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置の演算時間について 3. ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置による漏えい検出の評価時間の保守性について 4. 凝縮水量が平衡に達する時間に関する妥当性について 5. ドレン配管移送時間の算出について 6. 漏えい検出設備の検出時間評価に使用する配管及び床面の粗度係数について 7. ドライウェル廃液サンプル水位測定装置の漏えい検出の評価時間の保守性について 8. ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置監視不能時の対応について 	今回提出範囲
4	流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書に係る補足説明資料		

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
5	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料		
6	安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書に係る補足説明資料		

発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う
飛散物による損傷防護に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 配管破損防護対策について	1-1
2. ガスタービン駆動補機(第一ガスタービン発電機)のミサイル評価について	2-1
3. ディーゼル駆動補機及びタービン駆動補機の 評価対象並びに過速度トリップ設定値について	3-1

1. 配管破損防護対策について

目 次

1. STANDARD REVIEW PLAN 3.6.2 DETERMINATION OF RUPTURE LOCATIONS AND DYNAMIC EFFECTS ASSOCIATED WITH THE POSTULATED RUPTURE OF PIPING	1-1
2. パイプホイップレストレイントについて	1-5
3. 障壁について	1-6
4. 原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破損による損傷防護について	1-7

1. STANDARD REVIEW PLAN 3.6.2 DETERMINATION OF RUPTURE LOCATIONS AND DYNAMIC EFFECTS ASSOCIATED WITH THE POSTULATED RUPTURE OF PIPING
 「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 J E A G 4 6 1 3 -1998」(日本電気協会)(以下「J E A G 4 6 1 3」という。)
 と「STANDARD REVIEW PLAN 3.6.2 DETERMINATION OF RUPTURE LOCATIONS AND DYNAMIC EFFECTS ASSOCIATED WITH THE POSTULATED RUPTURE OF PIPING(SRP3.6.2 R3)」(U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION)(以下「SRP3.6.2」という。)の配管破損想定位置及び防護設計に関する記述の比較を表 1-1 に示す。

表 1-1 J E A G 4 6 1 3 と SRP3.6.2 の比較

J E A G 4 6 1 3	SRP3.6.2	備考
<p>基本的な考え方 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリに属するオーステナイト系ステンレス鋼管が、もし破損したとしても、原子炉を安全に停止させ、外部に放射性物質などの影響を及ぼさないように設計することが防護設計の考え方である。</u></p>	<p>I. AREAS OF REVIEW Title 10 of the <i>Code of Federal Regulations</i> (10 CFR) Part 50, “Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities,” Appendix A, “General Design Criteria for Nuclear Power Plants,” General Design Criterion (GDC) 4, “Environmental and Dynamic Effects Design Bases,” requires, in part, that structures, systems, and components (SSCs) important to safety be designed to accommodate the effects of postulated accidents, including appropriate protection against the dynamic effects of postulated pipe ruptures)</p>	<p>SRP3.6.2 では、安全上重要な設備が、配管破損を含む想定される事故により損傷しないように設計する必要があると記載されており、J E A G 4 6 1 3 の記載と同義である。なお、SRP3.6.2 には配管の材質を限定する記載なし。</p>

J E A G 4 6 1 3	SRP3.6.2	備考
<p>配管破損想定位置</p> <p>(1) ターミナルエンド</p> <p>(2) 運転状態 i、ii 及び (1/3) S1 地震荷重に対して次のいずれかの条件を満たす点</p> <p>a. $S_n > 2.4S_m$, かつ $S_e > 2.4S_m$</p> <p>b. $S_n > 2.4S_m$, かつ $S_n' > 2.4S_m$</p> <p>c. 疲れ累積係数 > 0.1</p>	<p><BTP3-4 R2></p> <p>Postulation of Pipe Breaks in Areas Other Than Containment Penetration</p> <p>(a) At terminal ends.</p> <p>(b) At intermediate locations where the maximum stress range* as calculated by Eq. (10) and either Eq. (12) or Eq. (13) exceeds 2.4 Sm.</p> <p>(c) At intermediate locations where the cumulative usage factor exceeds 0.1.</p> <p>* : For those loads and conditions for which Level A and Level B stress limits have been specified in the design specification (including the operating basis earthquake).</p> <p><u>Fluid System Piping in Containment Penetration Areas.</u></p> <p><u>Breaks and cracks need not be postulated in those portions of piping from containment wall to and including the inboard or outboard isolation valves, provided they meet the design criteria of the ASME Code, Section III, Sub article NE-1120, and the following additional design criteria:</u></p> <p>(a) <u>The maximum stress range between any two load sets (including the zero load set)</u></p>	<p>SRP3.6.2 は BTP3-4 を参照しているため、BTP3-4 の記載と比較</p> <p>差異なし。</p> <p>BTP3-4 における Eq. (10) は S_n, Eq. (12) は S_e, Eq. (13) は S_n' の算出式であり、J E A G 4 6 1 3 との差異なし。</p> <p>差異なし。</p> <p>BTP3-4 では、<u>格納容器壁と内側隔離弁又は外側隔離弁の間の配管については、クライテリアを満足していれば、破損やき裂を想定する必要がないと規定されている。</u></p>

J E A G 4 6 1 3	SRP3.6.2	備考
	<p><u>should not exceed 2.4 Sm and should be calculated* by Eq. (10) in ASME Code, Section III, NB-3653. If the calculated maximum stress range of Eq. (10) exceeds 2.4 Sm, the stress ranges calculated by both Eq. (12) and Eq. (13) in Paragraph ASME Code, Section III, NB-3653 should meet the limit of 2.4 Sm.</u></p> <p><u>(b) The cumulative usage factor should be less than 0.1.</u></p> <p><u>(c) The maximum stress, as calculated by Eq. (9) in ASME Code, Section III, NB-3652 under the loadings resulting from a postulated piping failure beyond these portions of piping, should not exceed 2.25 Sm and 1.8 Sy, except that following a failure outside containment, the pipe between the outboard isolation valve and the first restraint may be permitted higher stresses provided a plastic hinge is not formed and operability of the valves with such stresses is ensured in accordance with the criteria specified in SRP Section 3.9.3.</u></p>	

J E A G 4 6 1 3	SRP3.6.2	備考
<p>防護設計の実施</p> <p>配管の破損に対して、防護対象の機能を確保し、また配管破損による派生事象が安全評価上の「事故」の規模を上回らないように、防護設計は次の基本的考え方に基づき行うものとする。</p> <p>i) 破損想定配管と防護対象は、相互に距離を離す。</p> <p>ii) 隔壁（建屋区画室等）を設ける。</p> <p>iii) 配管破損による動的影響を防護対象に与えないため及び想定事象を緩和するため、パイプホイップレストレイント等の設置及び主要機器の支持設計を行う。</p>	<p><SRP3.6.1 R3></p> <p>I. AREAS OF REVIEW</p> <p>Reviews of the general layout of high and moderate energy piping systems with respect to the plant arrangement criteria of Section B.1. of Branch Technical Position (BTP) 3-3. Three arrangement situations are covered by the criteria and all three may be encountered in a single plant. They are:</p> <p>A. Arrangements where protection of safety-related plant features is provided by separation of high and moderate energy systems from essential systems and components.</p> <p>B. Arrangements where protection of safety-related plant features is provided by enclosing either the high and moderate energy systems or the safety-related features in protective structures.</p> <p>C. Arrangements where neither separation nor protective enclosures are practical and special protective measures are taken to ensure the operability of safety-related features.</p>	<p>SRP3.6.2 は SRP3.6.1 を参照しているため、SRP3.6.1 の記載と比較防護設計の要求事項に差異なし。</p> <p>差異なし。</p> <p>差異なし。</p> <p>SRP3.6.1 では具体的な防護設計の内容は明記されていないが、安全機能の作動を保證する対策を行うことと記載されており、J E A G 4 6 1 3 の記載と同義であり、差異なし。</p>

2. パイプホイップレストレイントについて

配管破損防護設計上の防護対象としてのパイプホイップレストレイントの構造例を図 1-1 に示す。

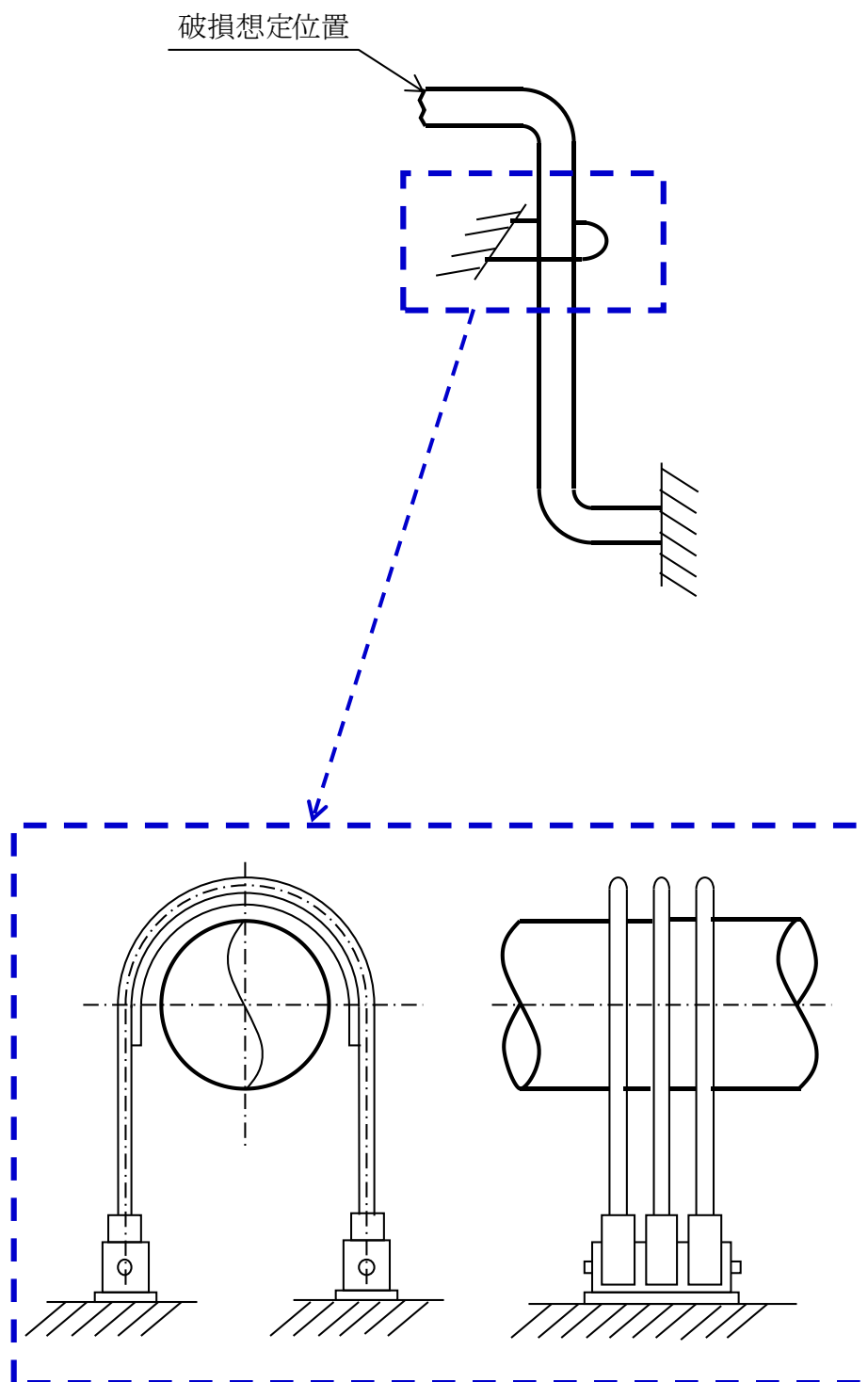


図 1-1 パイプホイップレストレイント構造図 (例)

3. 障壁について

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲（RCPB 拡大範囲）となる主配管の配置及び障壁による区画を図 1-2 に示す。

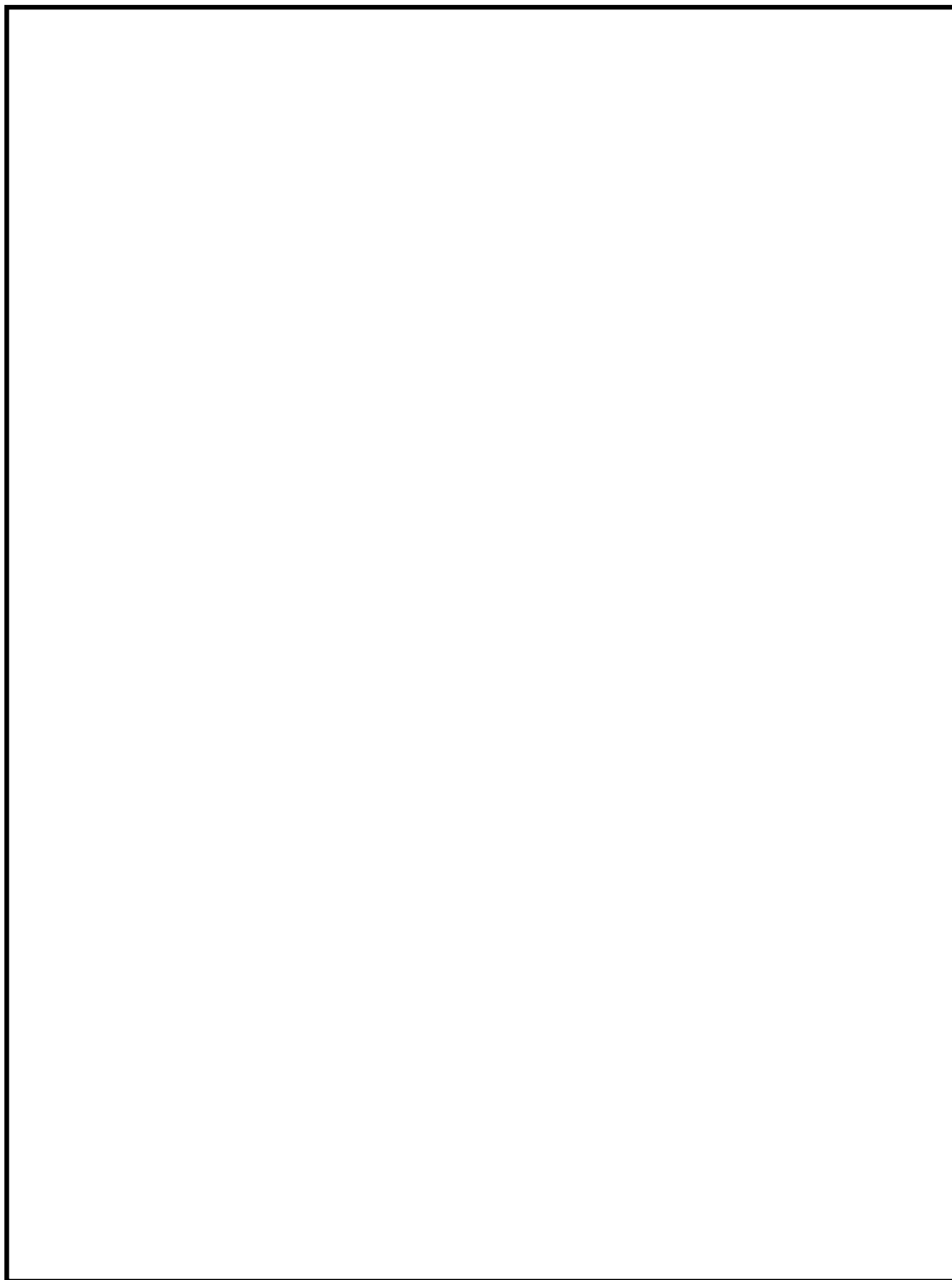


図 1-2 障壁による区画図

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破損による損傷防護について

4.1 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第15条第4項及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」以下「解釈」という。）に基づき、配管の破損に伴う飛散物により発電用原子力施設の安全性を損なわない設計とすることについて説明するものである。

配管破損に関しては、設計基準対象施設に属する設備のうち新規基準において拡大となった原子炉冷却材圧力バウンダリ（以下「RCPB」という。）の範囲を除く、既存のRCPB範囲について配管破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計を行うことについて説明する。

4.2 基本設計

設計基準対象施設に属する設備は、内部エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払うとともに、SRP3.6.2に基づき配管破損を想定し、その結果生じる可能性のある動的影響により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うこととする。

4.3 評価

発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわないことを評価する。

4.3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物

4.3.1.1 評価方針

高温高圧の流体を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する主配管のうち既存のRCPB範囲について、SRP3.6.2に基づき配管破損を想定し、以下の評価内容により評価し、設計上考慮する。なお、LBB概念は適用しない。

ただし、SRP3.6.2が参照している「STANDARD REVIEW PLAN BRANCH TECHNICAL POSITION 3-4 POSTULATED RUPTURE LOCATIONS IN FLUID SYSTEM PIPING INSIDE AND OUTSIDE CONTAINMENT (SRP BTP3-4 R2)」(U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION)に記載されているoperating basis earthquakeについては、弾性設計用地震動 S_d の1/3と読み替える。

また、「2013 ASME Boiler and Pressure Vessel Code」(The American Society of Mechanical Engineers)に関する内容については、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005年版 (2007追補版含む)) <第I編 軽水炉規格> J S M E S N C 1 - 2005/2007」(日本機械学会) (以下「J S M E S N C 1」という。)に従うものとする。

4.3.1.2 評価内容

評価内容においては、配管破損想定位置を考慮したうえで、防護対策を防護する。

(1) 防護対象

防護対象は、原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又は緩和する機能を有するもののうち、次のとおりとする。

- a. 原子炉停止時
- b. 炉心冷却に必要な工学的安全施設及び関連施設
- c. 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設

(2) 配管破損想定位置

既存の RCPB 範囲について、SRP3.6.2 に基づき、ターミナル・エンド及び発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点を配管破損想定位置とする。

- a. ターミナル・エンド
- b. 供用状態 A, B 及び $(1/3) S_d$ 地震動* に対して次のいずれかの条件を満たす点

(a) $S_n > 2.4 S_m$, かつ, $S_e > 2.4 S_m$

(b) $S_n > 2.4 S_m$, かつ, $S_n' > 2.4 S_m$

ただし, S_n : J SME S NC 1 PPB-3531 の計算式に準じて計算した一次+二次応力。

S_e : J SME S NC 1 PPB-3536(6) の計算式に準じた熱膨張応力。

S_n' : J SME S NC 1 PPB-3536(3) の S_n の計算式に準じて計算した一次+二次応力。

S_m : J SME S NC 1 付録材料図表 Part5 表 1 に規定される材料の設計応力強さ。

- (c) 疲労累積係数 > 0.1

ただし, 上述する疲労累積係数は供用状態 A, B における疲労累積係数に $(1/3) S_d$ ($S_d-1, S_d-2, S_d-3, S_d-4, S_d-5, S_d-6, S_d-7$ 及び S_d-8) 地震のみによる疲労累積係数を加算したものとする。

注記* : S_d ($S_d-1, S_d-2, S_d-3, S_d-4, S_d-5, S_d-6, S_d-7$ 及び S_d-8) 地震とは, V-2「耐震性に関する説明書」のうち, V-2-1-1「耐震設計の基本方針」に示す弾性設計用地震動 $S_d-1, S_d-2, S_d-3, S_d-4, S_d-5, S_d-6, S_d-7$ 及び S_d-8 による動的地震力をいう。なお, 弾性設計用地震動 S_d の概要は, V-2「耐震性に関する説明書」のうち, V-2-1-2「基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の策定概要」に示す。

ただし、RCCV 貫通部については次の条件を満たすことで配管破損を想定しない。

- c. 供用状態 A, B 及び $(1/3) S_d$ 地震荷重に対して次の条件を満たすこと。
 - (a) $S_n \leq 2.4 S_m$, かつ, $S_e \leq 2.4 S_m$
 - (b) $S_n \leq 2.4 S_m$, かつ, $S_n' \leq 2.4 S_m$
 - (c) 疲労累積係数 ≤ 0.1
- d. RCCV 貫通部について、破損想定位置における破断荷重によって、RCCV 貫通部の健全性維持範囲の配管に生ずる応力は $J S M E S N C 1 P P B - 3520$ の計算式により計算した応力が $2.25 S_m$ 及び $1.8 S_y$ 以下であること。

ただし、 S_y : $J S M E S N C 1$ 付録材料図表 Part5 表 8 に規定される材料の設計降伏点。

(3) 防護対策の実施

配管破損による動的影響により、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器が損傷しないように、必要に応じ以下の措置を講じる設計とする。

- a. 配管破損想定位置と防護対象機器は、十分な隔離距離をとる。
- b. 配管破損想定位置又は防護対象機器を障壁で囲む。
- c. 上記のいずれかの対策がとれない場合、配管破損による動的影響に十分耐えるパイプホイッププレストレイント等を設ける。

4.3.1.3 評価結果

既存の RCPB 範囲における配管破損に関し、SRP3.6.2 に基づき評価した結果、発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える箇所及び各配管におけるターミナル・エンドがあり、配管破損を想定する箇所があることを確認した。

既存の RCPB 範囲における配管破損想定位置を表 1-2 に、各系統の配管鳥瞰図を図 1-3 から図 1-16 に示す。

これらの配管破損想定位置は必要な強度を有するパイプホイッププレストレイントが設置されている、又は設置されていない配管については、配管破損想定位置と防護対象機器が十分な隔離距離がとられていることを確認した。したがって、配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性は損なわれない。

表 1-2 RCPB 範囲における配管破損想定位置

対象		配管破損想定位置の有無		パイプホイップレストレイント設置の有無	破損想定位置近傍の防護対象設備の有無
系統名	モデル No.	ターミナル・エンド	発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点		
原子炉冷却材浄化系	CUW-PD-1	有	無	無	無
復水給水系	FDW-PD-1	有	有	有	—
	FDW-PD-2	有	無	有	—
高压炉心注水系	HPCF-PD-1	有	有	無	無
	HPCF-PD-2	有	無	無	無
主蒸気系	MS-PD-1	有	有	有	—
	MS-PD-2	有	有	有	—
	MS-PD-3	有	有	有	—
	MS-PD-4	有	有	有	—
残留熱除去系	RHR-PD-1	有	無	有	—
	RHR-PD-2	有	有	有	—
	RHR-PD-3	有	無	有	—
	RHR-PD-4	有	無	有	—
	RHR-PD-5	有	有	有	—



図 1-3 配管鳥瞰図（原子炉冷却材浄化系 CUW-PD-1）

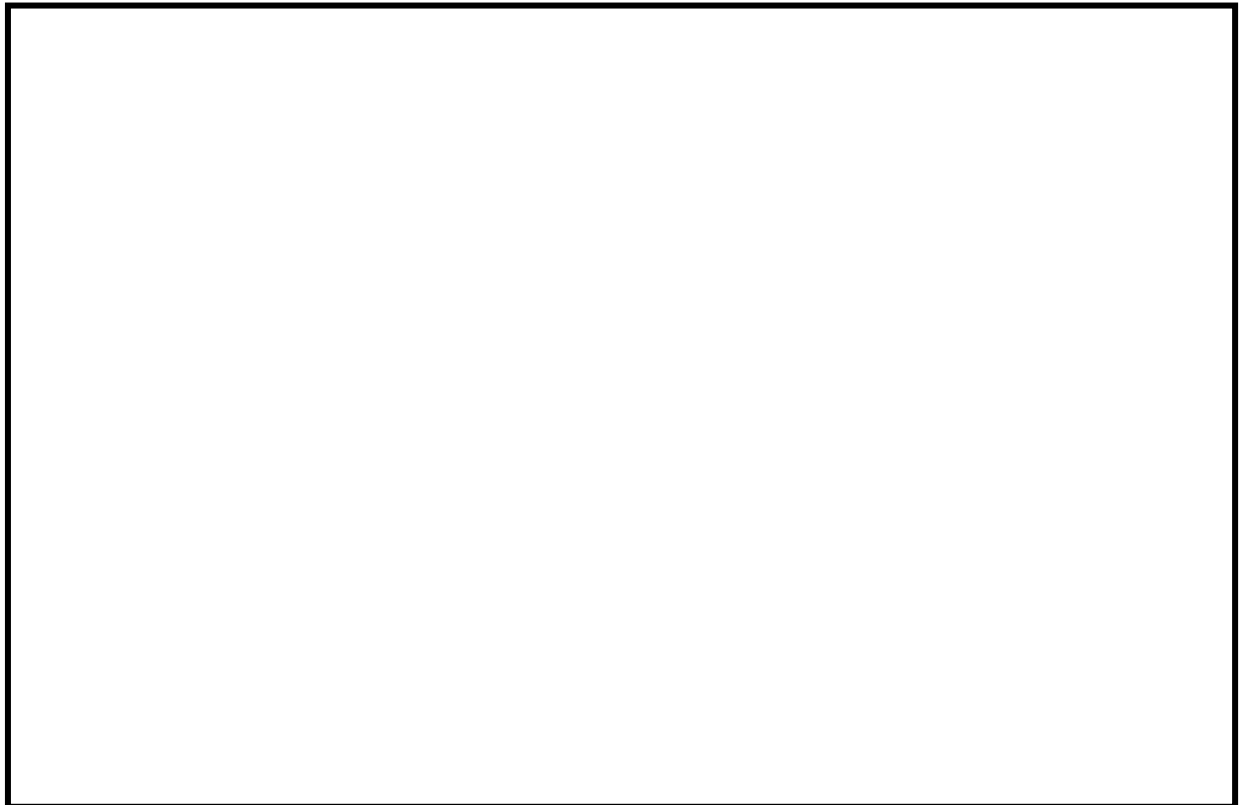


図 1-4 配管鳥瞰図（復水給水系 FDW-PD-1）

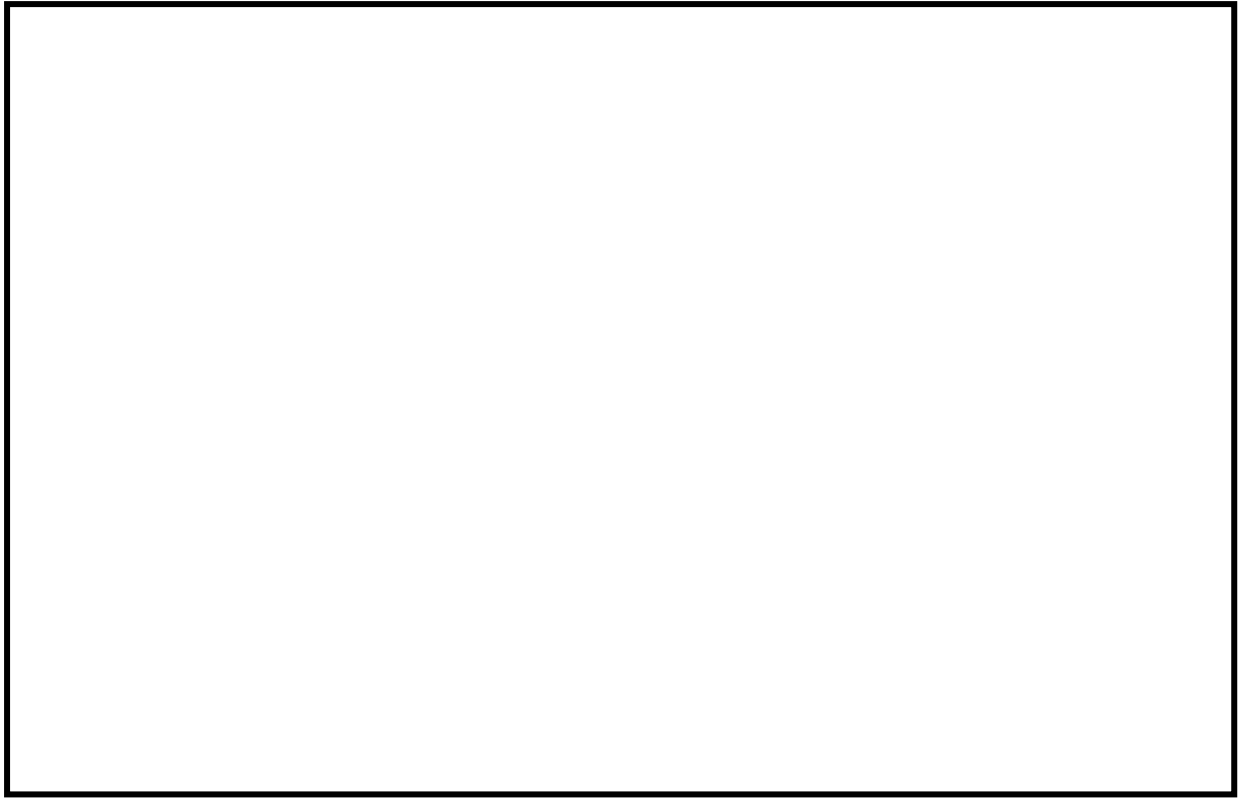


図 1-5 配管鳥瞰図（復水給水系 FDW-PD-2）

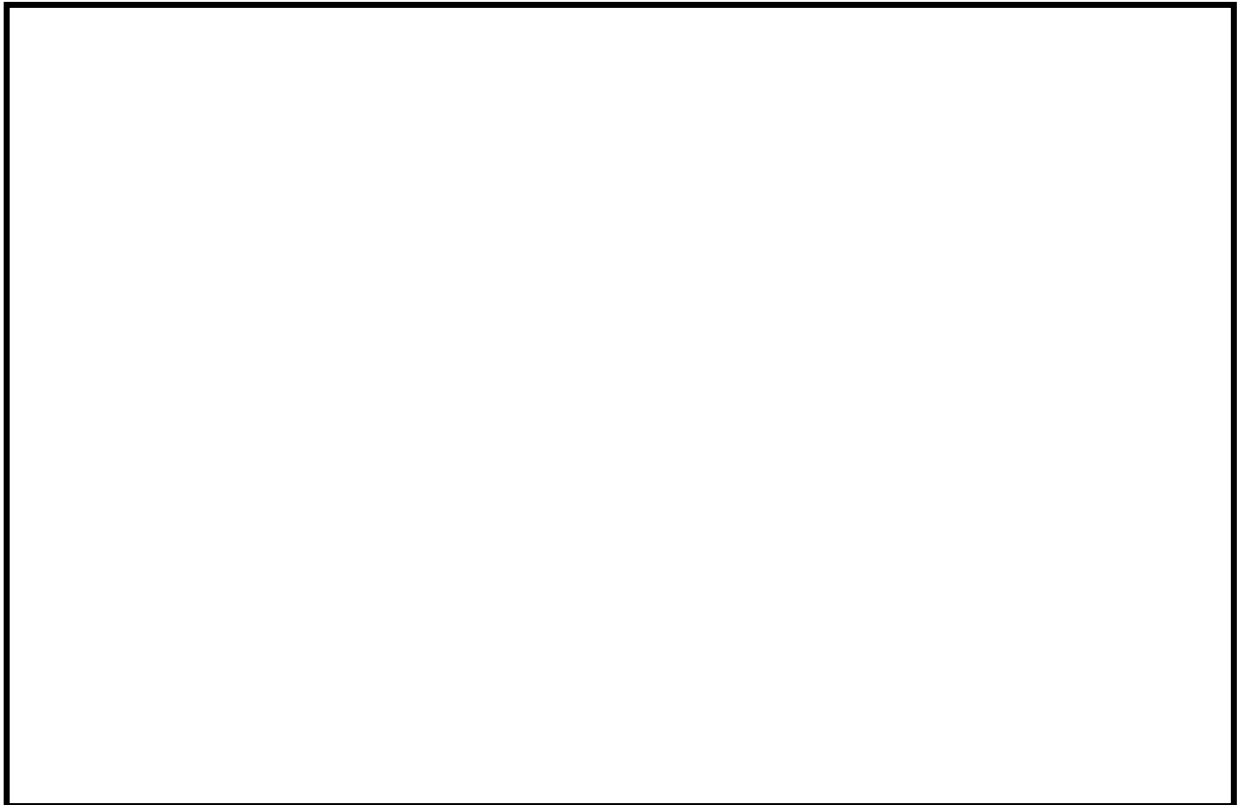


図 1-6 配管鳥瞰図（高压炉心注水系 HPCF-PD-1）



图 1-7 配管鳥瞰図（高压炉心注水系 HPCF-PD-2）



图 1-8 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-1）



图 1-9 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-2）

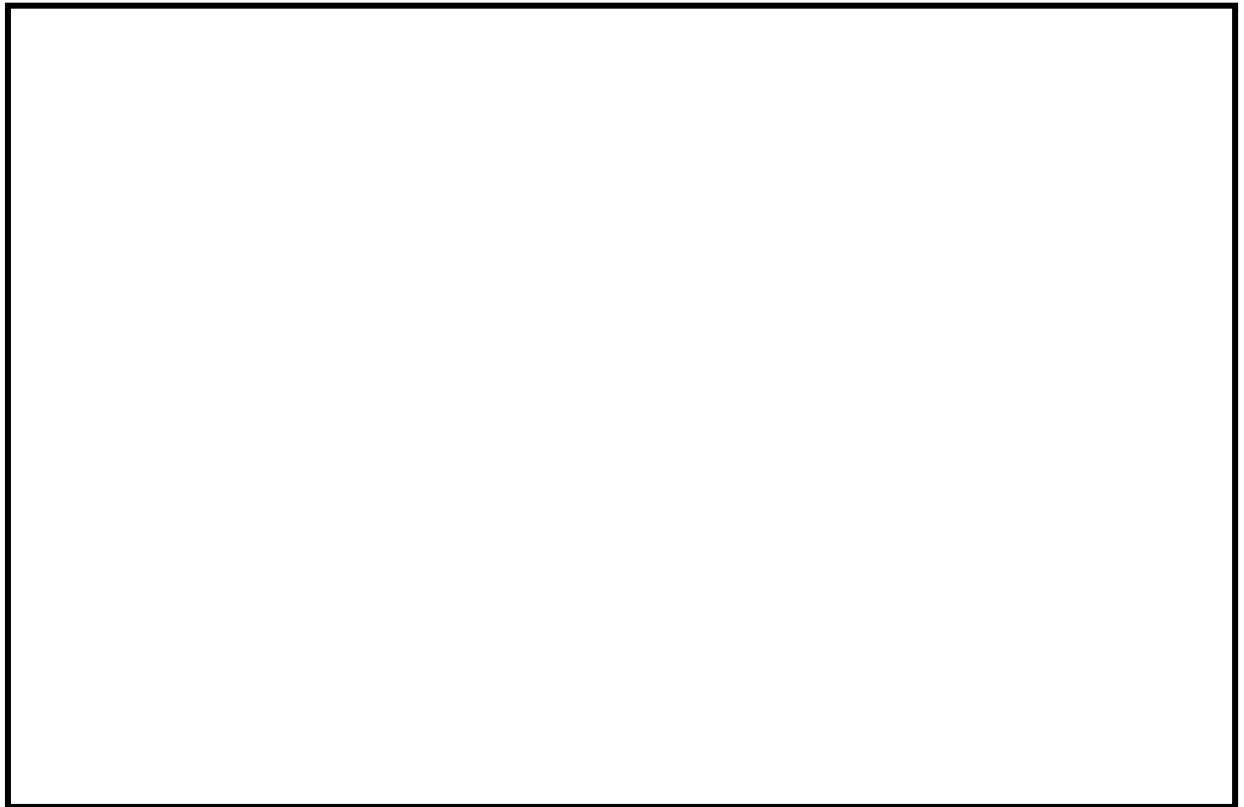


图 1-10 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-3）

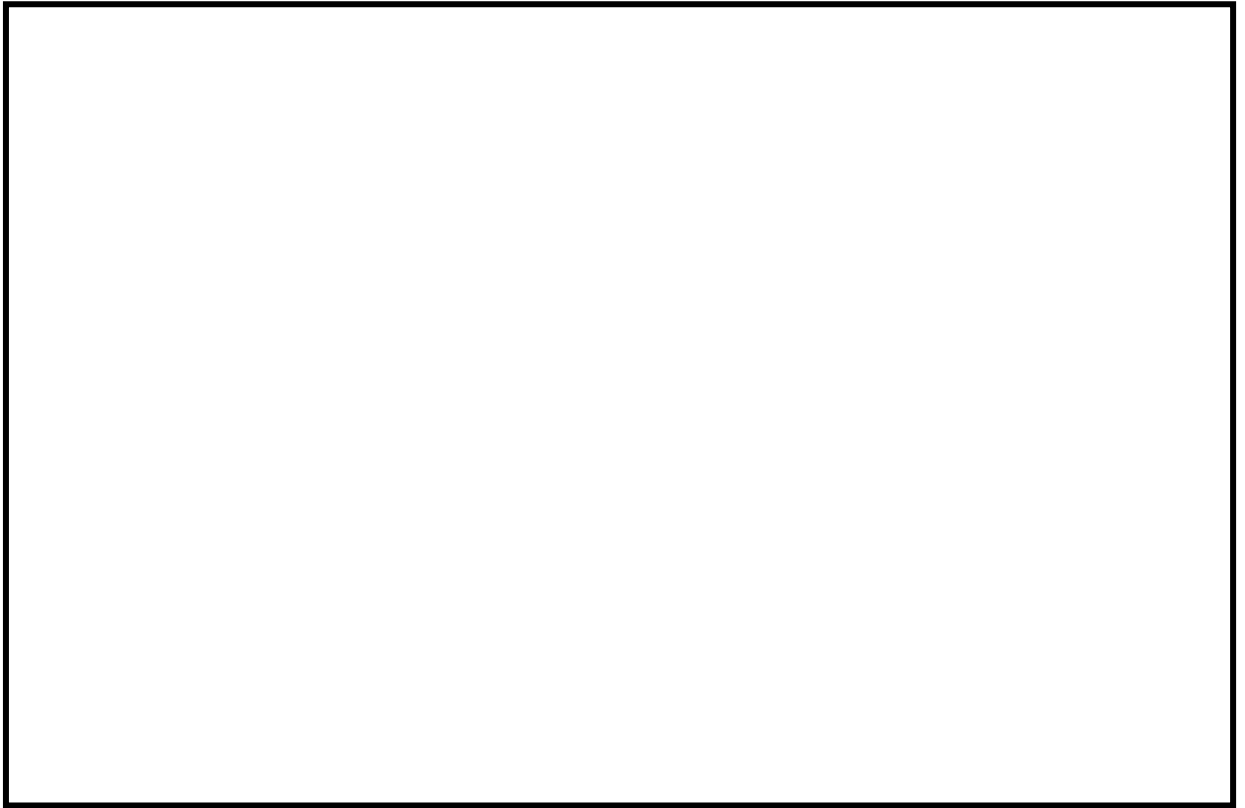


図 1-11 配管鳥瞰図（主蒸気系 MS-PD-4）

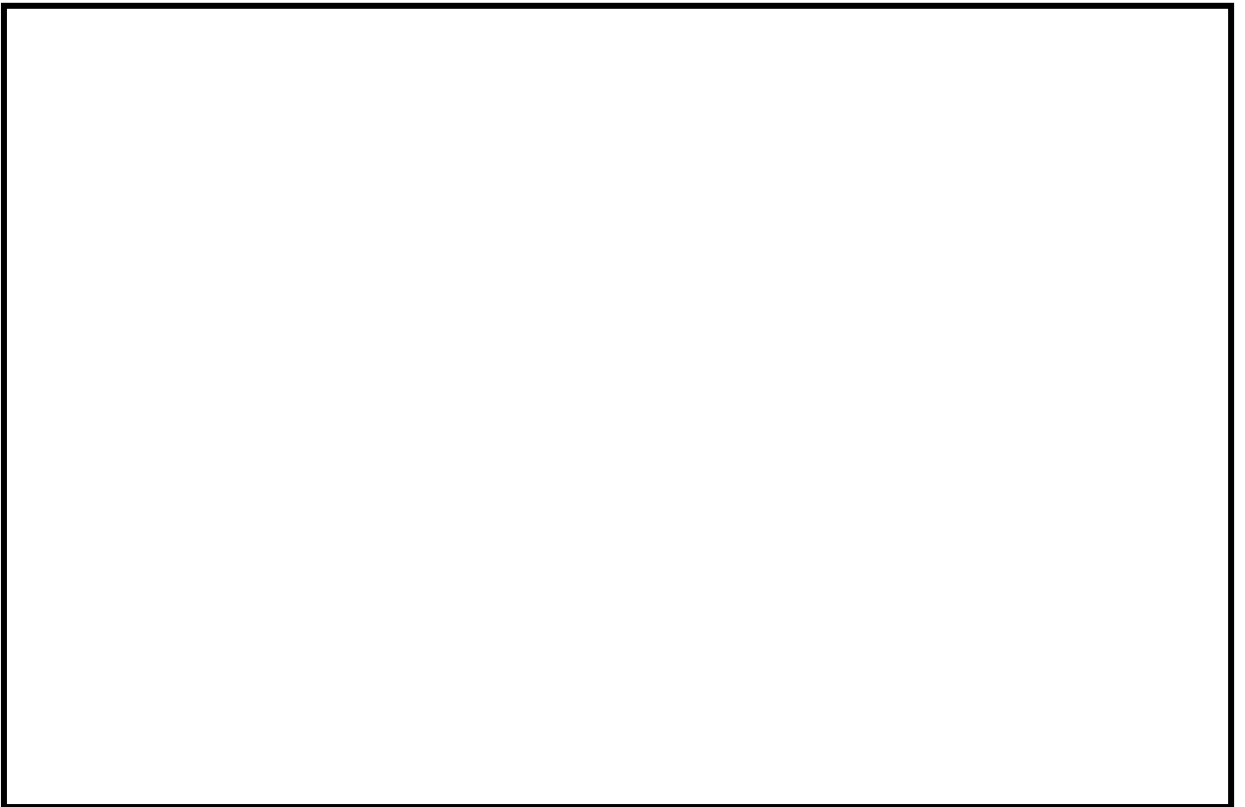


図 1-12 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-1）



図 1-13 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-2）

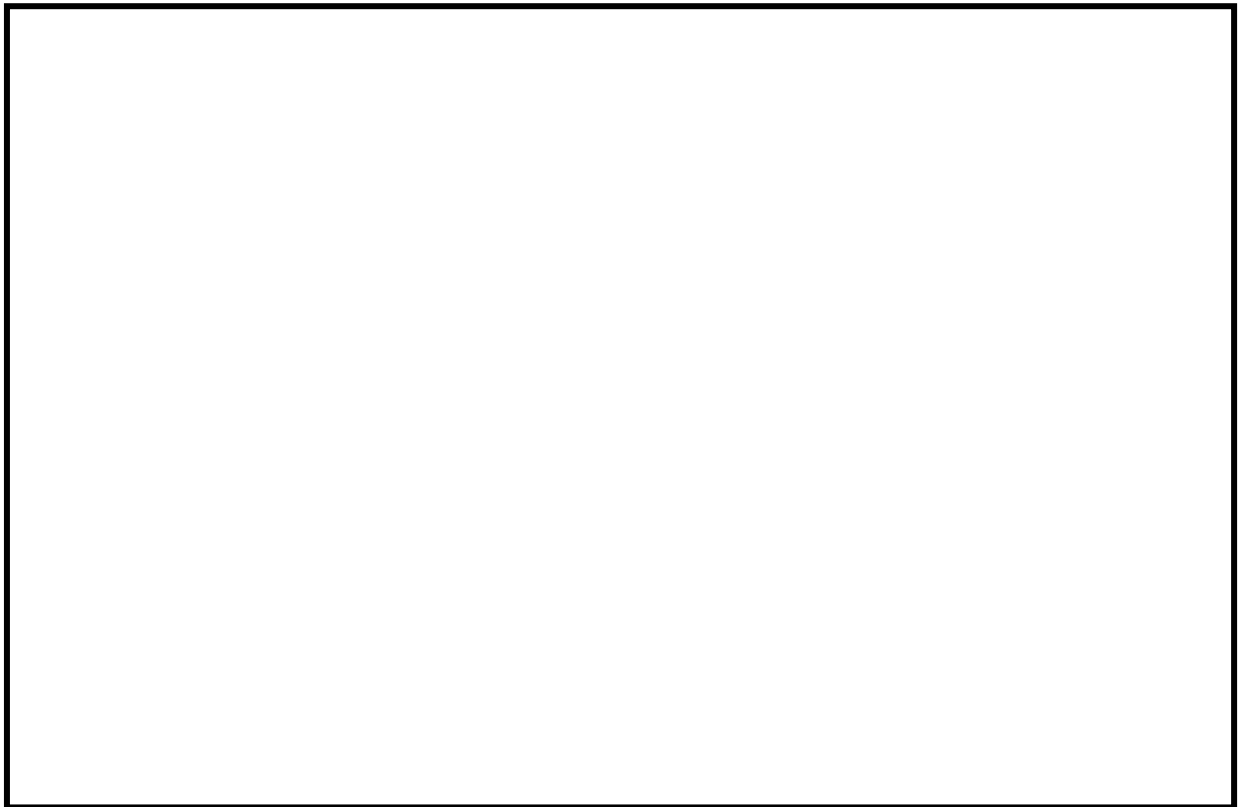


図 1-14 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-3）

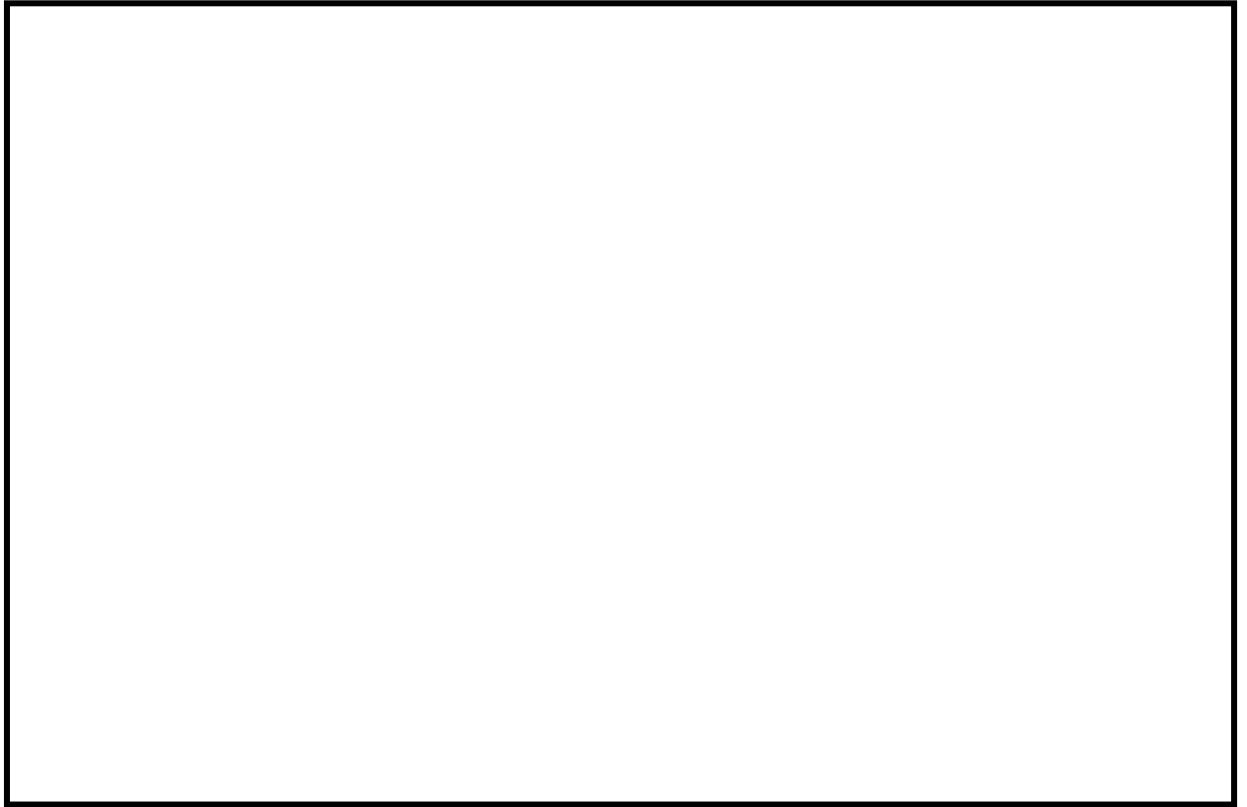


図 1-15 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-4）

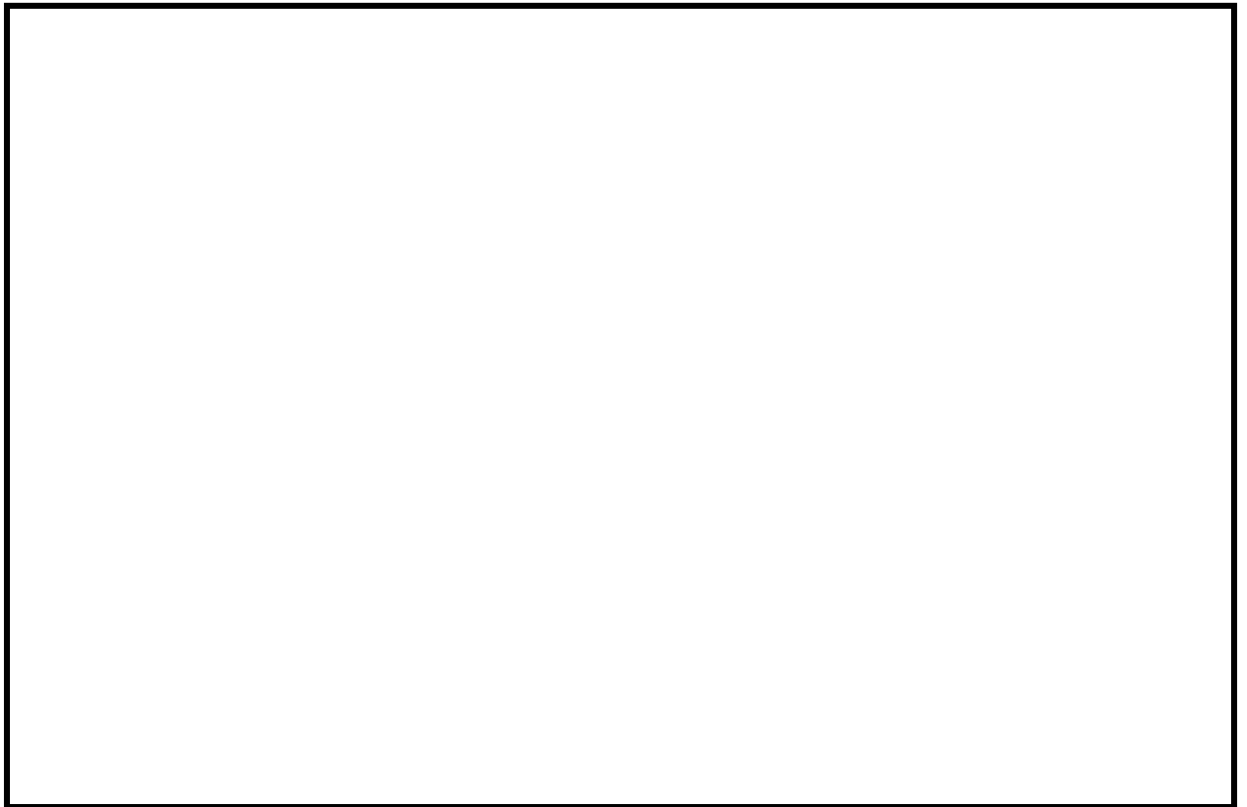


図 1-16 配管鳥瞰図（残留熱除去系 RHR-PD-5）

2. ガスタービン駆動補機（第一ガスタービン発電機）の
ミサイル評価について

目 次

1. 概要	2-1
2. 評価対象	2-1
3. 評価方針	2-2
4. 評価内容	2-2
5. 評価結果	2-5
6. ミサイル評価報告書とガスタービン（第一ガスタービン発電機）の ミサイル評価比較	2-6

1. 概要

ガスタービン駆動補機については、使用材料の検査、製品の品質管理、規格等に基づき安全設計及び定期検査により損壊防止を図ること、並びに調速装置及び非常調速装置を設けることにより損壊防止対策が十分実施される。

調速装置は、通常運転時の定格回転速度を一定に制御する機能及び事故時等の回転速度上昇を抑制する機能を有しており、事故時等において回転速度が定格回転速度以上に上昇しても、調速装置の機能により非常調速装置が作動する回転速度未満に制御できるように設計する。

非常調速装置は、万一、調速装置が機能することなく異常な過回転が生じた場合においても、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」及び「発電用火力設備の技術基準の解釈」に適合する定格回転速度の 1.11 倍を超えない範囲で作動し機器を自動停止させることにより、本設定値以上のオーバースピードとならない設計とし、オーバースピードに起因する機器の損壊を防止する。

また、各機器については非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態においても構造上十分な機械的強度を有する設計とし、非常調速装置については、各機器をオーバースピード状態にして非常調速装置の作動確認を行うとともに、非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態の健全性を確認することにより、機器の損壊を防止する。

以上のことにより、タービンミサイルが発生するような事故は極めて起こりにくいと考えられる。しかしながら、ガスタービンについては定格回転速度が \square min^{-1} と非常に高速であることを踏まえ、仮想的に圧縮機ディスク及びタービンディスクが損壊することを想定し、昭和 52 年 7 月 20 日付け原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」（以下「ミサイル評価報告書」という。）に基づき、損壊した回転体のケーシング貫通有無を評価する。

2. 評価対象

ガスタービン駆動補機（第一ガスタービン発電機）

機種	:	IM400
定格回転速度	:	\square min^{-1}
過速度トリップ	:	\square min^{-1}
圧縮機	:	軸流式 14 段
タービン	:	軸流式 4 段

3. 評価方針

ガスタービン駆動補機（第一ガスタービン発電機）の圧縮機ディスク及びタービンディスク損壊を想定した場合における，エンジンガードの貫通有無を評価する。

4. 評価内容

エンジンガードの貫通に対する評価については，ミサイル評価報告書及び，「ISES 7607-3 軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査その3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討」（高温構造安全技術研究組合）（以下「ISES 7607」という。）に記載のBRL式(Ballistic Research Laboratories Formula)を用いて評価を行う。

また，評価においては，ミサイル評価報告書に基づき，以下の条件を考慮する。

(1) 評価条件

- a. ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。（ min⁻¹）
- b. ディスクは破損する際，等分な四分割のミサイル化を考慮する。
- c. 貫通厚さの算出については，鋼板に対する貫通評価式としてBRL式を使用する。

(2) BRL式を用いた評価

エンジンガードに必要な板厚は，ISES 7607「3. 鋼板に対する評価」のBRL式から求め，影響を評価する。

$$T^{3/2} = \frac{0.5 \cdot M \cdot V^2}{17400 \cdot K^2 \cdot d^{3/2}} \quad \dots \quad \text{BRL式}$$

ここで，

T = 鋼板貫通厚さ (inch)

M = ミサイル質量 (lb · sec²/ft)

V = ミサイル速度 (ft/sec)

d = ミサイル直径 (inch)

K = 鋼板の grade に関する定数 (≒ 1.0) である。

ISES 7607「3. 鋼鉄に対する評価」のBRL式については、ヤード・ポンド単位のものであり、SI単位に換算すると、以下のとおりとなる。

$$T' = 2.54 \times 10^{-2} \times T(\text{m})$$

$$M' = 14.6 \times M(\text{kg})$$

$$V' = 0.3048 \times V(\text{m/s})$$

$$d' = 2.54 \times 10^{-2} \times d(\text{m})$$

したがって、SI単位ではBRL式は以下のとおりとなる。なお、本式については、V-3「強度に関する説明書」のうちV-3-別添1-1「竜巻への配慮が必要な施設の強度に関する説明書」での強度計算式と同一である。

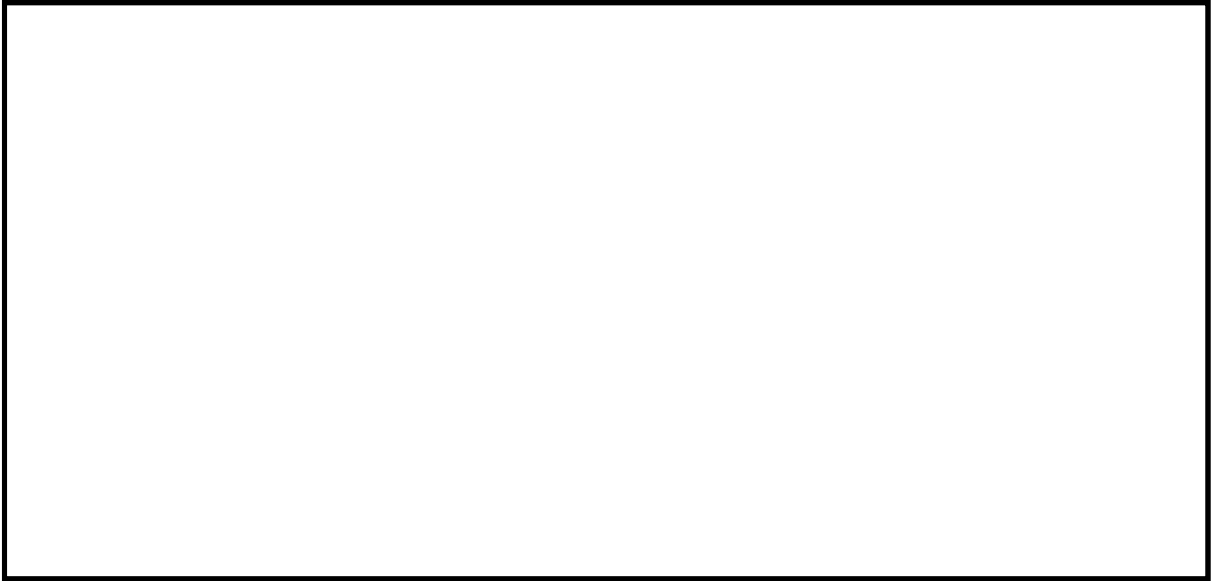
$$T'^{3/2} = \frac{0.5 \cdot M' \cdot V'^2}{1.4396 \cdot 10^9 \cdot K^2 \cdot d'^{3/2}}$$

(3) タービンミサイル計算条件及び計算値

タービンミサイルの計算条件及び計算値を以下の表1に示す。

表1 タービンミサイル計算条件及び計算値

--



注記* : 全14段のうち評価条件の厳しいものを記載する。

(4) 圧縮機ディスクの評価対象

貫通厚さの計算結果への影響が大きくなる条件として、圧縮機ディスクの質量及び径が大きくなるディスクを評価条件の厳しいものとして選定している。圧縮機ディスクの構造を図4.1に示す。

- ・ 第14段圧縮機ディスク : 全14段のうち、質量及び径が最大
- ・ 第1段圧縮機ディスク : 第14段に次いで質量が大きい
- ・ 第13段圧縮機ディスク : 第14段に次いで径が大きい



図4.1 圧縮機ディスク構造図

5. 評価結果

ガスタービン駆動補機に関して、仮想的に圧縮機ディスク及びタービンディスクが損壊することを想定しても、エンジンガード厚さはタービンミサイルの防護上必要な板厚を上回ることから、損壊した回転体がエンジンガードを貫通することなく内部に留まるため、タービンミサイルは発生しない。

仮想的損壊時のミサイル評価結果を表2 タービン駆動機器（第一ガスタービン発電機）のミサイル評価結果に示す。

表2 タービン駆動機器（第一ガスタービン発電機）のミサイル評価結果

--

6. ミサイル評価報告書とガスタービン（第一ガスタービン発電機）のミサイル評価比較

原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」	ガスタービン駆動補機（第一ガスタービン発電機）のミサイル評価（エンジンガード貫通評価）
<p style="text-align: center;">タービンミサイル評価について</p> <p style="text-align: center;">昭和52年7月20日 原子炉安全専門審査会</p>	<p style="text-align: center;">_____</p> <div data-bbox="1323 1117 1960 1348" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 20px auto; width: fit-content;"><p>本比較表中の「 」は、ミサイル評価報告書の評価内容をガスタービン（第一ガスタービン発電機）のミサイル評価における評価対象とする事項を示す。また、その補足説明を下線にて示す。</p></div>

原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル
評価について」

ガスタービン駆動補機（第一ガスタービン発電機）のミサイル評価
（エンジンガード貫通評価）

はじめに

本検討会は「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針5.に言う飛来物の内タービンミサイルをどのように評価するかについての判断基準等を決定することを目的とした。

本検討会は昭和52年6月の第160回原子炉安全専門審査会で上記目的のために設置された。以降合計4回の会合を持ち、鋭意検討を行い、本報告書をまとめた。

I 評価モデル

1. タービンミサイルの想定

i) 低圧タービン羽根

ii) T-Gカップリング

iii) 低圧タービンディスク（一体型ロータを含む）

iv) その他（タービンロータ、発電機ロータ等）を考える。

2. ミサイル防護の対象とすべき機器等⁽¹⁾

以下の観点から対象を選定する。

i) 原子炉の安全な停止機能の確保

ii) 原子炉格納容器と原子炉冷却材圧力バウンダリ同時破損防止

iii) 燃料及び使用済燃料プールの健全性の確保

iv) 残留熱除去機能の確保

v) 非常用電源の確保

上記のうち

系統の多重性、配置等の関連で具体的に格納容器内冷却材圧力バウンダリ、使用済燃料プールが対象となる。

I 評価モデル

1. タービンミサイルの想定

i) 評価対象外（羽根：小型ガスタービン翼であるため、質量（ミサイル質量：M）が小さく飛散時のエネルギーが小さい）

ii) 評価対象外（カップリング：重心位置が中央寄りであるため、評価速度（ミサイル速度：V）が小さい。また、小径で質量（ミサイル重量：M）が小さく飛散時のエネルギーが小さい）

iii) 評価対象として、圧縮機ディスク、タービンディスクを考慮する。

iv) 評価対象外（PTOシャフト：重心位置が中央寄りであるため、評価速度（ミサイル速度：V）が小さく飛散時のエネルギーが小さい。また、構造上長軸であり、飛散物となる破損形態になることは考え難い。）

2. ミサイル防護の対象とすべき機器等

評価対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）

原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」	ガスタービン駆動補機（第一ガスタービン発電機）のミサイル評価（エンジンガード貫通評価）
<p>3. 確率評価のモデル</p> <p>タービンミサイルの評価は発生確率（P_1）、到達確率（P_2）、破損確率（P_3）を総合した下記の式により行うこととする。</p> $P = \sum_i (P_{1i} \times P_{2i} \times P_{3i}) \quad (i = B, C, D, R)$ <p>但し B：低圧タービン羽根 C：T-Gカップリング D：低圧タービンディスク R：タービンロータ、発電機ロータ</p> <p>(1) 発生確率（P_1）</p> <p>I, 1で想定されている各項目がミサイル化する確率は、理論的な確率評価にもとづき、その妥当性が確認されたもの、もしくは、実績に基づきその妥当性が確認されたものを使用する。</p> <p>妥当性が確認されないときは、ミサイル発生確率（$\sum_i P_{1i}$）は1.0×10^{-4}/年⁽¹⁾とする。</p> <p>低圧タービンディスクのミサイル発生確率は5×10^{-5}/年とする。</p> <p>(2) 到達確率（P_2）</p> <p>I, 2の対象物に到達する確率は次の条件で算出したものとする。</p> <p>① 低圧タービン羽根</p> <ol style="list-style-type: none"> 低圧タービン最終段動翼1枚がミサイル化したと考える。 飛散羽根は羽根植込部を含めたものとする。 ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。 外部ケーシングより飛び出した時の残存エネルギーを2%とする。 ミサイルの飛び出し角度の確率分布については$0 \sim 2.5^\circ$（外側）の偏角内に一律とする。 <p>② T-Gカップリング</p> <ol style="list-style-type: none"> ロータに焼ばめした部分から脱落飛散してミサイル化したものとして考える。 ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。 脱落後の飛び出し時の残存エネルギーを4.5%とする。 ミサイルの飛び出し角度の確率分布については$\pm 2.5^\circ$の偏角内に一律に分布するものとする。 	<p>3. 確率評価のモデル</p> <p>評価対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）</p> <p>(1) 発生確率</p> <p>評価対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）</p> <p>(2) 到達確率</p> <p>① 低圧タービンの羽根</p> <p>評価対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）</p> <p>② T-Gカップリング</p> <p>評価対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）</p>

原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」

③ 低圧タービンディスク

- i) 低圧タービンディスクのうち1段がミサイル化したと考え各段の到達確率を平均して求める。
- ii) ミサイルの飛び出し角度の確率分布については最終段ディスク $0 \sim 25^\circ$ （外側）^(a)、中間段ディスク $\pm 5^\circ$ ^(a)の偏角内に一様に分布するものとする。
- iii) ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。

iv) ディスクは破損する際、等分に四分割し、上方に2片のミサイル化を考慮する。

④ その他

高圧タービンロータ、発電機ロータに関してミサイル化が考えられるものについては低圧タービンディスクに準じた評価を行うものとする。

(3) 破損確率 (P_2)

タービンミサイルの衝突により I, 2 の対象物が破損する確率は、その妥当性が確認されたものを使用する。妥当性が確認されないときは、破損確率を1とする。

II 判定基準

基本的な考え方は、タービンミサイルにより安全上重要な機器（I, 2の機器）が破損する確率が 10^{-7} /年^(a)以下となることを確認することである。

具体的な判断基準は以下のとおりとする。

ガスタービン駆動補機（第一ガスタービン発電機）のミサイル評価（エンジンガード貫通評価）

③ タービンディスク

- i) 評価対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）
- ii) 評価対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）

iii) ミサイル発生時の回転速度は設計過速度の上限値とする。
過速度トリップ設定値の $\square \text{ min}^{-1}$ とする。

- ・原子力蒸気タービンは、蒸気加減弁を急閉しても、蒸気加減弁が閉まるまでに蒸気が流れており、また、蒸気加減弁からタービンまでの間においても蒸気が残っており、過速度回転からオーバーシュート量を考慮しなければならない。
- ・一方で、ガスタービンは、燃焼ガスはガスタービン本体内にあるのみであり、燃料遮断した後はタービンを加速させるほどの燃焼ガスは残っていない。また、圧縮機とタービンが同軸で繋がっており、機能的にはタービンが回転すると、圧縮機がブレーキ役になるため、タービンはオーバーシュートしにくくなっている。

iv) ディスクは破損する際、等分に四分割し、上方に2片のミサイル化を考慮する。
ディスクは破損する際、等分な四分割のミサイル化を考慮する。

④ その他

ガスタービンの評価として、圧縮機ディスクの損壊を考慮し、上記③（タービンディスク）の iii 及び iv に準じた評価を行う。

(3) 破損確率

対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）

II 判定基準

対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）

原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」	ガスタービン駆動補機（第一ガスタービン発電機）のミサイル評価（エンジンガード貫通評価）
<p>1. 到達確率（$\sum P_{2,i}$）のみで評価する場合には、2のそれぞれ対象とすべき機器に対し、その確率が10^{-6}以下であればP_1が10^{-4}/年としても総合的にみて機器が破損する確率は10^{-7}/年以下となると評価してよい。</p> <p>10^{-3}をこえる場合には配置の変更、又は防護対策の強化等により10^{-3}以下にできればよい。</p> <p>2. 上記II, 1を満足しない場合にあっては、ミサイル発生確率$P_{1,i}$について評価して$\sum(P_{1,i} \times P_{2,i})$が$10^{-7}$/年以下となればよい。</p> <p>3. 上記II, 2を満足しない場合にあってはさらに破損確率$P_{3,i}$を評価して全体として$\sum(P_{1,i} \times P_{2,i} \times P_{3,i})$の値が$10^{-7}$/年以下であればよい。</p> <p>付 録</p> <p>1. ミサイル発生時のエネルギー ミサイル発生時のエネルギーとしては、タービンの回転による運動エネルギーのみとし、ミサイル化の際の弾性歪、車室内蒸気エネルギーの効果は考慮しない。</p> <p>2. ディスクミサイルのケーシング貫通後の飛び出し速度 ケーシング貫通後の飛び出し速度は$V_{min} \sim V_{max}$に一様に分布するとする。ここでV_{max}及びV_{min}は内部固定構造物（ノズル、ダイヤフラム外輪、翼根リング、翼梁など）の変形、内部ケーシング及び外部ケーシングの変形によるエネルギー損失及び飛散物の変形によるエネルギー損失を考慮して求めた最大及び最小速度である。なお変形及び貫通に用いる式は理論や実験で裏付けられ、タービンケーシング構造に対し妥当と考えられる式を使用するものとする。</p> <p>なおケーシング内部では直進及び回転エネルギーを評価するが、ケーシングを飛び出した後はすべて直進エネルギーになるものとする。</p> <p>3. 到達確率（$P_{2,i}$）の評価法 計算方法についてはSRP 3.5.1.3Appendix A⁽³⁾又は立面の効果考慮出来る同等の方法⁽³⁾を準用する。</p>	<p>1. ミサイル発生時のエネルギー 対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）</p> <p>2. ディスクミサイルのケーシング貫通後の飛び出し速度 対象外（ミサイルとなった場合の評価事項） ・本評価は主タービン等大型タービン評価に用いるものであり、実施試験結果等を踏まえ構築データが得られている場合の評価である。小型タービンであるガスタービンの場合、構築データが得られておらず、実験等による検証等が必要である。</p> <p>3. 到達確率（$P_{2,i}$）の評価法 対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）</p>

原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」

4. 貫通厚さ (T) の算出について
 以下に示す式及び係数を使用する。
 (1) コンクリートに対しては修正NDRCの式⁽¹⁾⁽²⁾を使用する。
 形状係数 (N) については
 タービン羽根 N=1.14
 T-Gカップリング N=0.72
 ディスク N=0.84
 ロータ N=0.84
 (2) 鋼板に対してはBRL⁽¹⁾⁽²⁾の式を使用する。

5. 遮蔽効果のとり方
 貫通確率 (P²)

$$P^2 = \frac{\int_{V_{min}}^{V_{max}} P^1(v) dV}{\int_{V_{min}}^{V_{max}} dV} \quad (A-1)$$
 ここではP¹(V)は図-1に示すように
 V < V_{p1} の場合 P¹(V)=0
 V_{p1} ≤ V ≤ V_{p2} の場合

$$P^1(V) = \frac{T_{max}(V) - T}{T_{max}(V) - T_{min}(V)}$$
 V_{p2} < V の場合 P¹(V)=1
 である。

ガスタービン駆動補機 (第一ガスタービン発電機) のミサイル評価 (エンジンガード貫通評価)

4. 貫通厚さ (T) の算出について
 (1) 対象外 ((2)の鋼板にて評価を行う)
 (2) 鋼板に対してはBRLの式を使用する。

貫通評価として、BRL式を用いる。詳細は、以下に基づく。
 ISES 7607-3 高温構造安全技術研究組合 軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査
 その3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討

BRL式 (Ballistic Research Laboratories Formula)

$$T^{3/2} = \frac{0.5 \cdot M \cdot V^2}{17400 \cdot K^2 \cdot d^{3/2}}$$

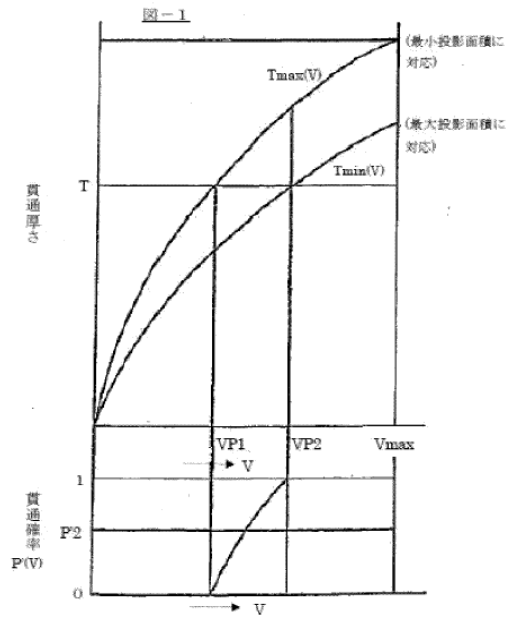
ここで、
 T=鋼板貫通厚さ (inch)
 M=ミサイル質量 (lb・sec²/ft)
 V=ミサイル速度 (ft/sec)
 d=ミサイル直径 (inch)
 K=鋼板の grade に関する定数 (≒1.0) である。

5. 遮蔽効果のとり方
 対象外 (ミサイルとなった場合の評価事項)

ただし、 $T_{max}(V)$ ：ミサイルの最小投影面積に対応する貫通最大厚さ
 $T_{min}(V)$ ：ミサイルの最大投影面積に対応する貫通最小厚さ
 T ：有効壁厚

6. 入射角の効果について

ミサイル貫通厚さの計算に、壁に対するミサイルの入射角の効果も考慮してもよい。
 ただし、壁面に対するミサイル入射角を θ とすればその効果は $\cos^2\theta$ とする。



6. 入射角の効果について
 対象外（ミサイルとなった場合の評価事項）

原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」

ガスタービン駆動補機（エンジンガード発電機）のミサイル評価（エンジンガード貫通評価）

参 考 文 献

- (1) R.G.I. 115 Rev 1. Working Paper "B" 27 Jan 1977 "Protection Low Trajectory Turbine Missiles"
- (2) Standard Review Plan SEC 3.5.1.3 "Turbine Missiles" Against
- (3) Nuclear Safety Vol 14 No.3 May-June 1973 "Probability of Damage to Nuclear Components Due to Turbine Failure" by Spencer H. Bush
- (4) ISES 7607-3 高温構造安全技術研究組合
軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査
その8 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討

- (4) ISES 7607-3 高温構造安全技術研究組合
軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査
その3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討
- BRL式の引用として、本文献を参照する。

3. ディーゼル駆動補機及びタービン駆動補機の評価対象並びに
過速度トリップ設定値について

目 次

1. ディーゼル駆動補機, 蒸気タービン駆動補機及び
 ガスタービン駆動補機の評価対象について …………… 3-1
2. ディーゼル駆動補機, 蒸気タービン駆動補機及び
 ガスタービン駆動補機の過速度トリップ設定値について …… 3-2

1. ディーゼル駆動補機、蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の評価対象について
 ディーゼル駆動補機、蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の高速回転機器の損傷
 に関しては、高速回転機器が過速度に起因する損傷に伴う飛散物とならないことを説明するもの
 であるが、設計基準対象施設に関しては技術基準規則の要求事項に変更がない。

このことから、今回の評価対象機器としては、ディーゼル駆動補機、蒸気タービン駆動補機及
 びガスタービン駆動補機のうち、新たな設計基準対象施設及び重大事故等対処設備とする。

表 3-1 にディーゼル駆動補機、蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の評価対象
 を示す。

表 3-1 ディーゼル駆動補機、蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の評価対象

機器（回転機器）		ディーゼル 駆動	蒸気タービン 駆動	ガスタービン 駆動	評価 対象
設計 基準 対象 施設	ディーゼル駆動消火ポンプ（5号機設備，6，7 号機共用）	○			○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ		○		
	蒸気タービン		○		
	タービン駆動原子炉給水ポンプ		○		
	非常用ディーゼル発電機	○			
	発電機		○		
重 大 事 故 等 対 処 設 備	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）（6，7号機共 用）	○*			○
	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6，7号機共 用）	○*			○
	高圧代替注水系ポンプ		○		○
	大容量送水車（海水取水用）（6，7号機共 用）	○*			○
	大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6，7号 機共用）	○*			○
	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6，7 号機共用）	○*			○
	第一ガスタービン発電機（6，7号機共用）			○	○
	電源車（6，7号機共用）	○			○
	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電 源設備（6，7号機共用）	○			○
	モニタリングポスト用発電機（6，7号機共 用）	○			○
可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備（6，7号 機共用）	○			○	

注記*：これらのポンプについては、非常调速装置がないため、異常な過回転に伴う異常振動等が
 確認された場合、手動での非常停止が可能な設計とする。

2. ディーゼル駆動補機，蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の過速度トリップ設定値について

高速回転機器のうち，非常调速装置を設けている新たな設計基準対象施設及び重大事故等対処設備であるディーゼル駆動補機，蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機の過速度トリップの設定値をそれぞれ表 3-2，表 3-3 及び表 3-4 に示す。

表 3-2 ディーゼル駆動補機の過速度トリップ設定値

機器 (回転機器)	回転速度			
	定格回転速度 (min ⁻¹)	過速度トリップ回転速度 (min ⁻¹)	<参考> 発火基準* ¹ (非常调速装置)	<参考> NEGA* ² (保護装置)
ディーゼル駆動消火ポンプ (5号機設備, 6, 7号機共用)	1,500	1,725 (約 115%)	1.16 倍を超える以前	116%以下
電源車 (6, 7号機共用)	1,500	1,690 (約 113%)		
5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 (6, 7号機共用)	1,500	1,725 (約 115%)		
モニタリングポスト用発電機用内燃機関 (6, 7号機共用)	1,500	1,725 (約 115%)		
可搬型窒素供給装置用可搬型電源設備用内燃機関 (6, 7号機共用)				

注記*1 : 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令及び発電用火力設備の技術基準の解釈に基づく過速防止装置の作動範囲

*2 : 可搬形発電設備技術基準 (NEGA C 331:2005) に基づく過回転防止装置の動作値

表 3-3 蒸気タービン駆動補機の過速度トリップ設定値

機器 (回転機器)	回転速度	
	定格回転速度 (min ⁻¹)	過速度トリップ回転速度 (min ⁻¹)
高圧代替注水系ポンプ	5,948 (縮切運転時)	

表 3-4 ガスタービン駆動補機の過速度トリップ設定値

機器 (回転機器)	回転速度		
	定格回転速度 (min ⁻¹)	過速度トリップ回転速度 (min ⁻¹)	<参考> 発火基準* (非常调速装置)
第一ガスタービン発電機 (6, 7号機共用)			1.16 倍を超える以前

注記* : 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令及び発電用火力設備の技術基準の解釈に基づく過速防止装置の作動範囲

原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の
構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に
関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間について	1-1
2. ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置の演算時間について	2-1
3. ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置による漏えい検出の評価時間の 保守性について	3-1
4. 凝縮水量が平衡に達する時間に関する妥当性について	4-1
5. ドレン配管移送時間の算出について	5-1
6. 漏えい検出設備の検出時間評価に使用する配管及び床面の粗度係数について	6-1
7. ドライウェル廃液サンプル水位測定装置の漏えい検出の評価時間の保守性について	7-1
8. ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置監視不能時の対応について	8-1

1. ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間について

ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置は、容積式流量検出器からのパルス信号を、変換器にて電流信号へ変換し、原子炉系制御盤内の演算装置を經由して指示部にて流量信号に変換し監視する。なお、容積式流量検出器においては 0.23m³/h(3.8L/min)のような低流量域においても計測できるよう、適切な容量を有するバケット（容量：250mL）を選定している。

警報動作範囲は、0～20L/min で設定可能であり、全漏えい量 0.23m³/h（3.8L/min）の蒸気分（1.5L/min）の漏えいに相当する流量になる前（1.35L/min）に、ドライウェル冷却器ドレン流量大の警報を中央制御室に発信する。なお、警報動作流量以上の流量では、警報動作状態を継続する。（図 1-1「ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量の概略構成図」参照）

パルス信号積算値出力は 1 分毎に更新されることから、変換器の出力は 1 分間のパルス信号積算値出力を次の 1 分間の出力まで保持する設計としている。また、1.35L/min に到達する前にパルス信号積算値が出力される可能性があることから、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出遅れ時間として 2 分に設定する。（図 1-2「ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間の考え方」参照）

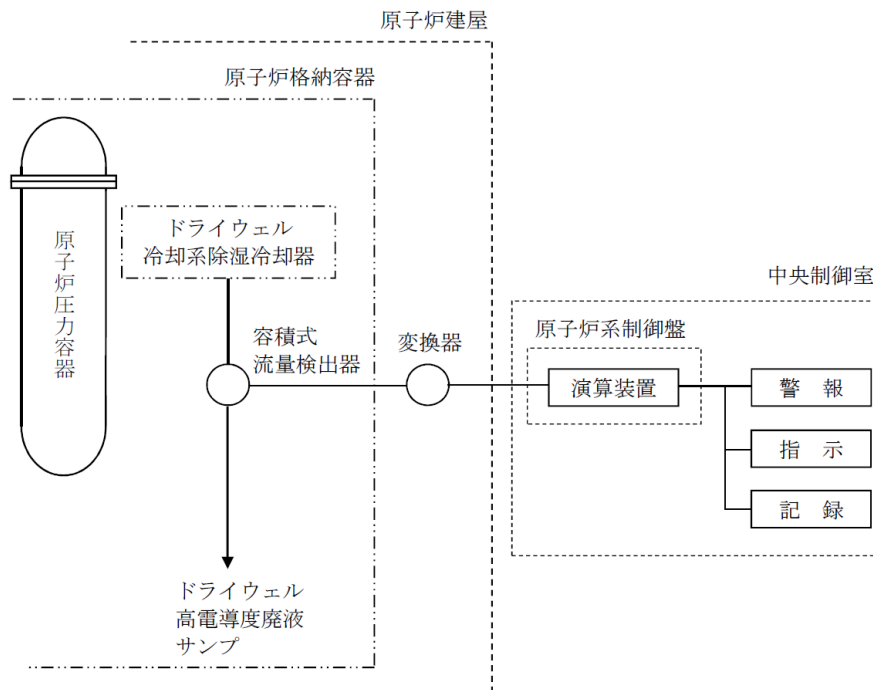


図 1-1 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の概略構成図

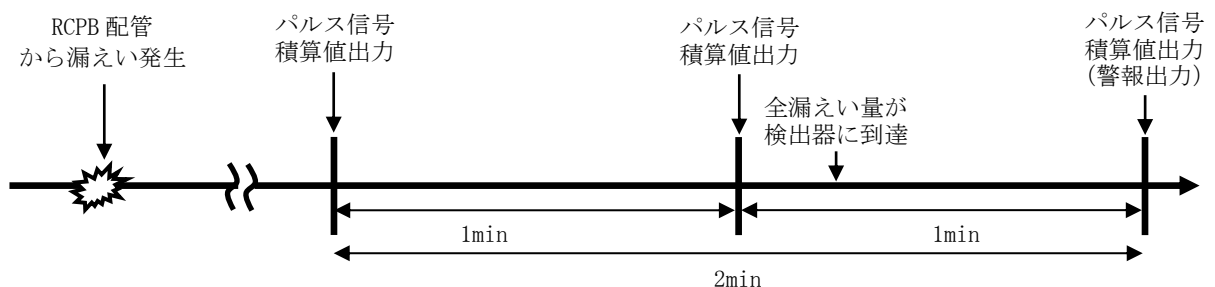


図 1-2 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間の考え方

2. ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の演算時間について

ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置は、超音波式水位検出器からの電流信号を、原子炉系制御盤内の演算装置にて流量信号に変換し監視するとともに、指示部にて水位信号へ変換し監視する。

警報動作範囲は、0~20L/min で設定可能であり、全漏えい量 0.23m³/h (3.8L/min) の漏えいに相当する流量になる前 (3.55L/min) に、ドライウェル高電導度廃液サンプ流量大の警報を中央制御室に発信する。なお、警報動作流量以上の流量では、警報動作状態を継続する。(図 2-1「ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の概略構成図」参照)

水位変化率は 3 分周期で演算した 4 回分の水位測定データを用いて単純移動平均により計算するため、漏えい発生から少なくとも 3 回分の水位測定 (9 分) + 水位平均演算時間 (25 秒) が必要となる。また、演算開始とドレン流入開始のタイミングによっては検出できないことも考えられるため、1 回分 (3 分) 多い時間を考慮する必要がある。これより、検出時間は 12 分 25 秒となるが、保守的に 13 分後に検出可能と設定する。(図 2-2「ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の演算時間」参照)

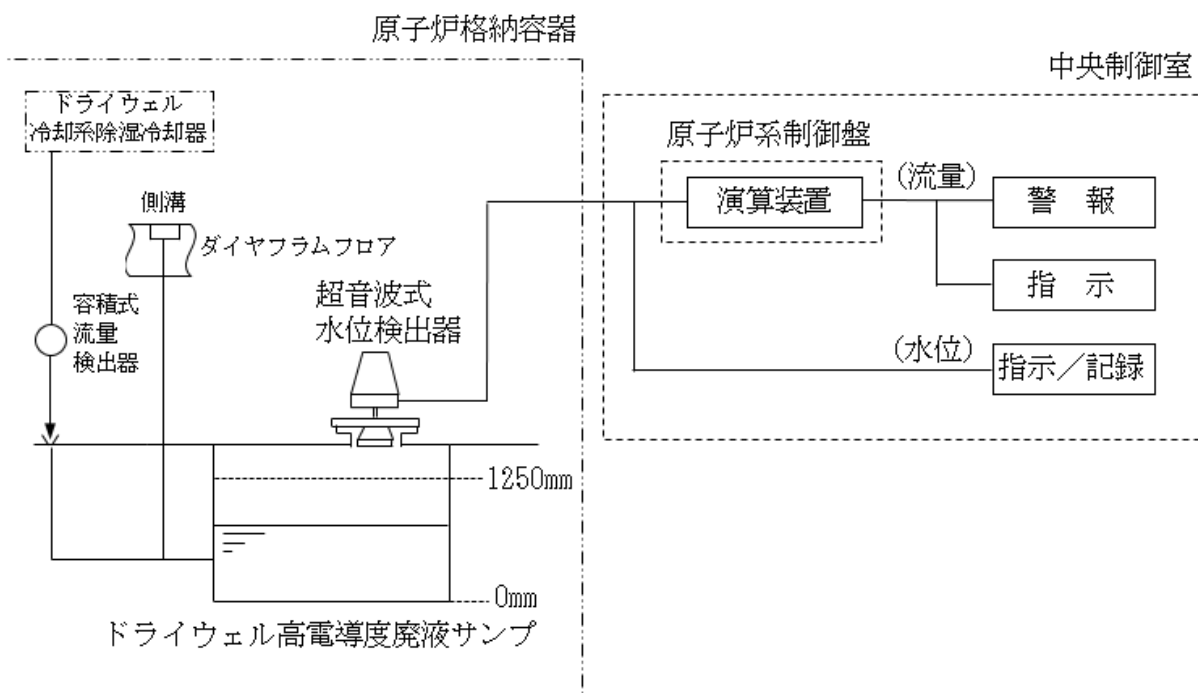
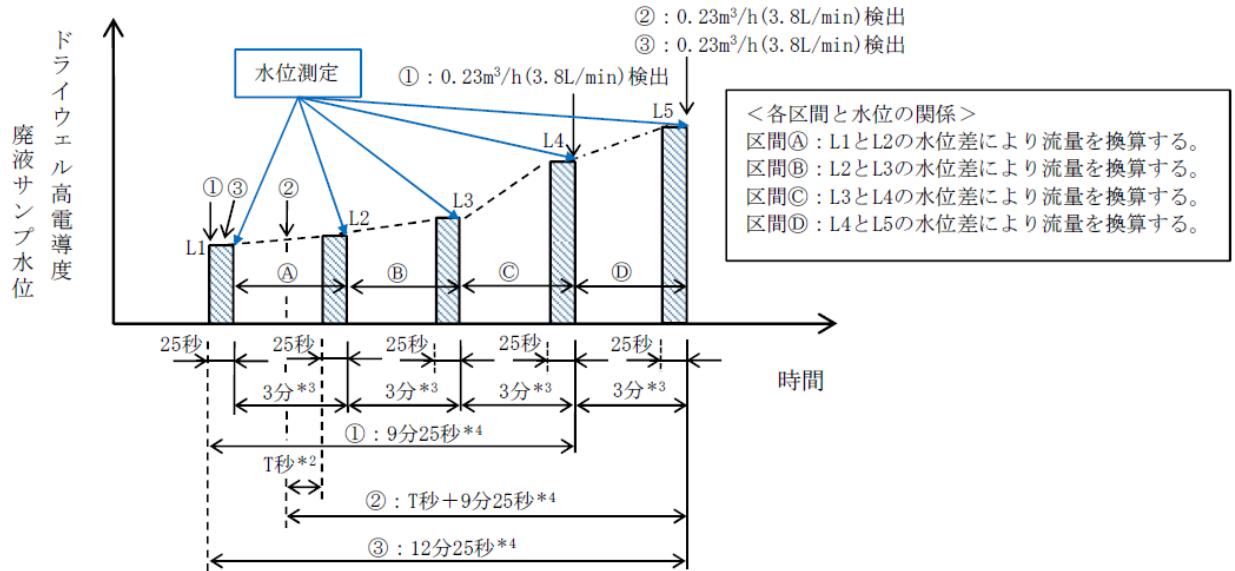


図 2-1 ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の概略構成図

- ケース①：漏えい^{*1}開始と演算周期が合致（9分25秒後に0.23m³/h(3.8L/min)を検出）
 ケース②：漏えい^{*1}開始が演算周期後（T秒+9分25秒後に0.23m³/h(3.8L/min)を検出）
 ケース③：漏えい^{*1}開始が演算周期前（12分25秒後に0.23m³/h(3.8L/min)を検出）



- 注記*1 3.8L/minの漏えい量に相当するドレンがドライウエル高電導度廃液サンプルに流入することを仮定。
 *2 T秒：0秒<T≤(180-25)秒
 *3 有意な水位変化を検出するため、3分周期としている。
 *4 漏えい発生を確実に検出するため、4回分の水位測定データを平均して計算している。

＜各ケースと各区間の関係＞

- ケース①：区間④、区間⑤、区間⑥により流量を換算し、9分25秒後に警報を発信する。
 ケース②：区間⑤、区間⑥、区間⑦により流量を換算し、T秒+9分25秒後に警報を発信する。
 ケース③：区間⑤、区間⑥、区間⑦により流量を換算し、12分25秒後に警報を発信する。

各ケースにおける演算時間を比較し、ケース③における時間（12分25秒）に保守性を考慮して、演算時間を13分とした。

図 2-2 ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置の演算時間

3. ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置による漏えい検出の評価時間の保守性について
ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置による漏えい検出時間 ($T_1 \sim T_3$ の合計 41 分) には、以下のとおり保守性を見込んでおり、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間 (T_4) の 2 分を加えても 60 分を超えないため、問題なく 1 時間以内に $0.23\text{m}^3/\text{h}$ の漏えい量 (蒸気分) を検出可能である。

3.1 ドライウェル冷却系除湿冷却器までの蒸気到達時間： $T_1=4$ 分における保守性

漏えいした蒸気がドライウェル冷却系除湿冷却器 (以下、「除湿冷却器」という。) の冷却コイルに達し、冷却が開始されるまでの時間 T_1 を評価する際には、除湿冷却器に到達するまでの時間に「3.2 凝縮水量が平衡に到達する時間」で述べる原子炉格納容器内に漏えいした蒸気が徐々に充満し平衡状態となる過程も一部で始まっているが、そのことは考慮せず保守的に評価している。

また、RCPB 配管から漏えいした蒸気が除湿冷却器の冷却コイルに達する最長経路は、漏えい蒸気を含む原子炉格納容器内の空気がドライウェル冷却系送風機 (以下、「送風機」という。) により一巡する時間を T_1 とすることで保守的に評価している。

3.2 凝縮水量が平衡に到達する時間： $T_2=31$ 分における保守性

漏えい蒸気が凝縮に要する時間は、除湿冷却器における凝縮水量が蒸気分の漏えい量と平衡となる時間として評価している。ここで、本評価に対しては確実に漏えい蒸気分の検出を可能とするために、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の警報設定値を漏えい蒸気の 90% とすることで対応する。

凝縮水量と経過時間の関係は、図 3-1 に示すとおりであり、凝縮水量が蒸気分の漏えい量の 90% に達する時間は約 30.8 分である。これを保守的に 31 分としている。

また、平衡に達する時間の妥当性については、「4. 凝縮水量が平衡に達する時間に関する妥当性について」にて示す。

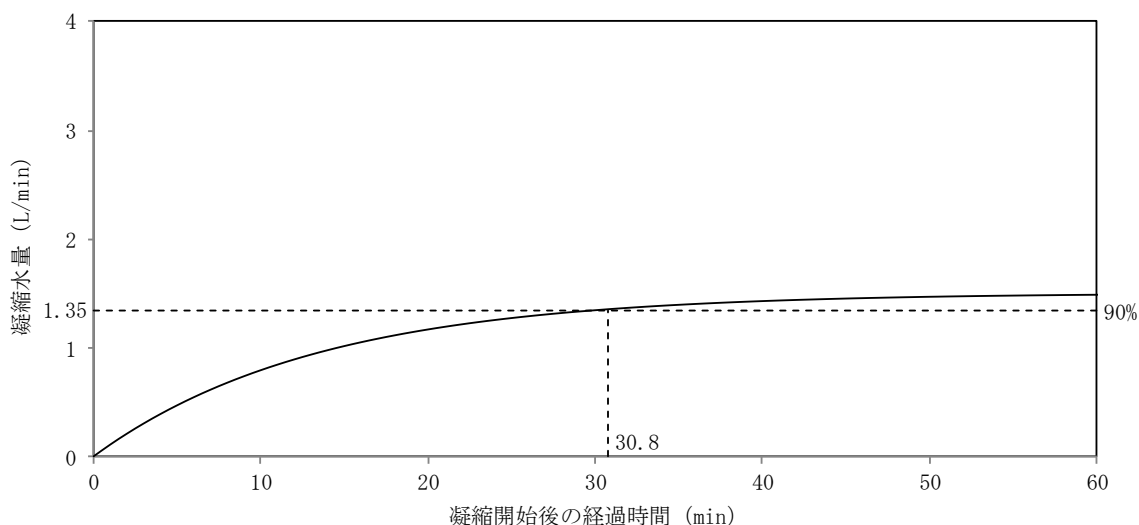


図 3-1 凝縮水量が平衡に達する時間

3.3 ドレン配管移送時間（ドライウェル冷却系除湿冷却器～ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置）： $T_3=6$ 分における保守性

除湿冷却器からドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置までのドレン配管には、垂直部、水平部（1/100 こう配）があるが、ドレン配管移送時間を評価する際には、保守的に垂直部を含む全体を水平部と同じ1/100 こう配と仮定し、さらに評価用長さを配管の設計長さに1.1倍を乗じて評価している。

なお、除湿冷却器からドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置までのドレン配管には、40A、50A及び80Aの配管口径があるが、最も保守的となる80Aの配管は全体の3%以下であり、配管長さの余裕10%に含まれるため、すべての配管を50Aと仮定し評価している。

垂直配管の流速は水平部より早くなり、さらに小さい配管口径の流速は大きい配管口径より早くなることから、実際の検出時間は評価時間よりも短くなると考えられる。

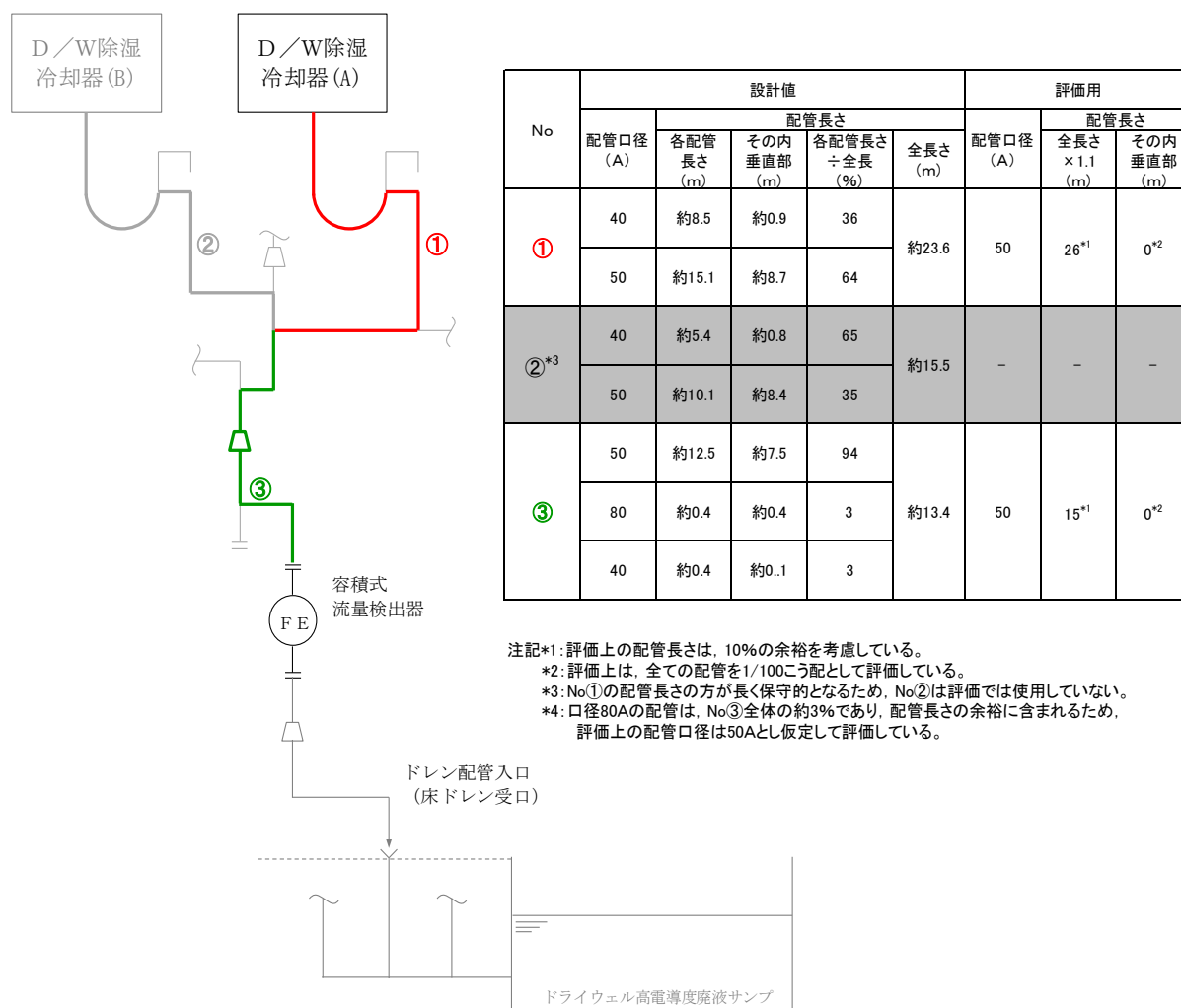


図 3-2 ドレン配管移送時間

(ドライウェル冷却系除湿冷却器～ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置)

3.4 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出遅れ時間： $T_4=2$ 分

ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出遅れ時間を「1. ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間について」に示す。

3.5 ドレン配管移送時間（ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置～ドライウェル高電導度廃液サンプル）： $T_5=2$ 分における保守性

ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置からドライウェル高電導度廃液サンプルまでのドレン配管には、垂直部、水平部（1/100 こう配）があるが、ドレン配管移送時間を評価する際には、保守的に垂直部を含む全体を水平部と同じ1/100 こう配と仮定し、さらに評価用長さを配管の設計長さに1.1倍を乗じて評価している。

また、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置からドライウェル高電導度廃液サンプルまでのドレン配管には、40A、50A及び80Aの配管口径があるが、最も保守的となる80Aが全体の87%であるため、すべての配管を80Aと仮定し評価している。

垂直配管の流速は水平部より早くなり、さらに小さい配管口径の流速は大きい配管口径より早くなることから、実際の検出時間は評価時間よりも短くなると考えられる。

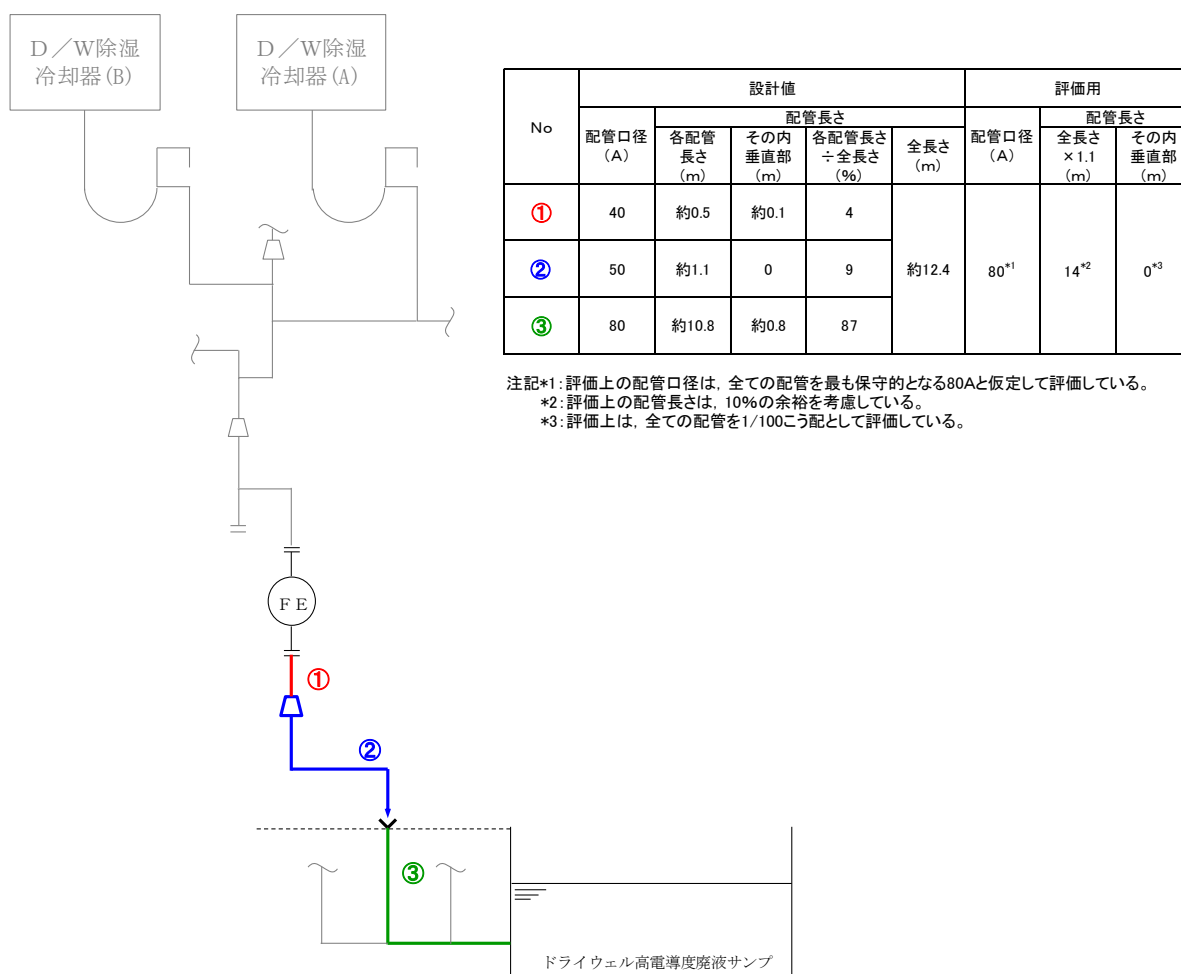


図 3-3 ドレン配管移送時間

(ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置～ドライウェル高電導度廃液サンプル)

4. 凝縮水量が平衡に達する時間に関する妥当性について

4.1 ドライウェル冷却系の設置目的について

ドライウェル冷却系は、通常運転時において、送風機による強制循環及びドライウェル冷却系冷却器（以下、「冷却器」という。）及び除湿冷却器による冷却によって、原子炉格納容器内の機器、配管等からの発熱を除去するために設置している。

冷却器及び除湿冷却器の容量は、通常運転時における原子炉格納容器内の環境維持のための必要冷却量を基に設定し、原子炉格納容器内の平均温度を 57 °C 以下に維持するために必要な容量としている。

4.2 ドライウェル冷却系の構造・機能について

4.2.1 ドライウェル冷却系の構成について

RCPB 配管から原子炉格納容器内へ漏えいが生じたときに、蒸気分については原子炉格納容器に配置されるドライウェル冷却系にて冷却される。ドライウェル冷却系は原子炉格納容器内に送風機 3 台、冷却器 3 台及び除湿冷却器 2 台が設置されており、通常運転時は送風機 2 台、冷却器 2 台、除湿冷却器 2 台運転とし、送風機及び冷却器のそれぞれ 1 台は予備としている。

また、ドライウェル冷却系のうち、冷却器の 3 台は原子炉格納容器循環空気冷却用として原子炉補機冷却水系より冷水を供給し、除湿冷却器の 2 台は換気空調補機常用冷却水系より冷水を供給し、原子炉格納容器雰囲気低湿度に維持する設計としている。

冷却器及び除湿冷却器の冷却ユニットは、ユニット構成部材（骨組鋼材、外板等）で風路を形成し、冷却コイルを鋼材に取付け、その設置面をパッキンでシールし、送風機により吸込口から取り込まれた空気及び吐出口から吐き出された空気がバイパスすることなく冷却コイルを通過する構造とする。冷却ユニットの概略図を下記の図 4-1 に示す。

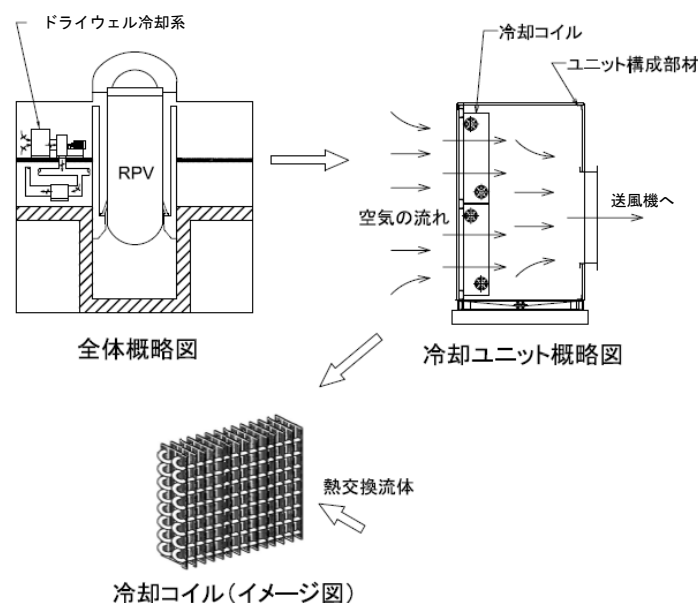


図 4-1 ドライウェル冷却系の概略図

4.2.2 ドライウェル冷却系の冷却能力について

ドライウェル冷却系は、通常運転時において、ドライウェル内の機器、配管等からの発熱を除去するため、また、ドライウェル内配管の大气による腐食防止対策として、ドライウェル雰囲気気を低湿度に保つために設置している。

プラント通常運転時、ドライウェル内に設置されている各機器からの放熱及びサプレッションプール、格納容器床ドレンサンプからの蒸発分の凝縮による熱負荷は 0.927 MW 程度である。一方、冷却器及び除湿冷却器の交換熱量（合計）は 1.009 MW であることから、ドライウェル内雰囲気気を平衡状態に維持することができる。

4.2.3 蒸気漏えい時

蒸気漏えいが発生した場合には、ドライウェル冷却系の熱負荷に凝縮潜熱分の除熱能力が追加される。原子炉冷却材の漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{L}/\text{min}$) に相当する蒸気 $1.5\text{L}/\text{min}$ ($=1.5\text{kg}/\text{min}$) を凝縮するために必要な除熱量は 0.056 MW であり、次式で求められる。

$$1.5\text{ kg}/\text{min} \div 60 \times (2.676 \times 10^6\text{ J}/\text{kg} - 0.419 \times 10^6\text{ J}/\text{kg}) = 0.056\text{ MW}$$

漏えい量 Q_1	: 1.5 kg/min (蒸気分)
大气圧での蒸気のエンタルピ	: $2.676 \times 10^6\text{ J}/\text{kg}$
大气圧での水のエンタルピ	: $0.419 \times 10^6\text{ J}/\text{kg}$

以上より、 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ($3.8\text{L}/\text{min}$) の漏えいにより蒸気漏えいが発生した際のドライウェル冷却系の冷却器及び除湿冷却器は、凝縮潜熱分 0.056 MW の除熱能力が追加されるものの、冷却器及び除湿冷却器の交換熱量（合計）は 1.009 MW であることから、十分な除熱能力を有している。したがって、漏えい蒸気は、ドライウェル冷却系にて問題なく凝縮するものと考えられる。

5. ドレン配管移送時間の算出について

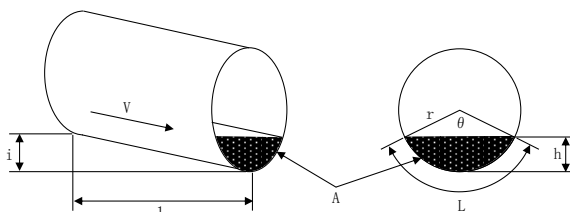
ドレン配管移送時間 (T_3, T_5, T_7, T_8) の算出において、ドレンの流速 v を求めるときに解が複数存在する場合があるため、このときの算出条件について、以下に示す。

v は m の関数、さらに m は A と L つまり θ の関数になる。一方、 Q は A と θ の関数となる。ガンギェ・クッタの経験式は開渠（上蓋のされていない水路）に適用される経験式であるため、水密状態に近い範囲 ($180 \leq \theta \leq 360$) は適用範囲外となる。

(算出式：ガンギェ・クッタの経験式)

$$v = C\sqrt{m \cdot i} \quad \dots \dots \dots (5.1)$$

$$C = \frac{23 + (1/n) + (0.00155/i)}{1 + \{23 + (0.00155/i)\} \cdot (n/\sqrt{m})} \quad \dots \dots \dots (5.2)$$



記号	記号説明	単位	計算式
n	粗度係数	—	配管材固有の値
i	こう配	—	—
r	配管半径	m	—
Q	流量	m^3/s	—
θ	弦の角度	rad	仮定値
h	流体深さ	m	$h = r \cdot (1 - \cos(\theta/2))$
L	ぬれぶち長さ	m	$L = r \cdot \theta$
A	断面積	m^2	$A = 1/2 \times r^2(\theta - \sin \theta)$
m	平均深さ	m	$m = A/L$
C	流速係数	—	(5.2) 式
L_p	配管長	m	—
v_1	断面積から求めた流速	m/s	$v_1 = Q/A$
v_2	ガンギェ・クッタの経験式から求めた流速	m/s	(5.1) 式
T	時間遅れ	min	$T = L_p/v_2/60$
Δv	収束誤差	m/s	$\Delta v = v_1 - v_2$

実際の計算においては、平均流速 v 、断面積 A 及びぬれぶち長さ L を求める必要がある。ここで、流体平均深さ m をある値と仮定することで断面積 A を算出し、流量と断面積から算出した流速と、上記 (5.1) 式及び (5.2) 式により算出した流速が同値となるまで、弦の角度 θ を変化させ、収束計算を行うことで算出する。

6. 漏えい検出設備の検出時間評価に使用する配管及び床面の粗度係数について

6.1 ドレン配管の粗度係数

除湿冷却器にて凝縮した凝縮水をドライウェル高電導度廃液サンプまで移送するドレン配管及び保温材からの漏えい水をドレン配管入口からドライウェル高電導度廃液サンプまで移送するドレン配管内を流れる漏えい水の流速は、シェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式を基に算出しており、この際に配管の内面粗さを表すパラメータとして粗度係数を使用している。

本評価で使用する粗度係数は、「機械工学便覧」に記載されている黄銅管の粗度係数(0.009～0.013)を参考に0.01としている。

なお、粗度係数は以下に示す Manning-Strickler の式を用いて評価することも可能であり、実機におけるステンレス鋼管の粗度係数は0.01以下となることも考慮し、本評価で用いる粗度係数は0.01としている。

(算出式：Manning-Strickler の式)

$$n = \frac{k_s^{1/6}}{7.66 \times \sqrt{g}}$$

n：粗度係数

k_s ：相当粗度 (=配管内面粗さ)

g：重力加速度 (=9.80665m/s²)

表 6-1 ステンレス鋼管の粗度係数

	ステンレス鋼管
相当粗度 k_s	$5 \times 10^{-5} \text{m}^*$
粗度係数 n	0.008

注記*：メーカー標準値

6.2 床面の粗度係数

保温材からの漏えい水がダイヤフラムフロアの側溝を通じてドレン配管入口まで移動する際の流速は、シェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式を基に算出しており、この際に床面の粗さを表すパラメータとして粗度係数を使用している。

本評価で使用する粗度係数は、「機械工学便覧」に記載されている純セメント平滑面の粗度係数(0.009～0.013)を参考にしており、発電所の床面は塗装により滑らかであるが、本評価では0.013とし、保守的な評価としている。

7. ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の漏えい検出評価時間の保守性について

ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置による漏えい検出時間 ($T_6 \sim T_8$ の合計 39 分) には、以下のとおり保守性を見込んでおり、ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の演算時間 (T_9) の 13 分を加えても 60 分を超えないため、問題なく 1 時間以内に $0.23\text{m}^3/\text{h}$ の漏えい量 (液体分) を検知可能である。

また、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置による漏えい検出時間 ($T_1 \sim T_3$ の合計 41 分) には、3. のとおり保守性を見込んでおり、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置からドライウェル高電導度廃液サンプまでのドレン配管移送時間 (T_5) 及びドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の演算時間 (T_9) の合計 15 分を加えても 60 分を超えないため、問題なく 1 時間以内に $0.23\text{m}^3/\text{h}$ の漏えい量 (蒸気分) を検知可能である。

7.1 保温材から漏れ出るまでの時間： $T_6=30$ 分の保守性

7.1.1 金属保温材

原子炉冷却材配管は保温材 (金属保温) を設置しており、円周方向に一体構造ではなく、独立に 2 分割された金属保温を止め合せて取り付けている。保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間 T_6 は、保守的に保温材の一部が損傷したことを仮定し、漏えい水が 2 分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の 2 分割部分に滞留後、接合部から漏れ出ると仮定し算出している。漏えい水が保温材に入り込むとは考えにくいですが、保温材の 2 分割の下半分に入り込むと仮定することで、漏えい水が保温材の接合部まで達し流れ出るまでの時間を保守的に評価している。なお、本評価では保守的に原子炉冷却材を内包する配管の金属保温材のうち、2 分割で水平配管に設置される保温材内容積が最も大きい箇所を評価している。

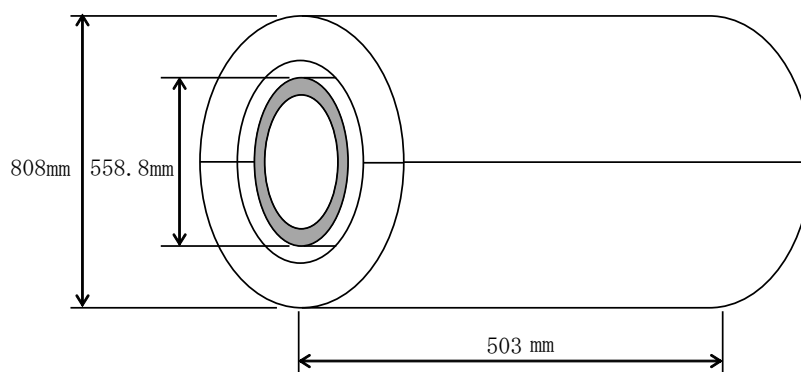


図 7-1 金属保温材から漏れ出るまでの時間における概略図

7.1.2 一般保温材

原子炉冷却材配管は保温材 (一般保温) を設置しており、円周方向に一体構造ではなく、独立に 2 分割された一般保温を止め合せて取り付けている。保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間 T_6 は、保守的に保温材の一部が損傷したことを仮定し、漏えい水が 2 分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の 2 分割部分に滞留後、接合部から

漏れ出ると仮定し算出している。漏れい水が保温材の 2 分割の下半分の体積の 50%分吸収されると仮定することで、2 分割された外装版の接合部まで達し流れ出る時間を保守的に評価している。なお、原子炉冷却材を内包する配管の一般保温材のうち、保温材内容積が最も大きい箇所としている。

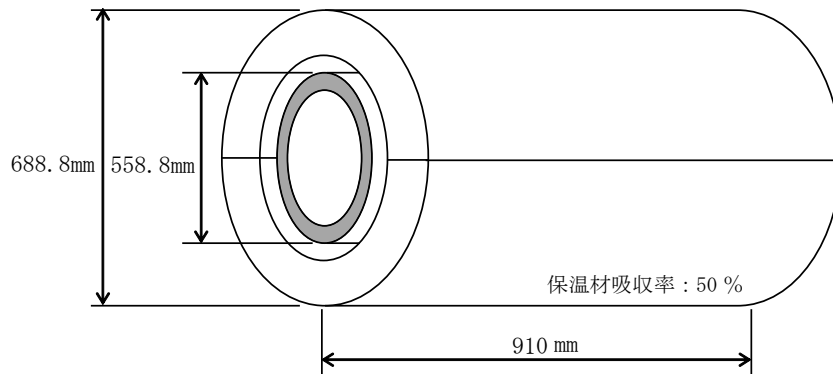


図 7-2 一般保温材から漏れ出るまでの時間における概略図

7.2 ドレン配管入口までの到達時間： $T_7=5$ 分における保守性

保温材からの漏れい水は原子炉格納容器内のダイヤフラムフロアに落下するが、床面には側溝があり、この側溝に向かって、こう配 (1/100 こう配) を設ける設計である。本評価における落下位置は、配管の真下ではなく原子炉格納容器内においてドレン配管入口 (床ドレン受口) から最も離れている箇所から評価することで保守的な評価としている。

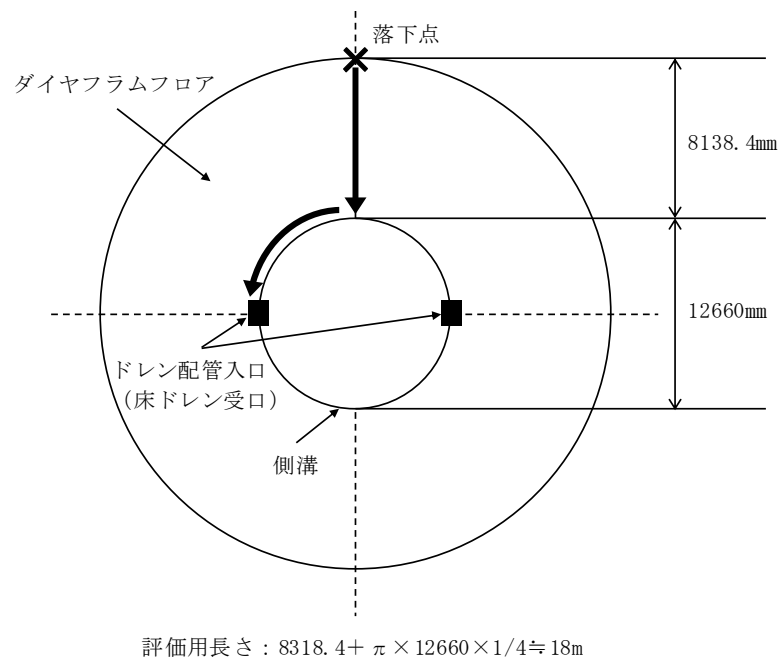


図 7-3 落下点からドレン配管入口 (床ドレン受口) までの到達時間における概略図

7.3 ドレン配管移送時間（ドレン配管入口～ドライウェル高電導度廃液サンプル）： $T_8=4$ 分における保守性

ドレン配管入口からドライウェル高電導度廃液サンプルまでのドレン配管には、垂直部、水平部（1/100 こう配）があるが、ドレン配管移送時間を評価する際には、保守的に垂直部を含む全体を水平部と同じ 1/100 こう配と仮定し、さらに評価用長さを配管の設計長さに 1.1 倍を乗じて評価している。

垂直配管の流速は水平部より早くなることから実際の検出時間は評価時間よりも短くなると考えられる。

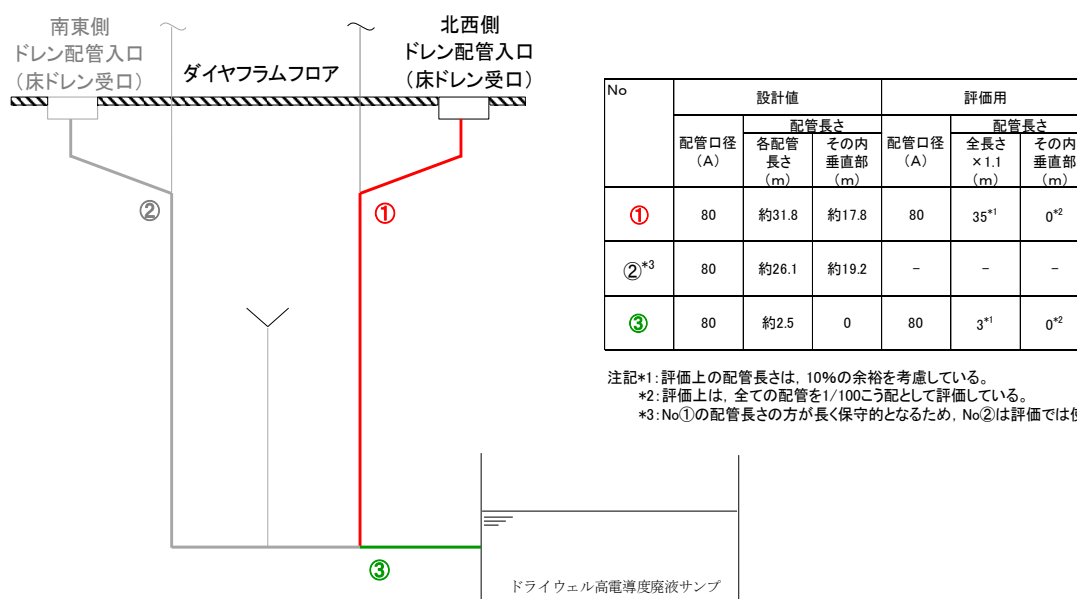


図 7-4 ドレン配管移送時間（ドレン配管入口～ドライウェル高電導度廃液サンプル）

7.4 ドライウェル高電導度廃液サンプル水位変化率の演算時間： $T_9=13$ 分における保守性

ドライウェル高電導度廃液サンプル水位変化率の演算時間における保守性を「2. ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置の演算時間について」に示す。

8. ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置監視不能時の対応について

RCPB 配管からの原子炉冷却材の漏えいの検出装置としてドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置を使用するが、当該装置が故障した場合は、当該装置の復旧に努めるとともに、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水流量測定装置による確認（原子炉冷却材漏えい時のドライウェル冷却系除湿冷却器の蒸気凝縮量の増加）、ドライウェル内雰囲気放射能濃度測定装置による確認（原子炉冷却材漏えい時の核分裂生成物放出量の増加）、及びドライウェル低電導度廃液サンプル水位測定装置による確認を行う。

なお、ドライウェル高電導度廃液サンプル水位測定装置の故障判断については、通常運転時における当該装置の監視及び点検の結果により行う。